

JAERI - M
91-114

技術報告：NSRRを用いたシリサイド
板状燃料実験の技術開発

1991年8月

柳澤 和章・曾山 和彦・市川 博喜・根本 工
星野 修・宇野 久男・梅田 政幸・鈴木 敏夫
金澤 浩之・木村 康彦・三村 英明

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、お申しこしてください。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, 1991

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷㈱

技術報告：NSRRを用いたシリサイド板状燃料実験の技術開発

日本原子力研究所東海研究所燃料安全工学部

柳澤 和章 ・ 曾山 和彦⁺¹ ・ 市川 博喜⁺¹ ・ 根本 工
星野 修 ・ 宇野 久男 ・ 梅田 政幸 ・ 鈴木 敏夫⁺²
金澤 浩之⁺³ ・ 木村 康彦⁺³ ・ 三村 英明⁺³

(1991年7月1日受理)

研究炉燃料の低濃縮化(90w/o²³⁵Uから45w/o まで、さらには20w/o²³⁵U 程度までの濃縮度低減)は、結果として、従来使用して来たアルミナイド板状燃料からシリサイド板状燃料への形態変更を迫ることとなった。燃料材質の変更にともなって、安全性の観点から、原研の安全性研究炉(NSRR)を用いた反応度事故模擬実験を実施することとなった。

シリサイド板状燃料は、U-Al-Siを主成分とする三元系の板状合金を芯材(肉厚約0.51mm)とし、その両側をAl-3%Mg板状合金(肉厚約0.38mm)が被覆している金属燃料であり、その初期密度は、4.8gU/cm³である。セラミックUO₂-ジルカロイ合金被覆管で構成される軽水燃料と比較すると、発熱体である芯材の熱伝導度は極めて良い(13倍)が、逆に融点は低い(約1/2 の1570°C)。

この板状燃料特有の性質のため、NSRRでのパルス実験開始に先立って、あらかじめ克服すべき幾つかの技術的課題が明らかになった。以下はその主な課題例である。

- (1) 低融点で熱伝導特性の良い燃料板がパルス照射によって溶融破損し、大きな機械的エネルギーを発生しても、十分に安全を担保できるような実験用カプセルの設計・製作を行う必要性。
- (2) 炉内燃料ふるまいをモニタリングするには、熱伝導特性の極めて良いすなわち熱抵抗の小さいAl被覆材(肉厚約0.38mm)に、0.2mm 径のPt-Pt13%Rh熱電対を取り付ける必要性。
- (3) シリサイド板状燃料の製作は、我が国では十分な製作知見がなく、国外の製造メーカー(仏セルカ社及び米B&W社)に、それを頼らざるを得なかった。このため、製作仕様決定に関しては、細心の注意を払う必要性。

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2-4

+1 研究炉部

+2 化学部

+3 ホット試験室

(4) 板状燃料の照射後試験については、NSRRでの実施経験が乏しく、燃料の発熱量の評価、中性子束の分布状態、切断と金相試験、及び計量管理等、殆どが手探りの状態から出発せざるを得ない新規性。

これらの技術課題につき、燃料安全工学部の反応度安全研究室及びNSRR管理室、研究炉部の研究炉技術開発室、化学部・分析センター並びにホット試験室の技術陣が昭和63年(1988年)以降、約4年の歳月をかけて当該技術課題と取り組み、解決に至った。

本報は、その技術的成果を集大成したものである。

Technical Report:
Technical Development on the Silicide Plate-type Fuel Experiment
at Nuclear Safety Research Reactor

Kazuaki YANAGISAWA, Kazuhiko SOYAMA⁺¹, Hiroki ICHIKAWA⁺¹
Takumi NEMOTO, Osamu HOSHINO, Hisao UNO, Masayuki UMEDA
Toshio SUZUKI⁺², Hiroyuki KANAZAWA⁺³, Yasuhiko KIMURA⁺³
and Hideaki MIMURA⁺³

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

(Received July 1, 1991)

According to a reduction of fuel enrichment from 45 w/o ²³⁵U to 20 w/o, an aluminide plate-type fuel used currently in the domestic research and material testing reactors will be replaced by a silicide plate-type one.

One of the major concern arisen from this alternation is to understand the fuel behavior under simulated reactivity initiated accident (RIA) conditions, this is strongly necessary from the safety and lisencing point of view. The in-core RIA experiments are, therefore, carried out at Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) in Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI). The silicide plate-type fuel consisted of the ternary alloy of U-Al-Si as a meat with uranium density up to 4.8 g/cm³ having thickness by 0.51 mm and the binary alloy of Al-3%Mg as a cladding by thickness of 0.38 mm.

Comparison of the physical properties of this metallic plate fuel

+1 Department of Research Reactor

+2 Department of Chemistry

+3 Department of Hot Laboratories

with the UO_2 -zircaloy fuel rod used conventionally in commercial light water reactors shows that the heat conductivity of the former is of the order of about 13 times greater than the latter, however the melting temperature is only one-half ($1570^\circ C$).

Prior to in-core RIA experiments, there were some difficulties lay in our technical path. They were:

- (1) As the silicide fuel has rather low melting temperature and a good heat conductance, the mechanical energy to be released after fuel fragmentation is expected to be significantly greater than that of UO_2 fuel. Experiences at NSRR with respect to the design and the fabrication of the irradiation capsule which can accommodate such greater mechanical energy were poor.
- (2) To understand the in-core thermal behavior of the silicide plate-type fuel, a spot (heat resistant) welding with Pt/Pt-13%Rh bare wires to aluminum alloy cladding of which heat resistant is very small is necessary. Experience at NSRR on this type of the welding, however, was poor.
- (3) Fabricational techniques of the silicide plate-type fuel are dependent much on the foreign vendors, that is, Cerca in France and B&W in U.S.A. This condition stressed us for the preparation of the fuel fabricational specification.
- (4) Post-irradiation examinations (PIEs) consisted of the determination of deposited energy through burn-up analysis, the measurement of neutron flux distribution across the fuel plate, the cutting and the metallographic examinations. Although PIE techniques for UO_2 -zircaloy systems were proven some of those for plate-type fuels were new. Additionally, a management of the radioactive wastes yielded from the cutting and polishing stages was not established previously.

To overcome these technical difficulties lay before us, JAERI staffs from Department of Fuel Safety Research, Department of Research Reactor, Department of Chemistry and Department of Hot Laboratories, have been engaged in this technical field since 1988. This report summarized the technical achievements obtained through our four years work.

Keywords: Silicide Plate-type Fuel, NSRR, RIA, PIE, Pulse Irradiation, Capsule

目 次

1. はじめに (柳澤)	1
2. 未照射板状燃料実験用カプセルの設計用評価曲線について (曾山)	3
2.1 燃料破損時に発生する破壊力	3
2.2 破壊力評価のデータベース	3
2.3 TREAT実験結果からの燃料ふるまい評価	4
2.4 衝撃圧力に対する評価	4
2.5 水撃力に対する評価	5
2.6 アルミナイド及びシリサイド燃料に対する適用	6
3. 実験開始に先立って克服した技術的課題	14
3.1 カプセル・中子の設計製作 (根本)	14
3.2 燃料板の設計, 製作 (市川)	16
3.3 熱電対溶接技術と燃料板組立 (宇野, 柳澤)	17
4. 照射後試験技術	41
4.1 発熱量評価とピーキングの決定 (鈴木)	41
4.2 燃料板のX線撮影, 切断・研磨及び金相試験 (柳澤)	42
4.3 SEM/XMA試験 (金澤, 木村, 三村)	44
5. その他	58
5.1 炉内データバンクシステム (星野)	58
5.2 計量管理技術 (梅田)	58
6. おわりに (柳澤)	65
謝 辞	66
参考文献	66

Contents

1. Introduction (Yanagisawa)	1
2. Licensing Acceptance of the Irradiation Capsule for Unirradiated Plate-type Fuel (Soyama)	3
2.1 Destructive force arisen from defected fuel	3
2.2 Evaluation data for the destructive force	3
2.3 Evaluation of fuel behavior by TREAT experiment	4
2.4 Evaluation on pressure pulse	4
2.5 Evaluation on water hammer	5
2.6 Application to aluminide and silicide plate fuels	6
3. Technical Difficulties Overcome Prior to Experiment	14
3.1 Design and fabrication of the irradiation capsule and the in-capsule supporters (Nemoto)	14
3.2 Design and fabrication of silicide plate fuel (Ichikawa) ...	16
3.3 Thermocouple welding technique and assembling of fuel plate (Uno, Yanagisawa)	17
4. Post-pulse Irradiation Examination Technique	41
4.1 Evaluation of deposited energy and determination of peaking factor (Suzuki)	41
4.2 X-ray inspection, cutting, polishing and metallographic examinations of fuel plate (Yanagisawa)	42
4.3 SEM/XMA examination (Kanazawa, Kimura, Mimura)	44
5. Miscellaneous	58
5.1 In-core data bank system (Hoshino)	58
5.2 Control of wasted fuel chip (Umeda)	58
6. Concluding Remarks	65
Acknowledgements	66
References	66

1. はじめに (柳澤)

核不拡散政策は、我が国の基本の方針であり、これに則って、原研の研究炉では濃縮度低減化に向けての改良・改造努力が進められている。具体的には、例えば、JMTRは全炉心に対し、現行のMEU(中濃縮)燃料を濃縮度20%のLEU(低濃縮)燃料に転換し、運転サイクルをMEU炉心の12日から、LEU炉心の25日に延長しつつ、1運転サイクル中の燃料交換のための中間炉停止の廃止にふみきりたいとしている⁽¹⁻¹⁾。

燃料のLEU化を達成するには、現行のMEU炉心に使用しているウラン密度 2.28gU/cm^3 のアルミナイド燃料(UAl₃芯材-Al被覆材)から、ウラン密度 4.8gU/cm^3 のシリサイド燃料(U₃Si₂芯材-Al被覆材、濃縮度約20%)に移行するのが、最も合理的と考えられている。

原研の研究炉に対しても低濃縮化が進められているが、当該燃料に関する国の安全審査時に必要な、判断基準のデータベースの構築も急がれている。このうち、安全性研究炉(Nuclear Safety Research Reactor, NSRR)では、安全性研究の観点に立って、シリサイド燃料の反応度事故時の燃料ふるまい研究を実施し、原研の研究炉燃料改良研究に側面から貢献しようとしている。しかしながら、これまでのNSRRパルス実験では、UO₂セラミック燃料-ジルカロイ被覆管を用いた棒状燃料に関する研究が主体であり、シリサイド燃料の様な板状金属燃料によるパルス実験は、全く経験がなかった。このため、実験実施に先立って、シリサイド燃料板を収納し、パルス照射を可能ならしめる照射カプセルの健全性の評価から出発せざるを得なかった。NSRRの設置変更に係る許可申請がこれであり、このために約2年間の歳月を要した。本報では、この許可申請時に行ったカプセル健全性に係る考え方について第2章で簡単に触れる。

シリサイド板状燃料は、被覆材として熱伝導性の良いアルミニウム合金(Al-3w/oMg合金)を用いているため、当該燃料板が溶融破損すれば機械的エネルギーが発生し、その値はUO₂棒状燃料に較べ格段と大きいことが予測された。従って照射カプセルの健全性を担保するためには、カプセル肉厚をこれまでUO₂棒状燃料体系で用いてきたものよりも厚くするような設計変更を余儀なくされた。また、UO₂棒状燃料試験体は、非発熱部である燃料部の下部端栓にネジ孔をあけ、ここをネジ止めする事でカプセル内に支持固定したが、シリサイド板状燃料では、この方式が使えなかったため、燃料板をクリップではさみ込む形式の中子(支持構造物)をあらたに考案する必要が生じた。

他にも解決困難なことがあった。それは、研究上のニーズに基づいて、シリサイド燃料板の表面温度をモニタリングする必要性から、P₁/P₁-13%R_hを熱抵抗溶接方式により溶接しようとしたが、ジルカロイ材よりもさらに熱抵抗が小さく、かつ熱容量も小さいアルミニウム被覆材は簡単には溶接することができなかった。

また、燃料板の製造等は、国内で行えず外国燃料メーカー(例:仏のセルカ社や米のB&W社)に依頼せざるを得なかった。このため、製作仕様書作成にあたっては、U-Al型燃料板等の製作経験はあったものの、原研としては慎重に対応せざるを得なかった。

これら、実験実施に当たっての技術的課題の克服に、どの様に取り組み、解決に至ったかについて第3章で触れる。

パルス照射後、供試シリサイド燃料の発熱体（ウラン）単位重量あたりどのくらい発熱があったかを示す指示値が、いわゆる発熱量（Deposited Energy）であり、「cal/g・fuel」という単位で示される。NSRRでは、従来からこの値を用いてきており、NSRRデータを反映させたRIA指針⁽¹⁻²⁾でも、この単位が用いられている。この値は、これまでパルス実験後に、発熱した燃料のうち数グラムを供試燃料棒から切断・硝酸溶解し、そのガンマ線強度測定から決めてきた。しかし、シリサイド燃料の場合、芯材中にボイド（空隙）があったり、アルミニウムマトリクス中に芯材が島状に分散したりしている分散型合金であるため、切断燃料のウラン重量が正確に秤量でき得ないことが判明した。従って、発熱量校正試験では燃料切断を行わない方法をとらざるを得なかった。

照射後試験では、外観、寸法、X線撮影、切断、金相観察等を行った。このうち幾つかの項目で、当初予想できなかった事態が生じた。例えば、X線撮影では、従来の棒状UO₂燃料に用いていた撮影条件が、全く応用できなかった。燃料棒の切断では、棒状UO₂用に設計しておいた切断機では用をなさないことが分かった。金相試験では、研磨条件が全く不明であったのと、エッチング（試料表面腐食）液に関する適切な情報が殆どなかった。第4章では、これらの技術的課題にどの様に取り組んで解決したかについて触れる。

その他、NSRRにおけるシリサイド燃料の炉内過度データバンクシステム及び燃料切断に伴って生じた核燃廃棄物質の計量管理技術をどの様に確立したかについて、第5章で簡単に触れる。

2. 未照射板状燃料実験用カプセルの設計用評価曲線について (曾山)

2.1 燃料破損時に発生する破壊力

NSRR実験において、試験燃料をパルス照射し、急激な発熱を与え燃料を破損させた時に、発熱量が比較的低い場合には、燃料破損に至っても破壊力は発生しない。非常に大きな発熱量が与えられ、燃料が熔融破損するようになると、熔融燃料が微粒子となって冷却材中に飛散し、急速な伝熱による蒸気発生によって破壊力が発生する。

破壊力は、まず燃料破損、分散と共に衝撃圧力の形で生じる。衝撃圧力は、冷却材中を圧力波として伝播し、容器（照射カプセル）の接液部に圧力パルスとして作用する。これに引続き、蒸気の膨張による冷却材の吹上が生じる。吹き上げられた冷却水塊が照射カプセルの上蓋に衝突すれば、水撃力が発生する。

破壊力は、以上の衝撃圧力及び水撃力であり、かつ、各々の時間差を持って作用する。従って、従来、照射カプセルの設計においては、これらの2つの破壊力を設計荷重として各々独立して作用するものとして強度設計を実施してきている。

2.2 破壊力評価のデータベース

従来、NSRR実験用カプセルの強度設計用の評価は、照射カプセルを用いて行われた炉内燃料破損実験の破壊力測定データに基づいて行ってきた。

板状燃料に対しカプセル実験として実施された先行例としては米国のTREAT 実験がある。しかし、この実験においては、燃料の破損しきい値や燃料・冷却材反応により生ずる水素発生については、詳細に調べられているが、破壊力については測定されていない。従って、TREAT 実験は燃料の破損挙動を定性的に評価するために利用する。

カプセル照射実験による破壊力測定データとしては、棒状燃料によるNSRR実験結果を、燃料の物性条件の相違を考慮した上で使用する。さらに、板状燃料により構成された炉心が反応度事故実験により破壊し、破壊力が評価されたものとして、SPERT-ID実験(全炉心破壊実験)がある。これは、NSRRにおけるカプセル実験の体系とは異なるが、測定データは、①実炉であるため燃料板と冷却材とが交互に配列され熔融燃料と冷却材との混合条件がよく、大きな破壊力が発生している点、②圧力波の伝播条件がほぼ等しい点、からNSRR実験におけるカプセル設計に対して安全側と考えられるのでデータベースとして使用する。また、SPERT-ID実験の破壊力評価研究としてR. Wright等により実施された熔融アルミニウムと水の接触実験も補足データとして使用する。また、板状燃料炉心が反応度事故により破壊した例として、SL-1事故があり、この評価結果が報告されているのでこれも参考データとする。以上のデータベースをまとめてTable 2.2.1 に示す。

2.3 TREAT実験結果からの燃料ふるまい評価

Fig. 2.3.1は、TREATにおいて行われた U_3O_8 -Al板状燃料(HFIR燃料)及びU-Al合金板状燃料(SL-1及びSPERT-I燃料)実験の結果⁽²⁻¹⁾から、燃料に与えた発熱量と燃料の損傷状況の関係及び燃料温度の評価値を示したものである。

U_3O_8 -Al板状燃料の実験の結果から、230cal/g・fuel以上で燃料の変形、ふくれ、曲がりが生じること、440cal/g・fuelまでは燃料の溶融・分散は起こらず破壊力の発生はなかったこと、そして、約530cal/g・fuelでは燃料板表面温度は1,200~1,400°C程度となり、燃料被覆材の金属-水反応が急速に進行し、反応熱により燃料板は溶融、微粒子化し破壊力が発生したという所見が得られている。(ここで、『cal/g・fuel』は燃料芯材の単位質量当りの発熱量を表わす。)

また、U-Al合金板状燃料の実験の結果でも、245cal/g・fuel以上の発熱量で、燃料は溶融変形して大きな球形物になること、360~430cal/g・fuelの範囲で燃料が微粒子化し、破壊力が発生しているという所見が得られている。

一方、 U_3O_8 -Al板状燃料の燃料温度の評価解析では、燃料板表面温度は、約230cal/g・fuelの発熱量で被覆材(アルミニウム)の融点に達し、約500cal/g・fuelでは約1,200°Cとなり、実験結果とよく一致している。

2.4 衝撃圧力に対する評価

(1) NSRR実験結果

Fig. 2.4.1にNSRRで得られた UO_2 燃料の破損実験に発生した衝撃圧力のピーク値と発熱量の関係⁽²⁻²⁾を示す。衝撃圧力は燃料の溶融破損が生じる発熱量以上で生じ、発熱量とともに増加する傾向を持つが、最大値は冷却材の臨界圧力よりは十分下回っている。また、燃料、冷却材比の増大によって上昇する傾向をもつが、あまり大きな影響ではなく、冷却材温度によっては殆ど影響されないという結果も得られている。

(2) SPRET-ID実験の結果

SPRET-ID実験では、炉容器内に多数の圧力計を配置し衝撃圧力の測定を行った。Fig. 2.4.2はこの際の過渡記録の例⁽²⁻³⁾である。出力パルスが最大になる時点の直前に沸騰によるとみられる圧力パルスが生じ、それから約17ms後に極めて大きな衝撃圧力が発生した。この衝撃圧力のピーク値は、約2,800psi*(197kg/cm²)と測定された。信頼できる圧力計がわずか1個であったため、さらに圧力計の受圧面の永久変形をもとに炉心周辺の衝撃圧力の評価が行われ、このうち、炉心側面の最も炉心に近い圧力計では、約4,000psi(281kg/cm²)であったと評価されている。この実験における平均燃料発熱量は、約430cal/g・fuelである。

* 1psi=14.22kg/cm²

(3) 衝撃波管型炉外実験

衝撃波管型炉外実験では、Fig. 2.4.3に示すように、溶融アルミニウムのプールに水を落下させ、蒸気爆発によって生ずる衝撃圧力の測定が行われた⁽²⁻⁴⁾。実験は溶融アルミニウムの温度を変化させて行われた。この結果、Fig. 2.4.4に示すように、アルミニウムの溶融エンタルピーである180cal/g・Al以上の発熱量で衝撃圧力が発生し、衝撃圧力は発熱量の増大と共に高くなり、約250cal/g・Alで約3,000psi(210kg/cm²)となるが、水の臨界圧力は超えていない。

NSRR実験では、①開水面があって発生した蒸気が自由に膨張できる条件にあり、②蒸気の発生量に比べ冷却材が十分に大量に存在する。よって、発生した蒸気はほぼ飽和状態を保って膨張するので衝撃圧力は水の臨界圧力を超えない。

蒸気の加熱速度の目安となる衝撃圧力の立ち上がり時間は、水の臨界圧力に近い圧力が測定された衝撃波管型炉外実験（衝撃圧力の立ち上がり時間約80μsec）に比べ、従来のNSRRの標準燃料実験（約600μsec～1msec）ではかなり緩やかである。板状燃料の実験における衝撃圧力の立ち上がり時間は、板状燃料と標準燃料との物性値の違いを考慮しても、標準燃料実験の数分の1と考えられ、衝撃波管型炉外実験よりも緩やかであるものと推定される。

従って、板状燃料に関するNSRR実験において衝撃圧力の最大値は水の臨界圧力を超えることはないものと考えられる。

カプセル内部を伝播する圧力波は、カプセル壁で反射した後進行波と反射波が重畳するが、この合成波は、進行波の2倍を超えることはないことが実験用カプセルの耐爆実験の結果確認されている。従って、想定される最大圧力である臨界圧力の2倍の圧力値（452kg/cm²）がカプセル設計上の上限圧力と考えられる。

過渡的な衝撃圧力の測定が行われた前記の(1)NSRR実験、(3)衝撃波管型炉外実験のいずれも水の臨界圧力を超える圧力パルスの発生は観測されていない。また、(2)SPERT-ID実験で報告されている圧力は、圧力計の過渡記録では約2,800psi(197kg/cm²)であり、実験後、ダイヤフラムの変形に基づいて評価された最大圧力は約4,000psi(281kg/cm²)となっているが、測定誤差などを考えるとほぼ臨界圧力（約3,200psi(226kg/cm²））程度であったと推定される。

以上のことから、Fig. 2.4.1に示すように、水の臨界圧力の2倍を上限とする設計評価線を定めるものとする。

2.5 水撃力に対する評価

水撃によって発生する圧力は水塊の衝突速度に比例する。このため、水撃力に対する設計は、試験燃料に与えられたエネルギーの内、水塊の運動エネルギーに転換された割合、即ち機械的エネルギー転換率を定め、これに基づいて水塊の運動エネルギーを評価し、水塊の衝突速度を求めて水撃圧力を算定する方法で行っている。従って、このための機械的エネルギー転換率を実験データから評価する必要がある。

(1) NSRR実験結果

NSRR実験で得られた機械的エネルギー転換率と発熱量の関係⁽²⁻²⁾をFig. 2.5.1の白抜きのプロットで示す。

水撃力は、燃料の溶融破損が生じる発熱量以上で生じ、発熱量とともに増加する傾向を持つ。

これらのUO₂燃料による実験結果をシリサイド燃料実験の評価に用いるには、物性値の相違を考慮する必要があるが、機械的にエネルギーの発生は、水塊が加速される約5~10msの極めて短時間の間の冷却材への伝熱量によって支配されるため、物性値として最も大きな影響があるのは燃料の熱伝導率である。

シリサイド燃料において棒状燃料のUO₂に相当するのはU₃Si₂とアルミニウムの混合物であるが、熱伝導率を大きく評価するようにアルミニウム単体の値を用いて計算すると、単位時間当たりの燃料溶融物から冷却材への伝熱量はUO₂燃料に比べ約2.4倍高い値となる。このことから、機械的エネルギー転換率もシリサイド燃料ではUO₂燃料に比べ約2.4倍高いと推定し、UO₂燃料のデータを2.4倍した値をFig. 2.5.1に黒塗りのプロットとして示した。

(2) SPERT-ID実験及びSL-1事故の結果

SPERT-ID実験⁽²⁻³⁾及びSL-1事故⁽²⁻⁵⁾⁽²⁻⁶⁾の報告では、発生した機械的エネルギーを、いずれも炉容器や炉心構造物の変形に要したエネルギーとして算定し、これに基づき機械的エネルギー転換率の評価を行っている。報告書によればSPERT-ID実験では燃料発熱量431cal/g・fuelに対し3.3%と評価されている。この機械的エネルギー転換率は、衝撃圧力による寄与も含んだものであるので、水塊の運動エネルギー評価のためには大きめの値であり、安全側の評価値を与えることになる。また、SL-1事故では発熱量680cal/g・fuelに対し5.8%と評価されるが、この値は燃料の蒸発による寄与をも含んでおり、本申請の実験範囲を大きく上回る発熱量条件に対するものであるため参考データとして扱うものとする。

以上のデータベースに基づいて、SPERT-ID実験データに十分余裕をもたせた7%を上限として全データを包絡するように評価線を作成する。(Fig. 2.5.1)

2.6 アルミナイド及びシリサイド燃料に対する適用

(1) 設計曲線のデータベースの適用性

上述の設計曲線のデータベースは酸化ウラン燃料、U-Al合金燃料あるいはアルミニウムによる実験結果から得られたものである。従ってこの結果のアルミナイド及びシリサイド燃料に対する適用性を吟味しておく必要がある。板状燃料の溶融破損においては、燃料芯材の溶融分散が起こらなければ破壊力が発生しないことが明かであるが、融点が低いアルミニウム被覆材が溶融分散した時点を破壊力発生の開始と考えれば安全側である。アルミナイド及びシリサイド燃料は被覆材がアルミニウムであるので、U-Al合金燃料あるいはアルミニウムの場合とあまり大きな違いは生じないものと予想される。従って、アルミナイド及びシリサイド燃料に対する設計曲線では、被覆材の溶融分散が240cal/g・fuelから生じ、同時に破壊力の発生も開始するとした。な

お、TREAT実験では、U-Al合金燃料は360cal/g・fuel以上で燃料の溶融分散が起こり破壊力が発生している。

破壊力発生開始以後の高い発熱量領域において燃料芯材が溶融破損したときの破壊力は、燃料の微粒子化が進むほど、また燃料の熱伝導率の大きいほど、大きくなる傾向にあることが知られている。この理由は、冷却材への熱移動がより急速に進むようになるためである。

微粒子化については、アルミナイド及びシリサイド燃料は、U-Al合金燃料あるいはアルミニウムよりも高い融点を持っており (Table 2.6.1 参照) 微粒子化しにくい。また、熱伝導率はU-Al合金燃料に比べてアルミナイド燃料は約3分の1、シリサイド燃料は約5分の1であるから、破壊力発生を小さくする要因として作用する。

従って、アルミナイド及びシリサイド燃料は、U-Al合金燃料あるいはアルミニウムに比べ、微粒子化しにくくかつ熱伝導率も小さいため、破損溶融した際に発生する破壊力は小さくなる。この結果から、前節に述べた設計曲線は安全側の評価を与えるもので、十分に適用性があると言える。

(2) アルミナイド及びシリサイド燃料実験の予測解析

① アルミナイド燃料の場合

アルミナイド燃料の照射実験時に予測される燃料板温度の解析をFig. 2.6.1に示す。この解析によりアルミナイド燃料の場合、約335cal/g・fuelで燃料被覆の溶融がおこる。そして約571cal/g・fuelでは、燃料芯材の溶融温度に達するので、これ以上の発熱量で破壊力が発生すると予想される。

② シリサイド燃料の場合

今回のシリサイド燃料の照射実験時に予測される燃料板温度の解析をFig. 2.6.2に示す。この解析によりシリサイド燃料の場合、約240cal/g・fuelで燃料被覆の溶融がおこる。そして約410cal/g・fuelでは、燃料芯材の溶融温度に達するので、これ以上の発熱量で破壊力が発生すると予想される。

Table 2.2.1 Data base for evaluation of the impact load arisen from the fuel destruction

Experiment	Outlines of test	Fuel	Usage as a data base	Refs.
① TREAT	In-core capsule exp. Increased energy in a stepwise manner (ca.130~1060cal/g·fuel) to study the deformation, ballooning, bowing, melt and fragmentation of tested fuel	Al-U ₃ O ₈ plate fuel U-Al alloy fuel	Threshold of impact pressure and that of mechanical energy generation	2-1
② NSRR	In-core capsule exp. Increased energy in a stepwise manner (ca.50~550cal/g·fuel) to study the deformation, ballooning, bowing, melt and fragmentation of tested fuel	UO ₂ pellet sheathed by zircaloy	Impact pressure and mechanical energy generation rate	2-2
③ SPERT-ID	Whole core destruction test.	U-Al alloy fuel	Impact pressure and mechanical energy generation rate	2-3
④ AEC water-impact molten Al exp.	Out-of-pile test to study the influence of impact pressure	Pure Al fuel	Impact pressure	2-4
⑤ SL-1 Accident	Accident resulting in causing the whole core destruction	U-Al alloy fuel	Referential data for evaluating the mechanical energy conversion ratio	2-5

Table 2.6.1 Physical properties of silicide fuel and aluminide one

	U_3Si_2-Al	UAl_x-Al ($UA1_3/UA1_4=1$)	U-Al Alloy (U:24w%)	Al	UO_2
Density [g/cm ³]	6.5	4.3	3.28	2.7	10.97
Uranium density [gU/cm ³]	4.8	2.2	0.79	—	9.6
Melting point [°C]	1665 (U_3Si_2)	1350 (UAl_3)	1105	660	2855
Heat conductivity [W/m/K]	40 (60°C)	77.3 (60°C)	165 (20°C) 157 (600°C)	203 (20°C) 230 (300°C)	3 (1800°C)
Specific heat [J/g/k]	0.32 (27°C) 0.42 (627°C)	0.51 (20°C) 0.59 (600°C)	0.70 (25°C) 0.93 (600°C)	0.90 (20°C) 1.17 (600°C)	0.31 (500°C) 0.37 (2000°C)

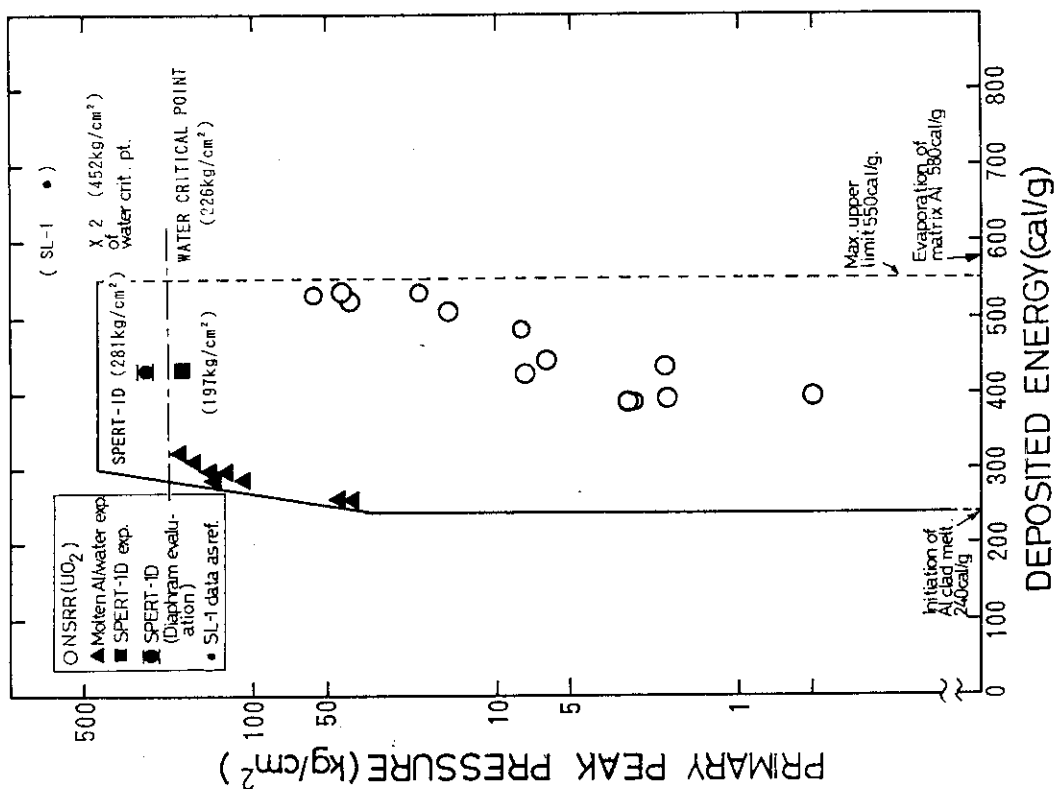


Fig. 2.4.1 Primary peak pressure vs deposited energy related to phate-type fuel pulse experiments in NSRR.

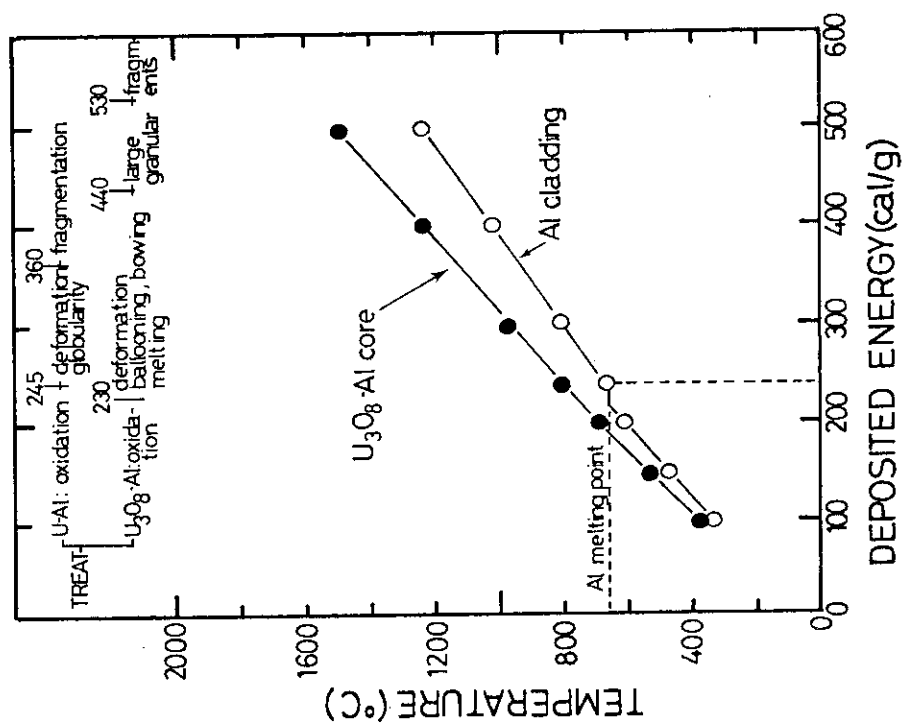


Fig. 2.3.1 Results of TREAT experiments and evaluated temperatures of U₃O₈-Al type plate fuels: Ref.(2-1).

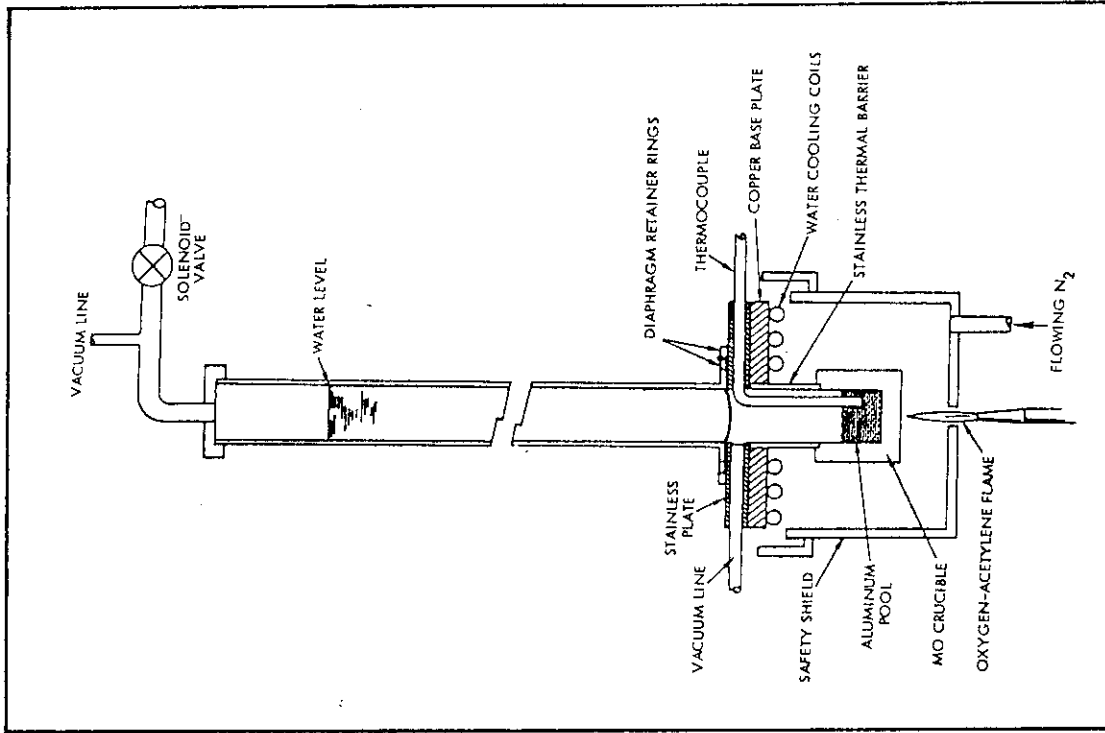


Fig. 2.4.3 Schematic drawing of molten-aluminum water shock tube experiment: Ref.(2-4).

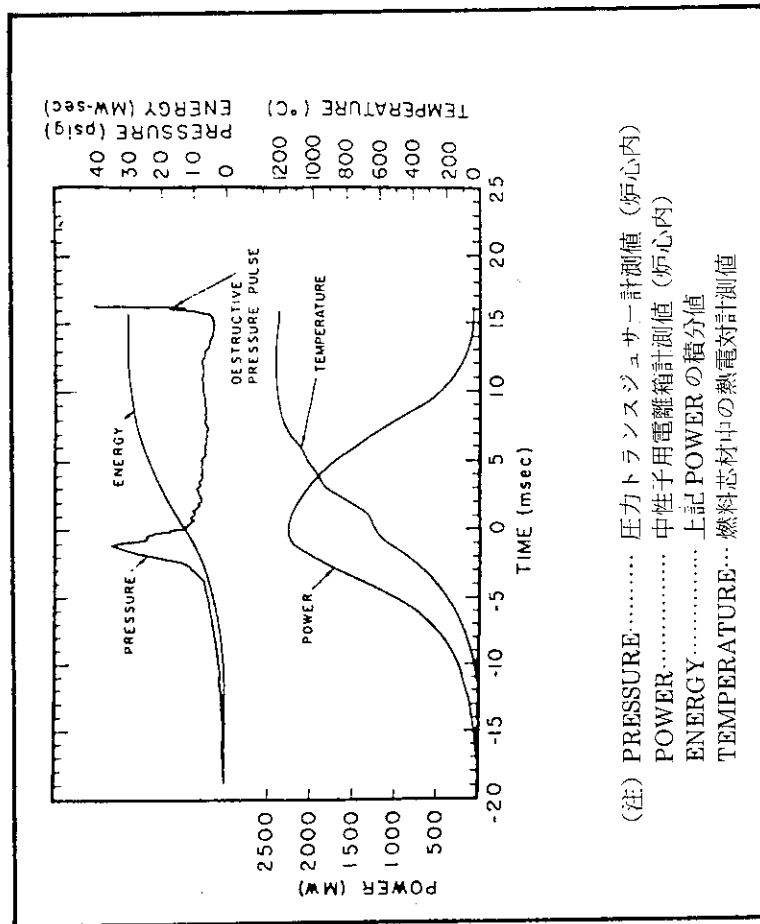


Fig. 2.4.2 Transient data obtained from SPERT-I experiment: Ref.(2-3).

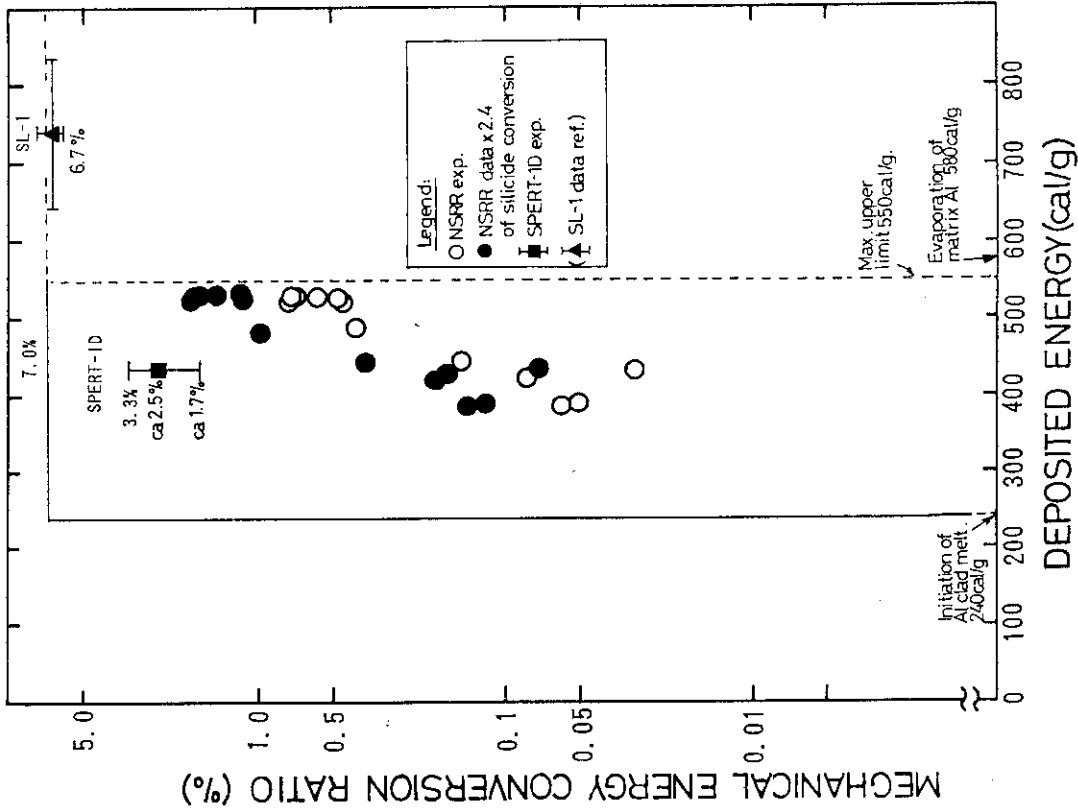


Fig. 2.5.1 Mechanical energy conversion ratio vs deposited energy related to silicide plate-type fuel experiment in NSRR.

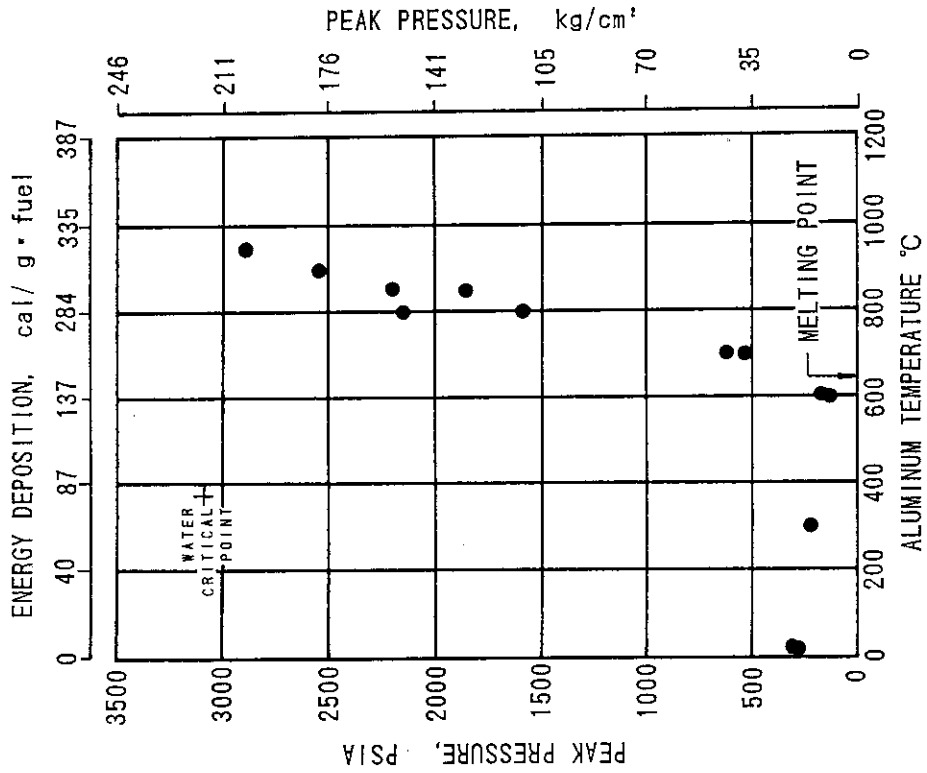


Fig. 2.4.4 Temperature dependence of the peak pressure from water impact upon aluminum: Ref.(2-4).

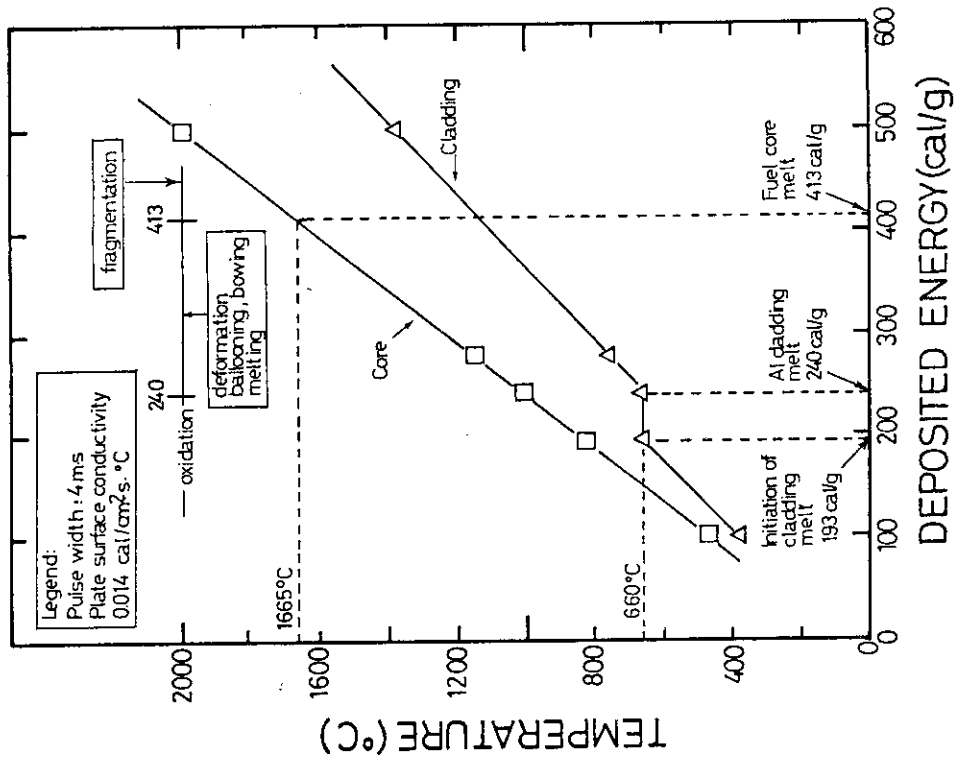


Fig. 2.6.2 Evaluation made on temperature change of silicide fuel as a function of deposited energy.

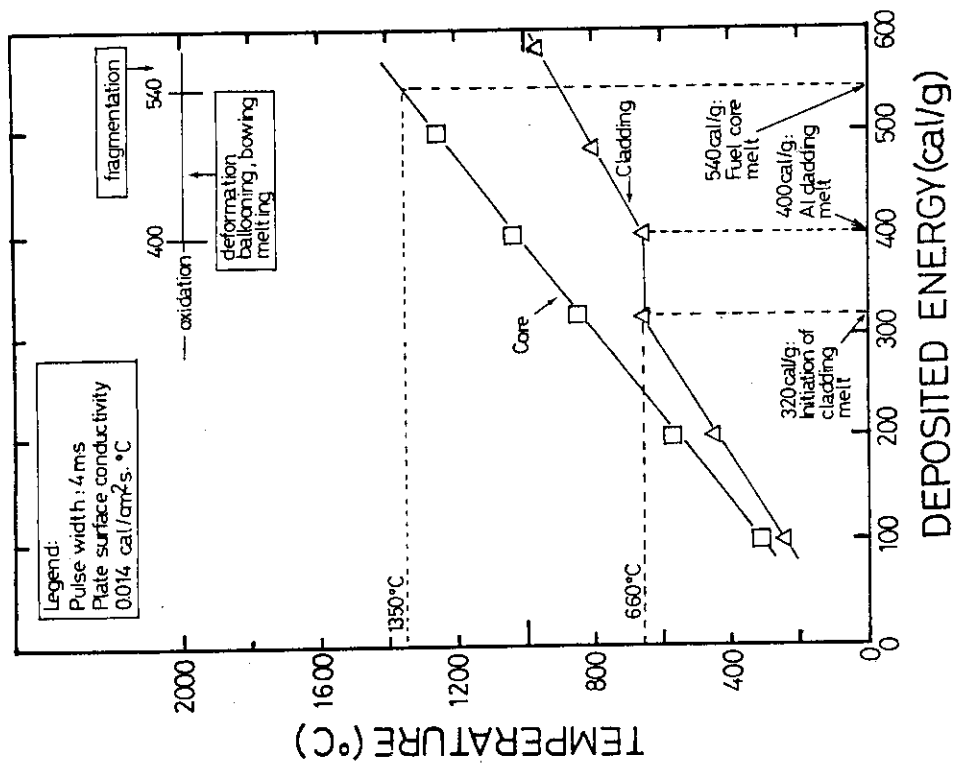


Fig. 2.6.1 Evaluation made on temperature change of aluminide fuel as a function of deposited energy.

3. 実験開始に先立って克服した技術的課題

3.1 カプセル・中子の設計製作（根本）

3.1.1 概要

本カプセルは板状燃料を収納し、冷却材として軽水（純水）を注入し、常温常圧の条件下において、NSRR実験孔内で照射実験を行うための容器であり、Ⅶ型大気圧水カプセルと称す。当該カプセルは、収納した試験燃料の破損に伴って発生する破壊力に耐え、試験燃料片、核分裂生成物等を内部に閉じ込めるための耐圧密閉容器として設計製作しようとしたものである。

3.1.2 設計

(1) 設計に対する要求

NSRR実験では、試験燃料の破損により高温の試験燃料片や核分裂生成物等が冷却材中に分散する。この試験燃料の破損に伴い、カプセル内で衝撃圧力や水撃力が発生し、カプセル内壁に圧力波として作用する。したがって、カプセルは分散した燃料片や核分裂生成物を容器内に閉じ込める機能を有する必要があることから、カプセル自身、試験燃料のいかなる形態での破損に対しても、壊れることのない剛な設計とすることが要求される。

また、カプセルの実験孔への装填及び実験孔からの取出しは、NSRRの備えつけの天井クレーン、専用の巻上機等を用い、主としてオフセット装填管（Fig. 3.1.1 参照）を通して行われる。このため、カプセルの形状は、装填、取出し等の作業性が優れていることが望まれる。

上記の基本的な諸点を考慮して、Ⅶ型大気圧カプセルの設計を行った。

(2) 構造設計

Ⅶ型大気圧カプセルは、内径100mm、最大外径200mm、全長1250mmの円筒縦型の容器であり、その材料としてステンレス鋼(SUS304)を用いている。特にカプセルの胴体部は、炉心で発生した中性子の利用率をより高め、試験燃料に目標とする発熱量を与えるために変形を許す設計を採用し、従来値よりは肉厚は厚くなるであろうが、その増加幅を可能な限り抑制する考え方を採用した。

Fig. 3.1.2にⅦ型大気圧水カプセルの概略図を示す。

(3) 強度設計

1) 負荷荷重の考え方

本カプセルの設計における負荷荷重としては、試験燃料の破損に伴って発生する圧力波としての衝撃圧力および高温の破損燃料片が冷却材中に分散し、冷却材を急激に加熱することによって生ずる蒸気の膨張のため水塊がカプセル上蓋に衝突して生じる水撃力の2種類の荷重を考える。

2) 最大実験条件

Ⅶ型大気圧水カプセルの使用制限範囲として、Fig. 3.1.3中に示すように、有効破壊エネルギー770cal及び最大総発熱量 3.1×10^5 calを採用した。

従って、Ⅶ型大気圧水カプセルの設計負荷荷重の算定は、この最大実験条件に基づいて行った。

3) 負荷荷重の算定結果

(イ) 衝撃圧力の算定

衝撃圧力のピーク値は、Fig. 3.1.4に示す未照射アルミナイド・シリサイド燃料実験用カプセル設計用圧力評価線図から定めることとし、水の臨界圧の約2倍である 452kg/cm^2 を用いた。

しかし、実際の負荷荷重としてはさらに安全裕度を考慮して 500kg/cm^2 の圧力を設計荷重と設定した。

(ロ) 水撃力の算定

水撃力については、カプセルの胴体部に作用するものと上部胴体に作用するもの考えた。最大発熱量としては550calを用いるので、これに対する機械的エネルギー転換率は、Fig. 3.1.5に示す未照射アルミナイド・シリサイド燃料実験用カプセル設計用転換率評価線図より、7.0%と見積もられた。水撃力は、この値をもとにカプセル胴体の軸方向及び上部胴体の半径方向の応答解析を行うことにより求めた。解析に使用した数値は、Table 3.1.1に示した。また、水撃力の算定結果は、Table 3.1.2に示した。

3.1.3 強度評価

(1) 評価基準

Ⅶ型大気圧水カプセルの強度評価に関しては、塑性歪の制限値をTable 3.1.3の様に定めた。

(2) 計算と評価

衝撃圧力及び水撃力に対するカプセル胴体及び蓋の計算については、有限要素法による解析コードMARCを使用し、軸対称条件で解析を行った計算結果から、カプセルの変形量が制限値を下回ることが確認された。

3.1.4 照射カプセル注水量の検討

従来、典型的なNSRR実験に用いられている照射カプセルは、I-N型である。このカプセルでは、Fig. 3.1.6に示す様に内径 $d_i = 10\text{cm}$ の円筒容器に燃料棒、内部支持構造物及び計装線類が装荷され、6.5ℓの純水を注入する方式が取られている。この様にして注水を行うと、円筒容器の底部から測って、高さ $80.4 - 57.5 = 22.9\text{cm}$ の分だけ、頂部側にプレナムガス空間ができるようになっていく。この22.9cmに相当するプレナム容積は円筒全体積の約28.5%に相当する。

さて、シリサイド板状燃料では、円筒容器の外形形状等は全てI-N型の設計思想を引き継ぐ事としたものの、予想される発生機械エネルギーが従来の UO_2 体系より大きいことが予測されたため、

前述したように、カプセル肉厚は従来の5mmから約15mmと厚くせざるを得なかった。

さて、このⅦ型カプセルについては、プレナム空間の体積決めが少し問題であった。すなわち、I-N型思想を引き継ぐとプレナム空間をほぼ全体積の28.5%近くの値とするべく、ある量の純水を注入しなければならない。Ⅶ型カプセルの円筒容器中には、シリサイド燃料板、内部支持構造物及び計装線類が装荷される予定であるが、これらの体積総量の推定は難しかった。そのため、一体何ℓの純水を注入すればI-N型思想に近づくのか判断がつかなかった訳である。

そこで以下の試算を行った。まず、Fig. 3.1.6に示す様に、I-N型では

$$\frac{\text{Plenum Volume}}{\text{Total Volume}} = \frac{\pi}{4} di^2 Hp / \frac{\pi}{4} di^2 H = 0.285 \quad \dots\dots\dots (1.1)$$

となっているから我々が必要としているⅦ型シリサイド実験用カプセルの注水量は、概ね

$$\begin{aligned} \text{Volume} &= \frac{\pi}{4} di^2 (H - Hp) \\ &= \frac{\pi}{4} di^2 (H - 0.285H) \\ &= 0.715 \frac{\pi}{4} di^2 H \end{aligned}$$

となろう。この0.715Hの値を求めるために、炉外シュミレーション実験を行ったところ、最終的に概略値55.4cmを得た。この値を炉内実験でも採用することとすると、

$$\begin{aligned} \text{Volume} &= \frac{\pi}{4} \times 10^2 \times 55.4 \\ &= 4.35 \ell \end{aligned}$$

となる。この試行計算結果に基づいて、I-N型で用いている6.5ℓの純水注入のかわりに、シリサイド実験用カプセルⅦ型では、4.35ℓを注入したところ、プレナム空間体積が殆どI-N型と同じ（すなわちカプセル頂部から水面までの位置が殆ど同じ）結果が得られた。この様にして、従来の実験体系からはみ出さない範囲で、シリサイド板状燃料を実施することが可能となった。

3.2 燃料板の設計、製作（市川）

試験研究炉用の板状燃料としては、従来、ウランアルミ合金燃料が使用されてきたが、米国の核不拡散政策に基づく試験研究炉燃料の濃縮度低減化計画により、より高ウラン密度のアルミナイド燃料、さらに最近では、シリサイド燃料の使用が世界的に主力となりつつある。原研においても、JMTRが平成5年度から、JRR-3及びJRR-4が平成7年度から、それぞれ低濃縮シリサイド燃料炉心への移行を計画している。

アルミナイド燃料及びシリサイド燃料については、十数年来、米国ANLを中心として様々なR&Dが実施されてきた。その結果、前者については2.2g/ccまで、後者については4.8g/ccのウラン密度までの燃料については、その安全性が実証済みであるとされているが、NSRR実験のように、燃料の発熱量を急激に増加させた場合の燃料の振舞いや燃料破損時のFP放出挙動に関するデータは皆無であ

る。本実験は、これらのデータを取得し、安全審査等に反映させることを目的とするものである。実験は、当面差し迫っているJMTR炉心のシリサイド化に鑑み、未照射のシリサイド燃料について実施することとした。

世界各国の試験研究炉で炉心燃料として使用されているシリサイド燃料の寸法、形状、ウラン密度等の仕様は、原子炉毎に様々であり、本実験も、当初はいろいろな仕様の実験用燃料板（以下、ミニプレートと言う。）について実施する計画であったが、種々の制約から最終的にはウラン密度のみを製作上のパラメータとすることとした。その他の仕様は、基本的にはJMTRで設計されているシリサイド燃料の仕様と同一である。Fig. 3.2.1にミニプレートの概略図を示す。

また、商業ベースで板状シリサイド燃料を製造しているメーカーが仏国CERCA社と米国B&W社の2社であるため、同一仕様のミニプレートを両社で製作し、実験による振舞いを比較することとした。製作枚数は前者が20枚、後者が14枚である。なお、両国の材料規格の違いにより、マトリックス材、フレーム材及び被覆材として使用しているアルミニウムの仕様がわずかに異なっている。ミニプレートの主な仕様をTable 3.2.1及びTable 3.2.2に示す。

ミニプレートの製作過程では、実燃料の燃料板製作段階までに実施している試験・検査項目を全て実施した。この試験・検査内容は、従来のアルミナイド燃料板について実施しているものとも基本的に同じであるが、ウラン密度が高いためいくつかの改良が行われている。試験・検査の内容及び結果をTable 3.2.3に示す。

ミニプレートの製作には、両社とも発注契約完了後約7ヵ月を要した。

3.3 熱電対溶接技術と燃料板組立（宇野，柳澤）

3.3.1 目的

NSRRにおける原子炉燃料の破損実験の供試燃料として、新たにシリサイド燃料が追加された。この燃料の燃料表面温度の測定は、実験の性格上、極めて重要であるとされている。

過去における熱電対素線の取り付けは、ジルカロイ製又はステンレス製の被覆管が対象であり、電気抵抗溶接法（スポット溶接）により行ってきたが、シリサイド燃料は被覆材が板状のAl-3w/oMg合金材（肉厚約0.38mm、以下アルミ被覆材）であり、これまでのものと材質強度等も異なることから、熱電対素線の溶接取り付けにあたってはあらたな技術対応が必要となった。

熱電対の取り付けに際しては、以下の留意点を最重要項目とした。

- (a) 熱電対の取り付けに当たっては、シリサイド燃料の被覆材に溶融、ピンホール、変形等を与えないこと。
- (b) 被覆材に熱電対素線を取り付けたあと、素線が容易にはがれないこと。
- (c) 取り付け方法に再現性があること。

3.3.2 取り付け方法

アルミ被覆材への熱電対素線の溶接取り付け方法として、ガス溶接法及びスポット溶接法の2つ

を炉外にて予備実験的に試みた。炉外予備実験に用いた熱電対素線は、炉内実験で使用予定のR型(Pt/Pt-13%Rhで線径0.2mm)とした。この予備実験では、シリサイド燃料のアルミ被覆材と同等の純度と機械的強度を持つアルミ板材(A16061材肉厚約0.5mm)を準備した。予備実験後は、目視による溶接部観察、素線の手引きによる接合強度の確認、溶接再現性の確認等を行った。

3.3.3 炉外予備実験の結果

(1) ガス溶接法

小型のガス溶接器(米国製のLITTLE TORCH TESCOM CORPORATION)を用いて、熱電対素線の取り付けを種々試みた。その結果の写真をphot. 3.3.1に示す。熱電対(T/C)をアルミ被覆表面に取り付ける事には成功したが、評価の結果上記重要項目(a)~(c)を十分に満足するに至らなかった。特に、ガス炎がある広がりを持ってアルミ板にあたるため、溶接部付近のアルミ被覆材に熱影響部が大きく分布してしまうのが最大の難点であった。

(2) スポット溶接法

過去において、ジルカロイ棒状被覆管に熱電対素線を取り付ける際用いてきたのが、この方法である。アルミ被覆材への適用については、当初、材質及び板厚(ジルカロイ管の肉厚は0.7~0.9mm、一方、シリサイド燃料板のアルミ被覆材の肉厚は0.38mmと約半分)等がジルカロイ棒状被覆管と異なっていたので、ある程度の技術上の困難が予想された。

事実、スポット溶接法の1種で、Fig. 3.3.1に概要を示す「ネイルヘッドスポット溶接法」を用いたところ、熱電対はうまくアルミ被覆材に取り付かなかった。そこで、Fig. 3.3.2のような、これもまたスポット溶接法の1種である「平行スポット溶接法」を採用したところ、結果は上記重要項目(a)~(c)を殆ど満足することが分かった。ここで用いた電気抵抗溶接器の仕様は以下のとおりである。

型式：コンデンサ式スポット溶接器

型番：AVIO SUPER WELDER NRW-50

製作：日本アビオニクス(株)

(3) 「平行スポット溶接法」を用いて取り付けした熱電対素線の接合強度の検定

素線に対する電極の押しつけ力と素線に与えた印加電力をパラメータとして、熱電対取り付け強度を評価した結果、Fig. 3.3.3を得た。熱電対素線の負極には白金(Pt)を、また正極には白金-ロジウム(Pt-13%Rh)合金の熱電対素線を用いた。過去の経験において、負極の素線(白金線)は、正極の素線に比較して、被覆材に接合しにくい傾向にあることが分かっていたので、正及び負極の熱電対素線のうち負極側のものについて、目視検査や接合力検査を念入りに行った。

表から分かるように、正極の熱電対素線を溶接する場合には、印加電力を6Ws、電極加圧力を約1.5kgに、また負極の熱電対素線を溶接する場合には、印加電力を7Ws、電極加圧力を約1.5kgにすることで最適化がはかられた。

(4) 供試シリサイド燃料板への熱電対溶接

予備実験供試材であるアルミ板から得られた最適溶接条件を、炉内実験に用いるシリサイド燃

料板に適用したが、アルミ被覆材（肉厚0.38mm）が予備実験に用いたアルミ被覆材（肉厚0.5mm）より若干薄いのを配慮して、正極の印加電力を5Ws、負極のそれを6Wsとした。一方電極加圧力はそのまま約1.5kgとした。この条件下で行った熱電対溶接工程の様子をPhoto 3.3.2に示す。写真(A)はスポットウエルダー機器を含む作業所の全景である。写真(B)は、左手でアルミ被覆材を押え、右手で熱電対素線を保持し、溶接を行っているところである。溶接電極は、足踏み式による装置で燃料板に向かって、上からおりて来る。写真(C)は、5対の熱電対の溶接を終了した様子を示す。前記溶接最重要項目(a)~(c)を満足しつつ、写真から分かるように、燃料板片面側に5対のPt/Pt-13%Rh熱電対をうまく溶接することができた。

3.3.4 燃料板の組立

熱電対を溶接したあとの燃料板は、Photo. 3.3.3に例示するような、支持構造物（中子）等に組み込んで、照射カプセル中に装荷した。実際の組立工程では、写真頂部のカプセルフランジを底にして支持具が立っているが、炉内では写真の様な状態にしてパルス照射するので、それをまねて写真を示した。組立終了後、熱電対に対する較正試験を行ったのち、計装線類（アルミ被覆熱電対及び水温測定用熱電対、カプセル内圧計、水塊速度計等）はNSRRデータロギング用コンピュータボードに接続された。

3.3.5 炉内実験から得られたアルミ被覆材温度データ

(1) パルス照射

Fig. 3.3.4は、実験番号508-1(発熱量約62cal/g・fuel)と称したパルス照射実験において、取り付け熱電対から得たアルミ被覆材の温度測定データである。5対の熱電対中第1番目(#1)の熱電対が、実験途中で破損したので、これを除いた4本の熱電対からの温度データが示されている。

パルス照射終了後、燃料板の放射能強度を下げるため照射カプセル中に燃料板を装荷したまま、約1ヵ月冷却放置したのち、解体を行った。このときの当該物の外観写真がPhoto. 3.3.4に示されている。#1熱電対をみると、正負極の判別は不明であるが、片方の熱電対素線がはがれてしまっていることがわかる。しかしながら、残り4対の熱電対は全て健全だった。燃料番号を刻印した燃料底部及び熱電対部では赤さびが少し出ている。アルミ被覆表面にまだら模様に白くみえるのは、恐らく、熱電対溶接時にその部分を支えに使ったためのこすり傷と思われる。

参考のために付記すると、508-2実験(発熱量77cal/g・fuel)及び508-3実験(発熱量116cal/g・fuel)では、5対の取り付け熱電対が、パルス照射を通じて全て健全であった。

(2) 測定温度に対する評価

取り付け熱電対から得た508-1実験での測定温度データを見ると、Fig. 3.3.4から分かるように、健全であった4対の温度データには良い再現性がみられる。これを、アルミ被覆材の持つ物理的特性と組み合わせると、更に興味深い事実がわかる。すなわち、被覆材として用いたAl-3%Mg合金は、状態図からみると、640℃付近に融点を持っている。この融点付近にパルス照射で高温

化したアルミ被覆材温度が上昇すれば、ある時間をかけて固体から液体に変態をおこす（潜熱ふるまいを生じる）ことが知られている。すなわち、熱電対が健全であれば640℃付近で、温度上昇が一時的に停止して、時間に対して一定温度になる潜熱ふるまい事象が必ず観察されるはずである。

508-4 実験（発熱量154cal/g・fuel）では、アルミ被覆温度がいずれも600℃を超えた。この実験データを使って、600℃付近のアルミ被覆温度ふるまいを再プロットしてみると、Fig. 3.3.5のようになる。図から、473℃～576℃の温度範囲において、僅かな時間ではあるが温度が一時的に一定になっているのが分かる。これが、前述した潜熱ふるまいであり、物理的には、640℃に相当するところである。潜熱ふるまいが640℃でなく473℃～576℃の範囲で生じたのは、熱電対を取り付けたことによるフィン効果（冷却加速効果により、その場所の温度がより低くなる現象）等が生じたためであろう。

再現性の観点に立てば、重要なことは、473℃～576℃の温度範囲で、取り付け熱電対（図中では#1～#4）のどれにも潜熱ふるまいが再現性良くしかもある温度範囲（誤差範囲）でみられた事にある。すなわち、取り付け熱電対の性能はどれも皆良好であったことが示唆されよう。

これは、シリサイド実験用に開発した熱電対溶接技術が、研究上のニーズに対しても十分に満足の行くレベルにまで到達したことを同時に示唆するものであり、これによってシリサイド板状燃料への熱電対溶接に関する技術は確立されたと考えられよう。

3.3.6 パルス照射後の金相試験からのデータ

Photograph 3.3.5は、シリサイド小型燃料板にPt/Pt-13%Rh熱電対を溶接し（溶接条：加圧力1.5kg、正極電力6Ws、負荷電力7Ws）、しかるのち62cal/g・fuelでパルス照射した燃料板の横断面金相写真である。この実験508-1では、当該熱電対部で216℃が記録されている。写真から分かる様にパルス照射のあとでも熱電対は健全であった。この写真から熱電対がAl-3w/oMg被覆材（0.38mm肉厚）に対し、どの程度の深さまでくい込んだかを測定してみると、左側正極のPt素線で約0.05mm（肉厚の約13%）であり、右側負極のPt13%Rh素線で約0.08mm（肉厚の約21%）である。熱電対を溶接したことによる燃料組織の変化（例えば結晶粒の粗大化、腐食の増進等）は、この金相観察からは見い出せなかった。

Photograph 3.3.6は、77cal/g・fuel（実験508-2）でパルス照射した供試試料の一部分を切断後研磨し、金相観察したものである。図中マップ(A)から分かるように、切断部は燃料板底部側である。このうち、熱電対#2を横切っている横断面を試料6、熱電対#1を横切っている横断面を試料7と称した。#1熱電対は照射中に被覆最高温度200℃、#2は179℃を記録している。前出508-1実験に使用した熱電対溶接条件に対して、508-2実験は、少し溶接条件を変えている。すなわち、加圧力は1.5kgで同じであるが、正極電力を5Ws、また負極電力を6Wsとして、ジュール熱を1Wsずつ減少させた。以後の実験では全てこの条件で熱電対溶接を統一した。

マクロ写真(B)及び(C)及びそれらの拡大写真(D)及び(E)から分かるように、熱電対が溶接された部分の被覆材と芯材には何らの異常も認められない。熱電対自身とアルミ被覆材との両立性

(compatibility)に関しては、例えば、#1熱電対に関して、写真(F)、(G)、(H)に示すが、溶接状態は良好であり、照射下でも健全であった。

PIEでの評価によれば、熱電対のアルミ被覆材へのくい込み量は、被覆肉厚(約0.38mm)の約12~20%程度であった。写真中(G)と(H)では(H)の方が食い込みが大きいですが、これは負極には6Wsの又正極には5Wsの異なるジュール熱が加えられるためと思われる。すなわち、写真(H)は負極のPt-13%Rhであろう。発熱量の増大とともに、アルミ被覆材の温度は上昇したが、いずれの実験においても熱電対の破損はなかった。

3.3.7 スポット溶接が燃料板の健全性に及ぼす影響

物事は全てがうまくいくものではない。このスポット溶接にも欠点があることが判明した。Photograph 3.3.7は、508-1実験(62cal/g・fuel)にて使用したシリサイド小型燃料板の外観写真である。

まず、Photograph 3.3.7(a)の表面状態を示す写真から分かるように、燃料板は溶接時に台座にセットするが、この時複数の熱電対を溶接するのに作業員がなんども力を加減したり、板を固定したりする動作を繰り返す。この結果、燃料板の表面にこすりキズが入る。このこすりキズは、写真(b)から分かる様にパルス照射後の燃料板表面にもはっきりとあらわれている。

燃料の健全性上、もっとも重要なのは、抵抗溶接の際に電流が燃料板を貫通するが、その影響で燃料板表面にピッチングができる事である。写真(c)は燃料板裏面(b)の拡大であるが、こすり傷とピッチングの両方が存在している様子がよく分かる。

Photograph 3.3.8は、508-2実験(77cal/g・fuel)にて使用したシリサイド小型燃料板の外観写真である。ここでも前と同様、燃料板表面にこすり傷及びピッチングができています。

NSRRのパルス実験は短期であり、このピッチングの存在は恐らく燃料健全性には何らの影響も及ばさなかったと思われるが、長期間の照射を行う場合、このピッチングの存在は腐食等の観点から好ましいと思われず、注意を要する。

Table 3.1.1 Parameters used in the analytical calculation of irradiation capsule type VII against water hammer phenomenon

Peak Pressure	874 (kg/cm ²)
Acting Time	0.33 (msec)
Young's Modulus	1.94×10^4 (kg/mm ²)
Yield Stress	17.4 (kg/mm ²)
Tensile Strength	45.0 (kg/mm ²)
Elongation	35 (%)

Table 3.1.2 Result of water hammer analysis for the design of the irradiation capsule type VII

Location	Load
Mid Center	4.81×10^4 (kg)
Upper Capsule	1270 (kg/mm ²)
Flange	1320 (kg/mm ²)
Flange Bolt	4.81×10^4 (kg)

Table 3.1.3 Maximum plastic strain for the design of the irradiation capsule type VII

Plastic Strain	Limit (%)
Average Plain Strain	2
Inner Surface Strain	2
Local Strain	5

Table 3.2.1 Specifications of silicide plate-type fuels

適用部	項目	NSRRR実験用ミニプレート		J M T R R 炉心燃料 (案)
		CERCA	B & W	
1. 材料 (1) U地金 (2) U ₃ Si _x 粉末 (3) A1粉末 (4) 被覆材、 フレーム材	濃縮度	19.75±0.2 wt%	19.75±0.2 wt%	19.75±0.2 wt%
	Si濃度	7.5±0.4 wt%	7.5±0.4 wt%	7.5±0.4 wt%
	結晶構造	U ₃ Si ₂ が80wt%以上	U ₃ Si ₂ が80wt%以上	U ₃ Si ₂ が80wt%以上
	化学的組成	第2表参照	第2表参照	第2表参照
化学的組成	AG3NEの規格を満足すること	ASTM B 209の規格を満足すること	AG3NEの規格を満足すること	
材質	第2表参照	第2表参照	第2表参照	
化学的組成	AG3NEの規格を満足すること	ASTM B 209の規格を満足すること	AG3NEの規格を満足すること	
機械的性質	AG3NEの規格を満足すること	ASTM B 209の規格を満足すること	AG3NEの規格を満足すること	
2. 燃料芯材	U密度	3.0、4.0、4.8 gU/cm ³	4.8 gU/cm ³	4.8 gU/cm ³
	寸法	第1図参照	第1図参照	
3. 燃料板	ウラン分布	中央部：平均値の±10%以内	中央部：平均値の±15%以内	中央部：平均値の±10%以内
	ボイド含有率	端部：平均値の+20%-100%以内 0~10 vol%	端部：平均値の+20%-100%以内 2~10 vol%	端部：平均値の+20%-100%以内 2~10 vol%
	寸法	第1図参照	第1図参照	

Table 3.2.2 Compositions of materials used in silicide fuel

適用部	項目	NSRR実験用ミニプレート						JMTR炉心燃料(姿)		
		CERCA			B&W					
U ₃ Si _x 粉末	不純物(ppm)	B	≡	10	B	≡	10	B	≡	10
		C	≡	2,000	C	≡	2,000	C	≡	2,000
		Cd	≡	10	Cd	≡	10	Cd	≡	10
		Co	≡	10	Co	≡	10	Co	≡	10
		Cu	≡	500	Cu	≡	200	Cu	≡	200
		Fe+Ni	≡	1,000	Fe+Ni	≡	1,000	Fe+Ni	≡	1,000
		Li	≡	10	Li	≡	10	Li	≡	10
		N	≡	1,700	N	≡	500	N	≡	500
		O	≡	7,000	O	≡	7,000	O	≡	7,000
		H	≡	200	H	≡	200	H	≡	200
		Zn	≡	1,000	Zn	≡	1,000	Zn	≡	1,000
		Al	≡	5,000	Al	≡	500	Al	≡	500
		その他各	≡	500	その他各	≡	500	その他各	≡	500
その他合計	≡	2,500	その他合計	≡	2,500	その他合計	≡	6,000		
Al粉末	不純物(ppm)	B	≡	10	B	≡	10	B	≡	10
		Cu	≡	80	Cu	≡	80	Cu	≡	80
		Mn	≡	300	Mn	≡	300	Mn	≡	300
		Co	≡	10	Co	≡	10	Co	≡	10
		Fe+Si	≡	5,000	Fe+Si	≡	5,000	Fe+Si	≡	5,000
		Cd	≡	10	Cd	≡	10	Cd	≡	10
		Fe	≡	4,000	Fe	≡	4,000	Fe	≡	4,000
		Si	≡	3,000	Si	≡	3,000	Si	≡	3,000
		Zn	≡	300	Zn	≡	300	Zn	≡	300
		Cr	≡	300	Cr	≡	300	Cr	≡	300
		Li	≡	10	Li	≡	10	Li	≡	10
		その他各	≡	300	その他各	≡	300	その他各	≡	300
		その他合計	≡	6,000	その他合計	≡	6,000	その他合計	≡	6,000
被覆材及び フレーム材	化学的組成 (%)	Si	≡	0.3	Si	≡	0.40~0.80	Si	≡	0.3
		Fe	≡	0.2~0.4	Fe	≡	0.7	Fe	≡	0.2~0.4
		Cu	≡	0.008	Cu	≡	0.15~0.40	Cu	≡	0.008
		Cd	≡	0.001				Cd	≡	0.001
		Mg	≡	2.5~3.0	Mg	≡	0.8~1.2	Mg	≡	2.5~3.0
		Zn	≡	0.03	Zn	≡	0.25	Zn	≡	0.03
		Li	≡	0.001				Li	≡	0.001
		B	≡	0.001				B	≡	0.001
		Cr	≡	0.1	Cr	≡	0.04~0.35	Cr	≡	0.1
		Fe+Si	≡	0.2~0.5	Ti	≡	0.15	Fe+Si	≡	0.2~0.5
		Mn	≡	0.1	Mn	≡	0.15	Mn	≡	0.1
		その他各	≡	0.03	その他各	≡	0.05	その他各	≡	0.03
		その他合計	≡	-	その他合計	≡	0.15	その他合計	≡	-

Table 3.2.3 Inspections of fabricated silicide fuels and their results

適用部	項目	試験・検査方法	CERCA	B & W
1. 材料 (1) U 地金 (2) U_3Si_2 粉末 (3) Al 粉末 (4) 被覆材、 フレーム材	濃縮度	質量分析法による。	19.89 wt%	19.76 wt%
	Si 濃度 結晶構造 化学的組成	化学分析による。 X線解析法による。 化学分析による。	7.5 wt% $U_3Si_2 = 97$ wt% 仕様を満足している。	7.74 wt% $U_3Si_2 > 80$ wt% 仕様を満足している。
	化学的組成	化学分析による。	仕様を満足している。	仕様を満足している。
	化学的組成 機械的性質	化学分析による。 機械的試験法による。	仕様を満足している。	仕様を満足している。
2. 燃料芯材	^{235}U 含有量	185kev の γ 線を NaI カウンタで測定するか、又は重量法で、含有量を求め既知の標準燃料と比較することによって求める。 標準燃料の含有量は化学分析を用いる。	3.0 gU/cm ³ : 0.53~0.54g 4.0 gU/cm ³ : 0.71g 4.8 gU/cm ³ : 0.84~0.86g	4.8 gU/cm ³ : 0.83~0.85g
3. 燃料板	ブリスタ試験	熱間圧延後空気中において加熱した燃料板について肉眼または拡大鏡でふくれの有無を確認する。	(425°C ± 20°C で 1 時間以上) 異常無し。	(900° F ± 13° F で 約 2 時間) 異常無し。
	X線透過試験	X線フィルムについて肉眼、拡大鏡及びその他の器具を用いて、次の検査を行う。 ・芯材位置 ・介在物	異常無し。	異常無し。
	ウラン分布試験	X線発生装置、NaI カウンタ等を用いた X線吸収法により、長手方向に異なるラインについて連続的に検査する。または、X線フィルムからデンストメータにより測定する。	仕様を満足している。	仕様を満足している。
	超音波検査	超音波ビームで燃料板全面を走査し、縦線、芯材、被覆材間の結合が適切であることを確認する。	異常なし。	異常なし。
	寸法検査	ノギス、マイクロメータ等により燃料板の長さ、幅及び厚さを測定する。	仕様を満足している。	仕様を満足している。
	表面汚染検査	スマイヤ法で行う。	異常無し。	異常無し。
	外観検査	肉眼、拡大鏡その他の器具を用いて燃料板表面に傷、異物、介在物又は汚れの状況を検査する。	異常無し。	異常無し。
	被覆材及び燃料芯材厚さ検査 ポイド含有率検査	1 枚の燃料板から 3 試験片を採取し被覆及び芯材厚さを検査する。 水中重量法による。	仕様を満足している。 ・ 3.0gU/cm ³ : 1.3~2.1vol% ・ 4.0gU/cm ³ : 2.6~4.5vol% ・ 4.8gU/cm ³ : 3.3~6.4vol%	仕様を満足している。 ・ 4.8gU/cm ³ : 4.3~7.8vol%

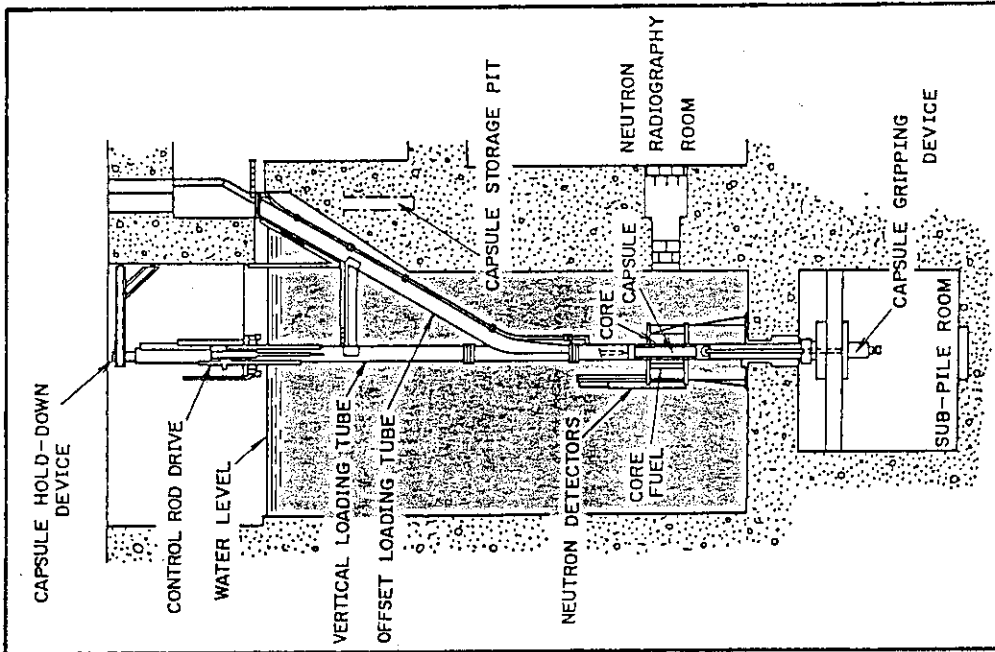


Fig. 3.1.1 General arrangement of NSRR.

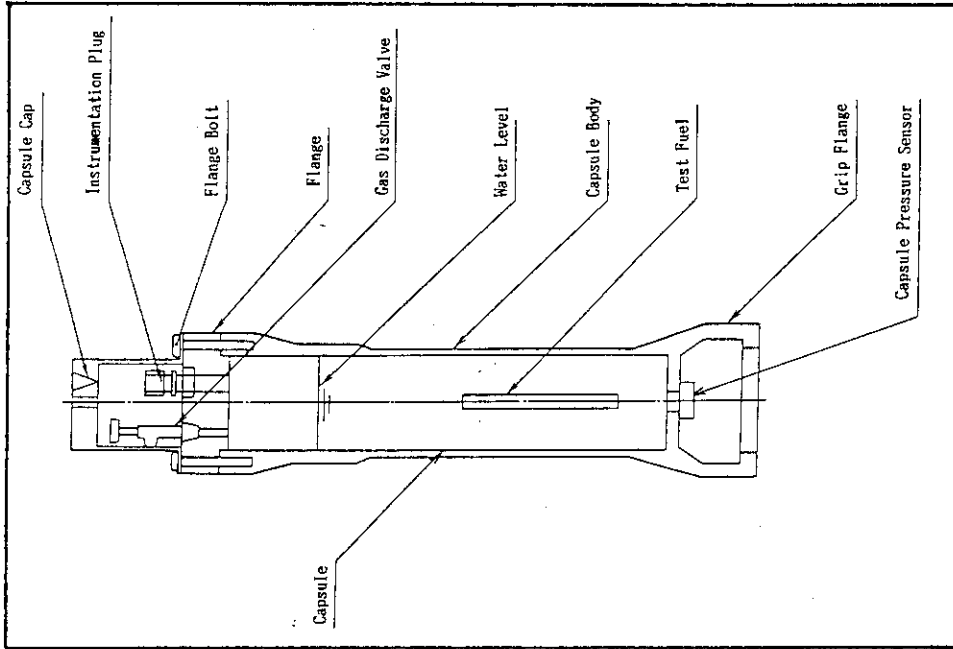


Fig. 3.1.2 Schematic configuration of type VII atmospheric pressure capsule.

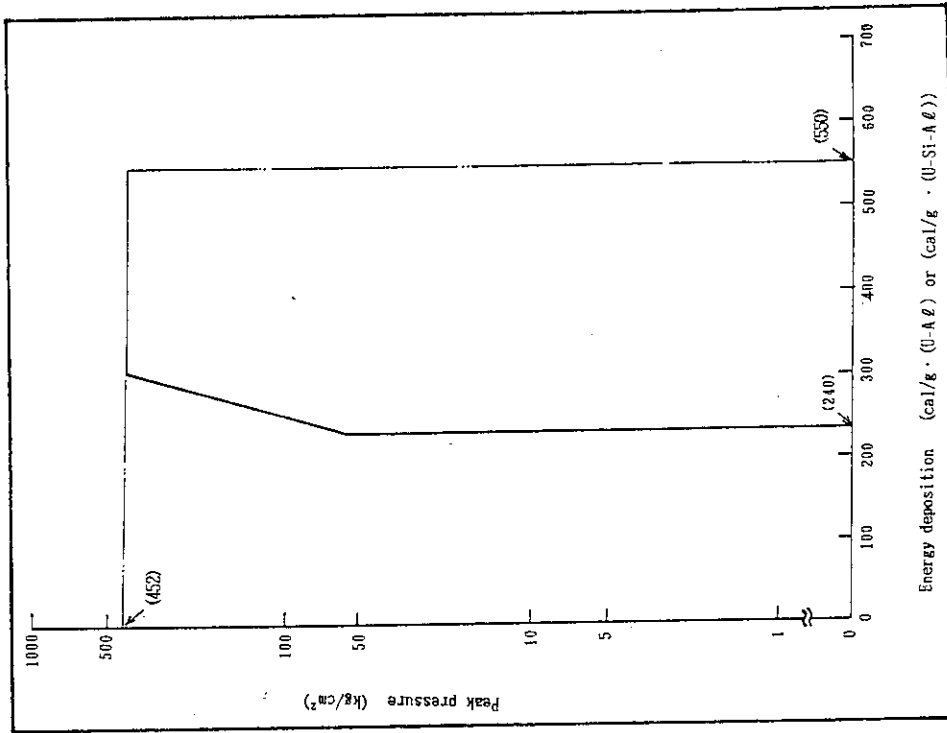


Fig. 3.1.4 Licensed envelope of peak pressure as a function of energy deposition for design of the irradiation capsule type VII.

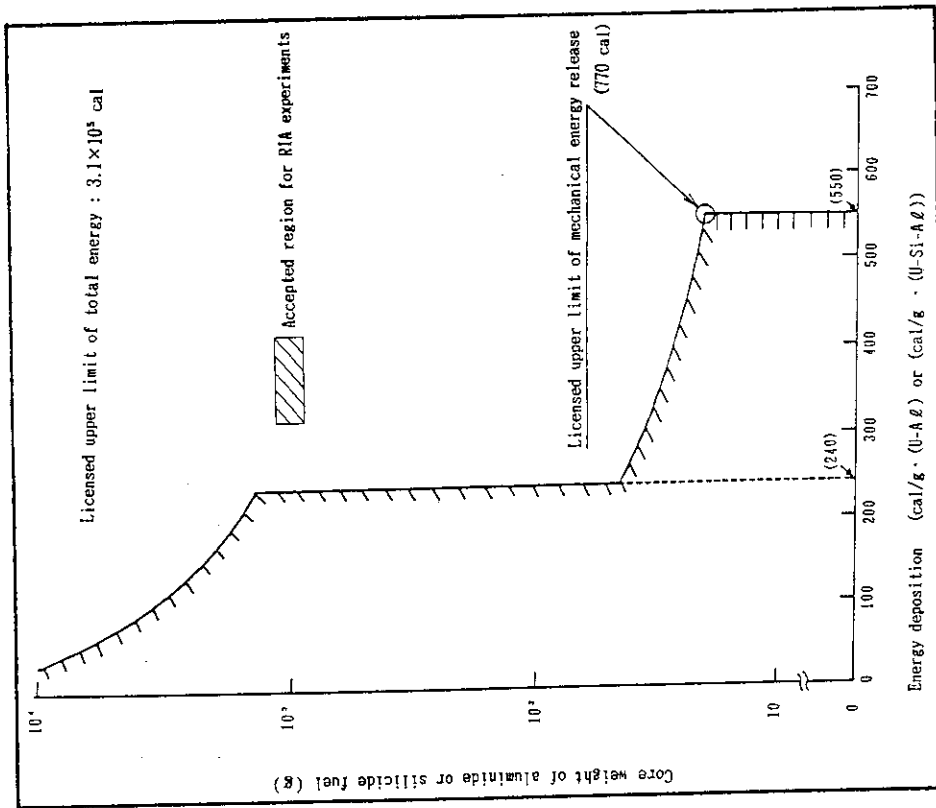


Fig. 3.1.3 Licensed core weight of aluminide or silicide fuel vs energy deposition.

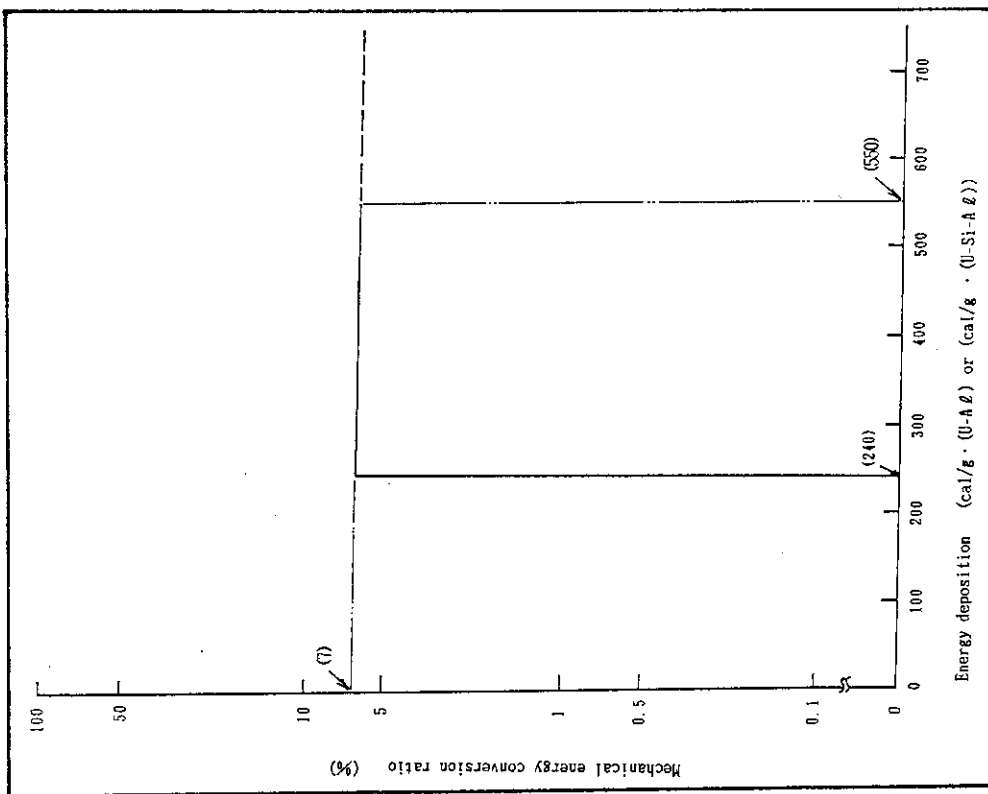


Fig. 3.1.5 Licensed mechanical energy conversion ratio as a function of energy deposition for design of the irradiation capsule type VII.

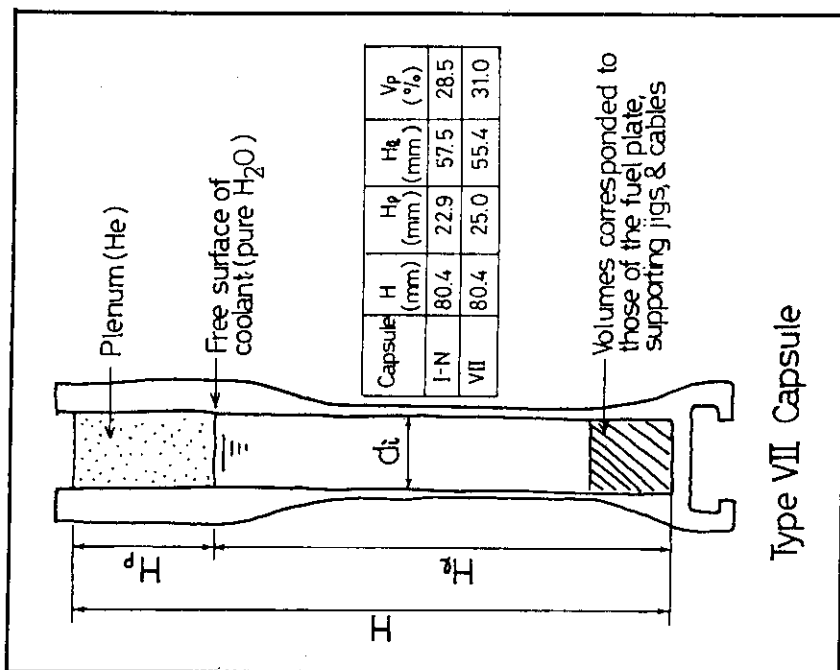


Fig. 3.1.6 Schematic representation of type VII irradiation capsule designed and fabricated for the silicide plate fuel pulse irradiation experiment.

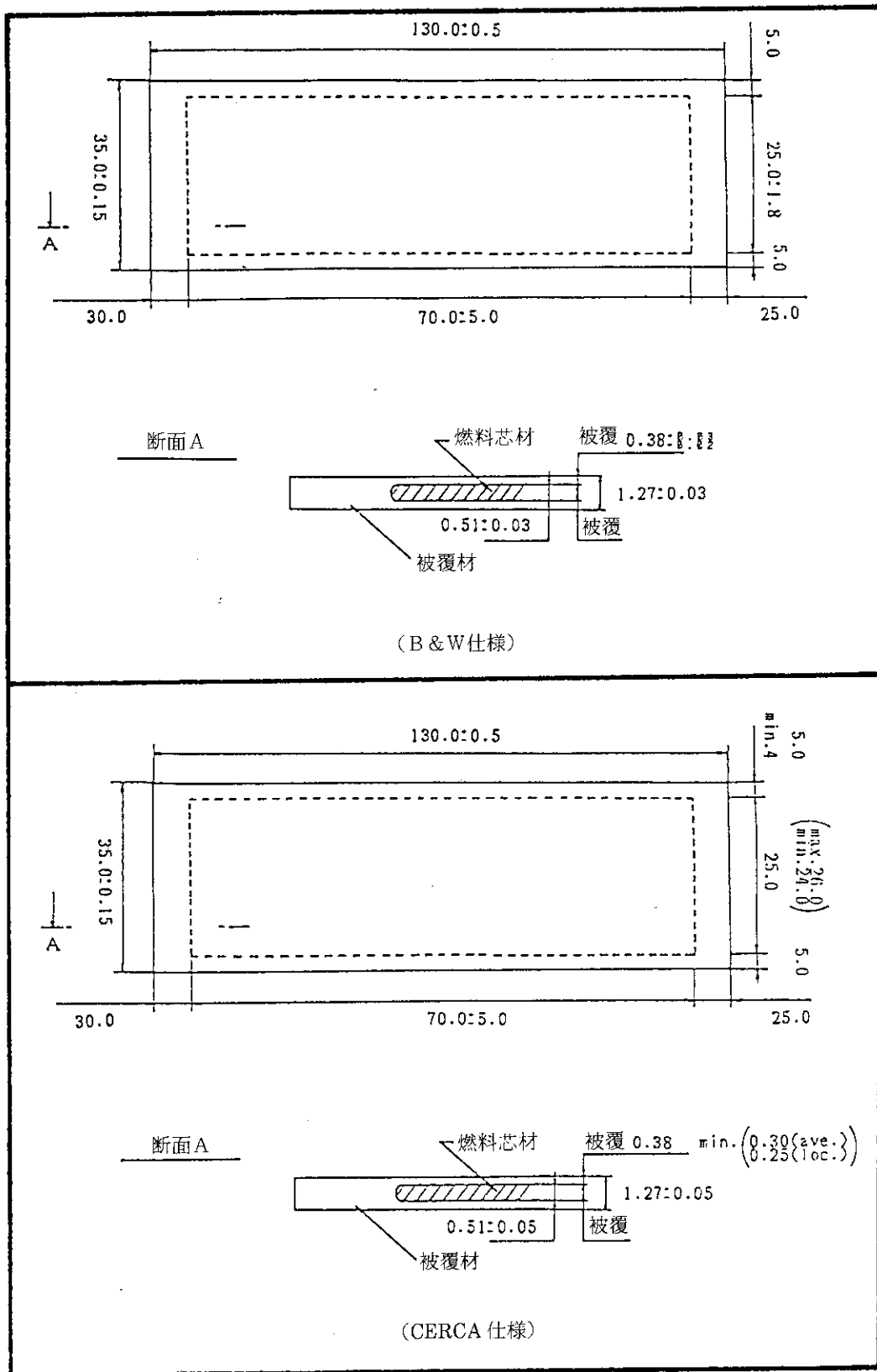


Fig. 3.2.1 Unirradiated and low-enriched uranium silicide miniature plate-type fuel.

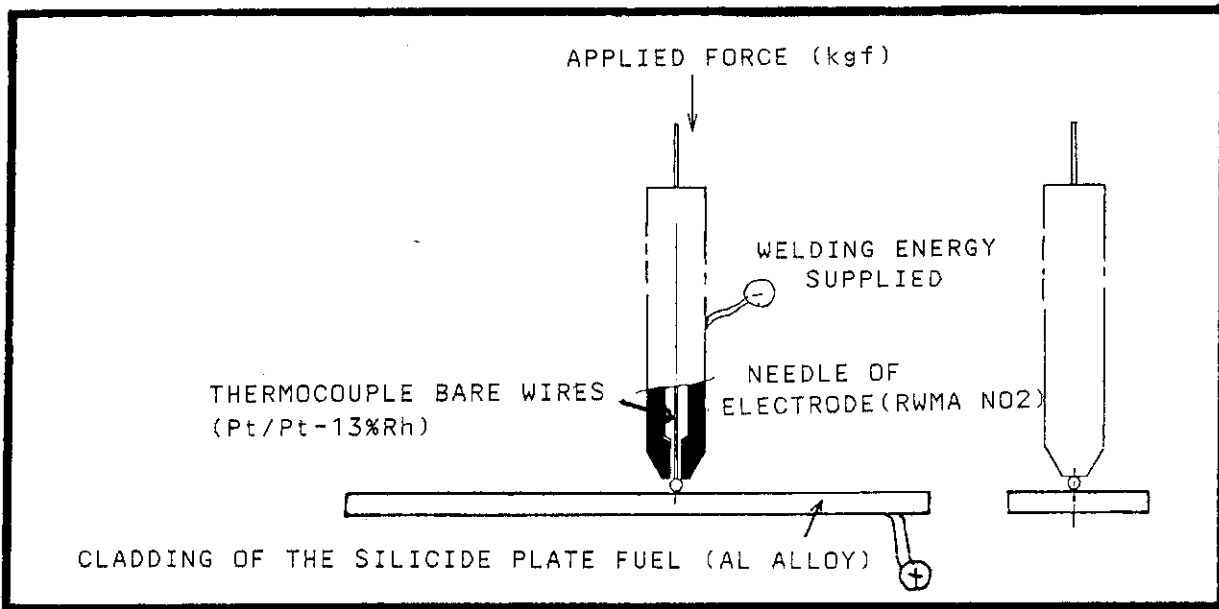


Fig. 3.3.1 Nail head method for the welding of Pt/Pt-13%Rh bare wire.

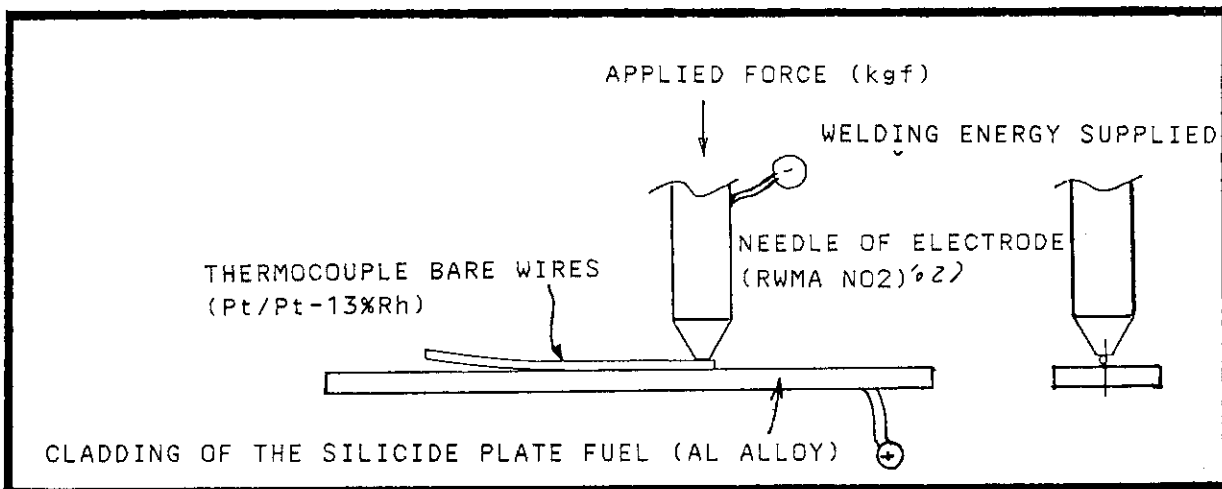


Fig. 3.3.2 Parallel method for the welding of Pt/Pt-13%Rh bare wire.

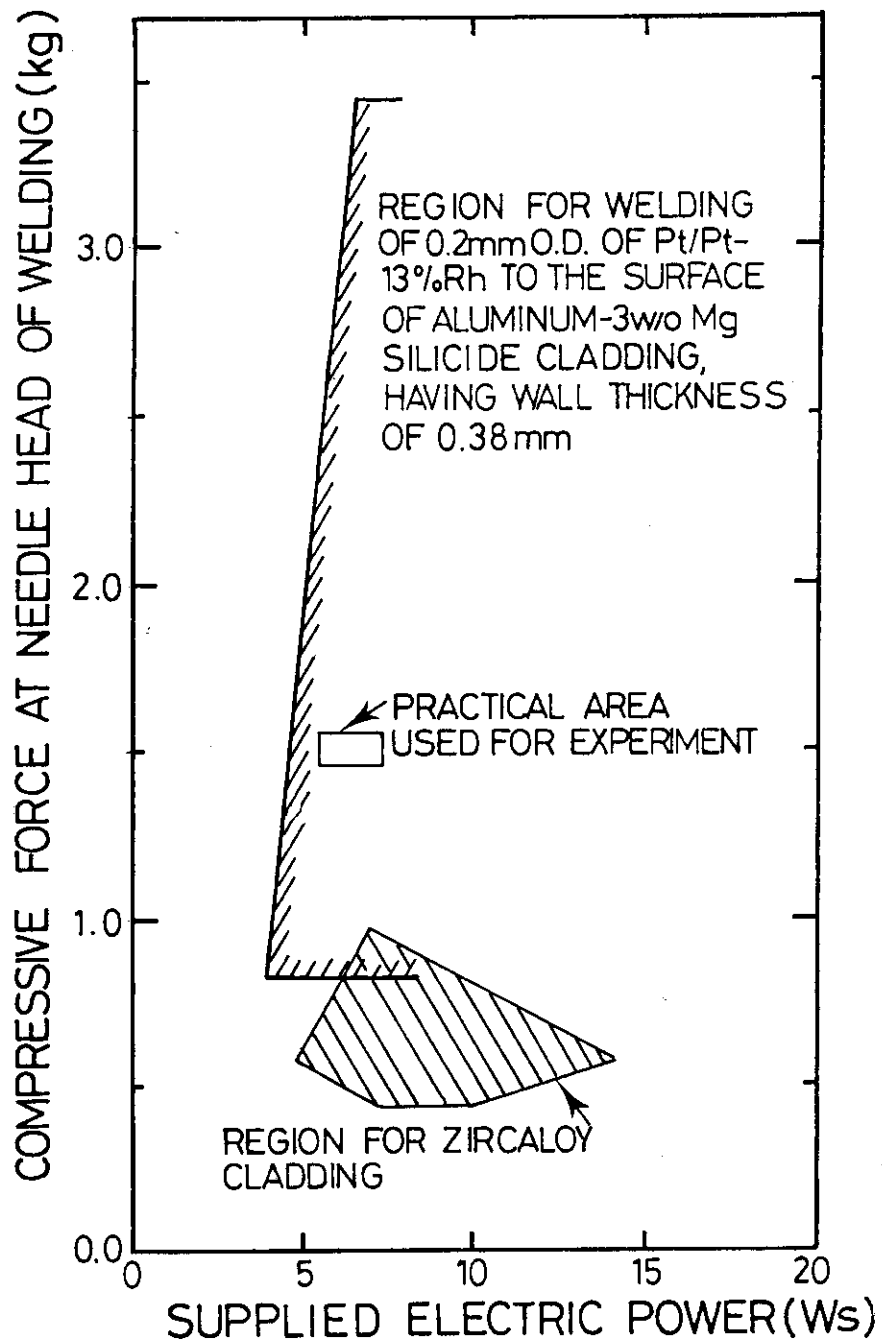


Fig. 3.3.3 Result of the parallel welding method applied to the welding of Pt/Pt-13%Rh bare wires to aluminum alloy cladding surface of silicide plate fuel.

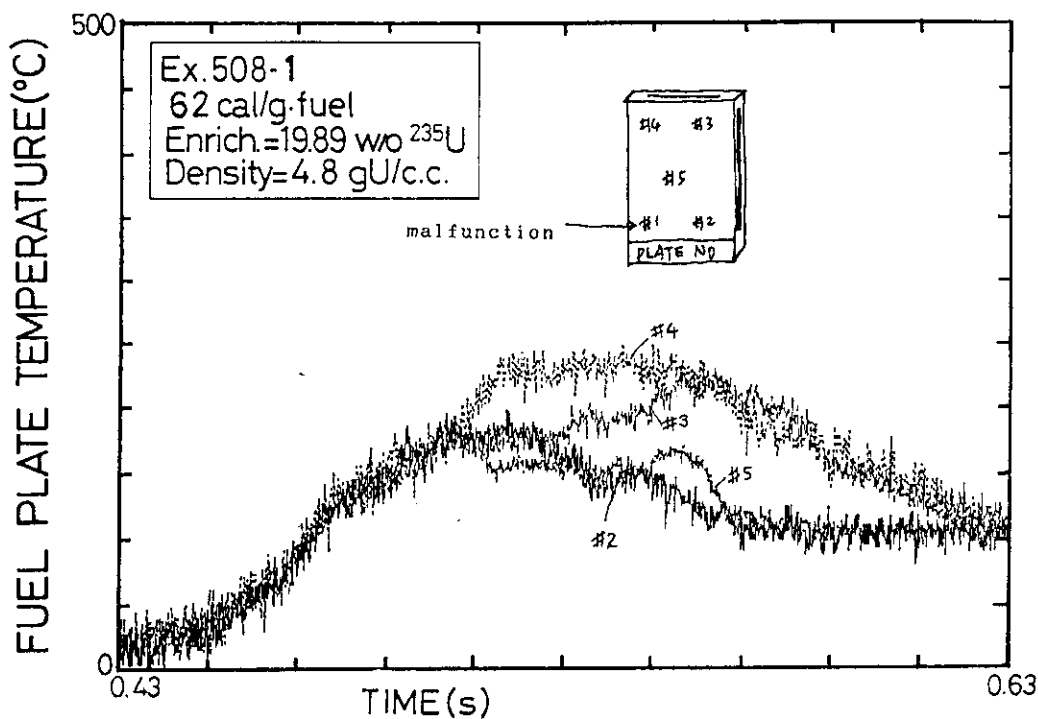


Fig. 3.3.4 Measured temperatures of aluminum cladding of the silicide plate fuel used in the NSRR pulse experiment 508-1.

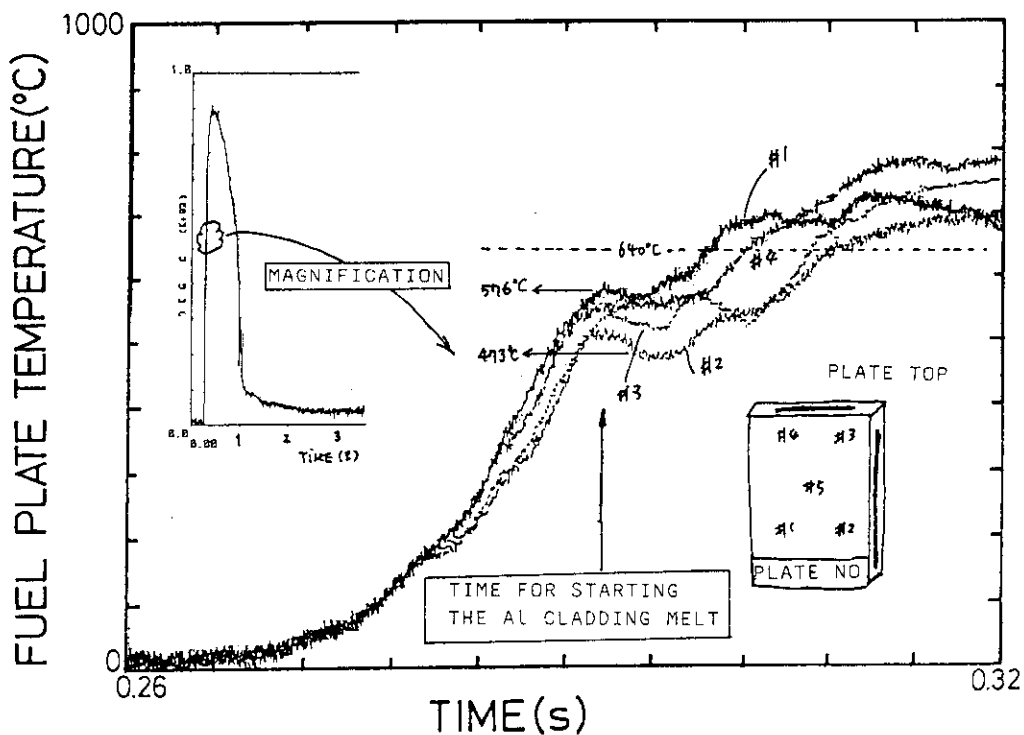


Fig. 3.3.5 Measured aluminum cladding surface temperature, showing the occurrence of cladding melt at temperatures ranged from 473°C to 576°C. Reproducibility of cladding physical transformation within this temperature band was excellent.

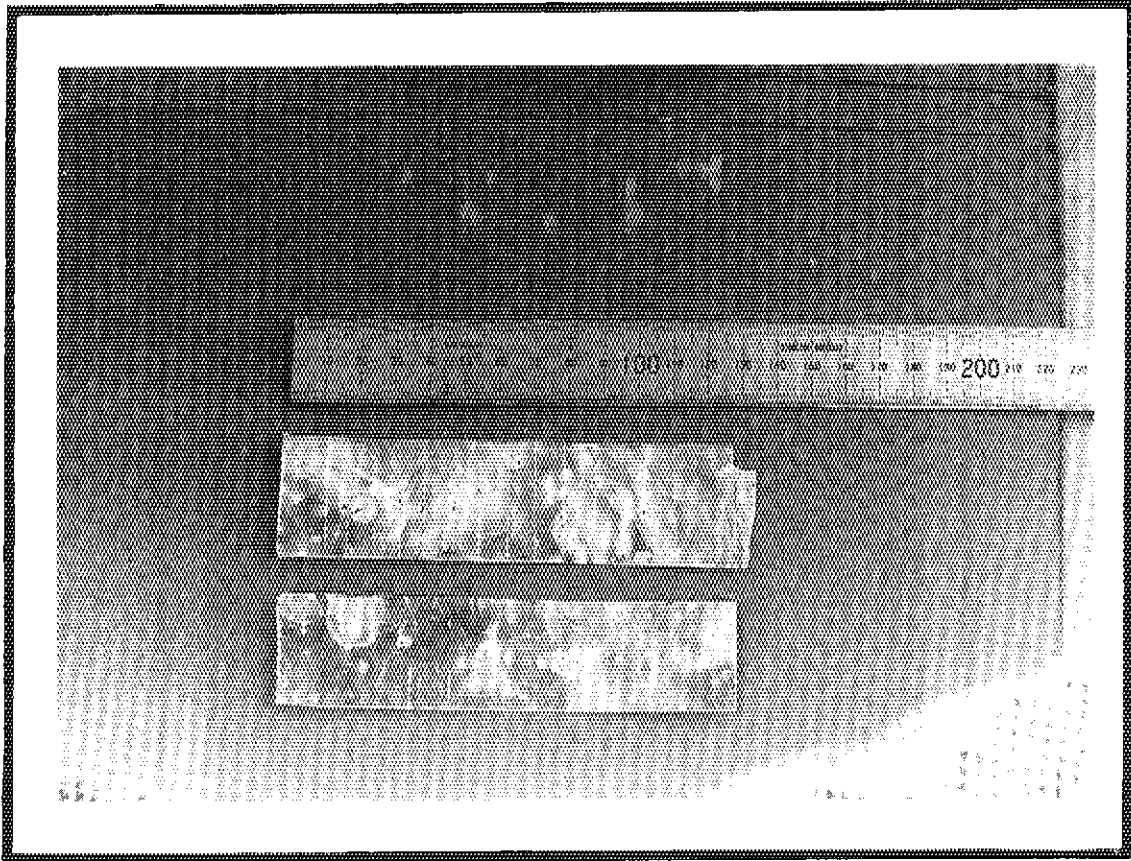


Photo. 3.3.1 Result of the gas torch welding made by Al 6061T material having thickness by 0.5 mm. In spite of successful thermocouple welding, heat effect by torch on cladding surface was so wide and large that cladding mechanical properties became worse.

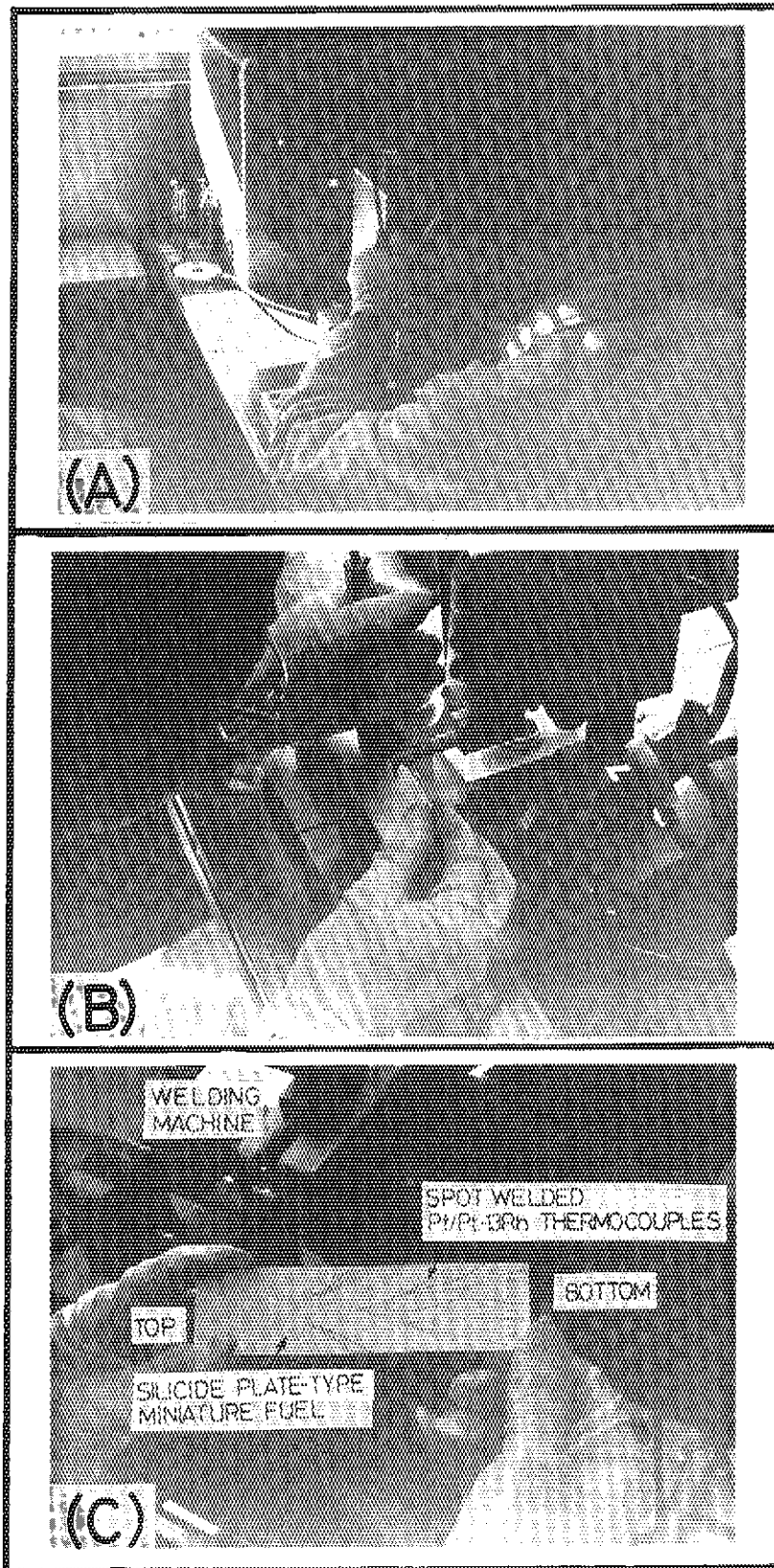


Photo. 3.3.2 Process of Pt/Pt-13%Rh resistant welding on aluminum cladding surface. (A) Overview of work, (B) Welding, (C) Welded five thermocouples, where supplied electric powers were 5 Ws for anode and 6 Ws for cathode.

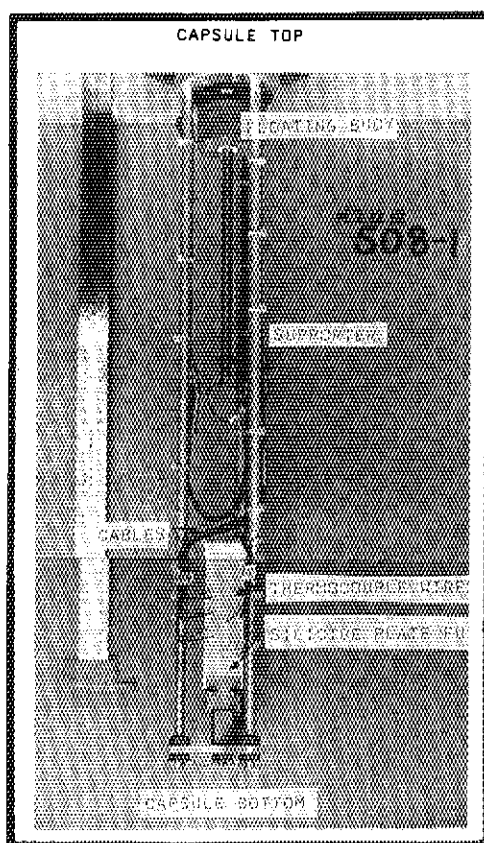


Photo. 3.3.3 Assembled silicide plate fuel by supporting devices and cables.

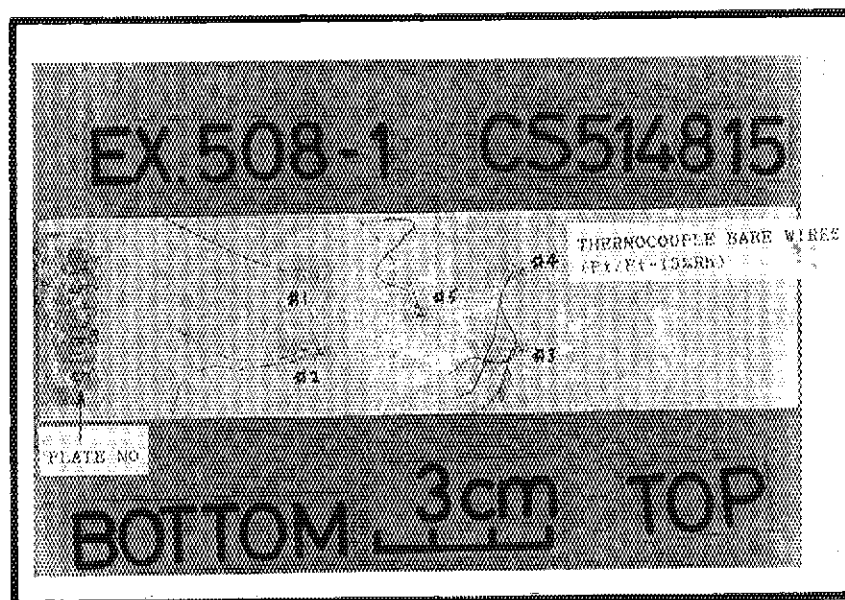


Photo. 3.3.4 Outerview of the pulse irradiated silicide fuel dismantled from the irradiation capsule after one month cooling in the water. Note that all Pt/Pt-13Rh thermocouples except #1 were intact after usage.

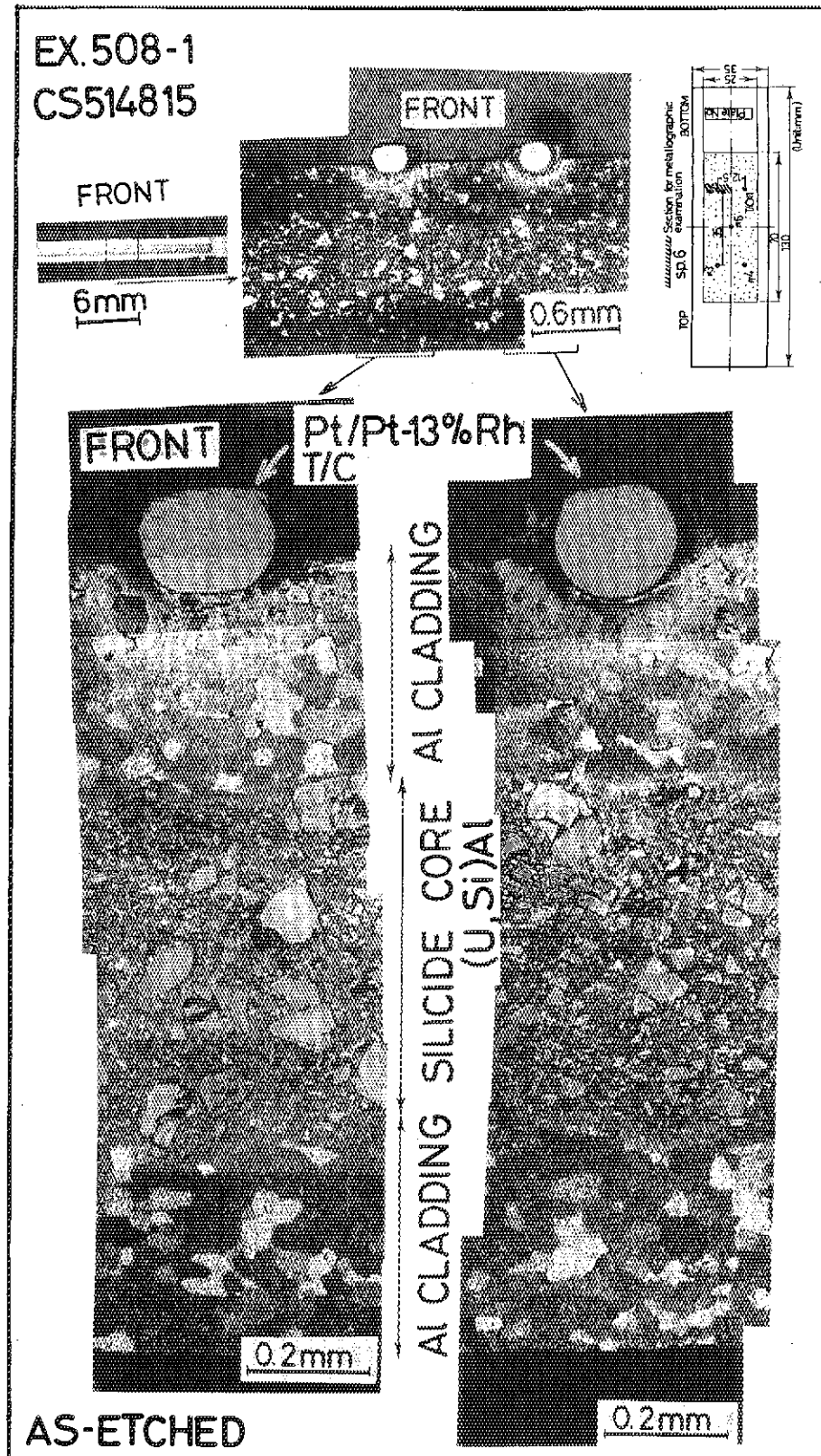


Photo. 3.3.5 Transversal cross section of the silicide fuel plate, showing the condition of thermocouples #2 (peak temperature 216°C) after pulsing of 62 cal/g·fuel.

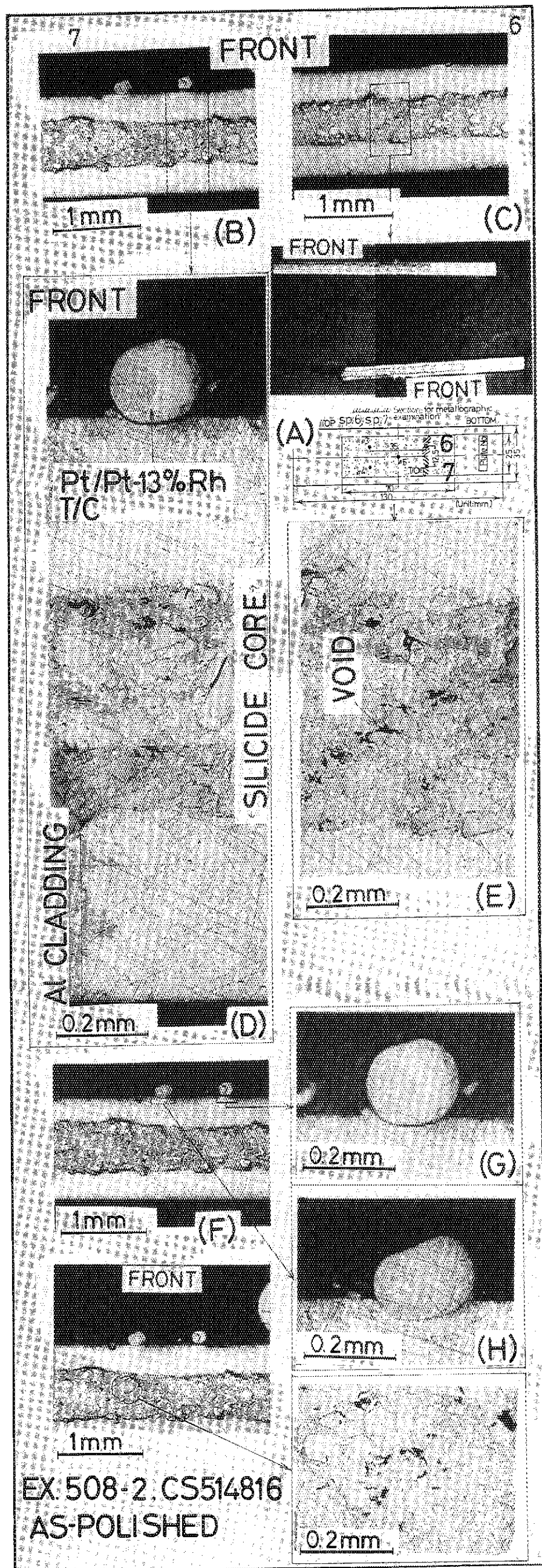


Photo. 3.3.6 As-polished photomicrographs of silicide plate-type fuel pulse irradiated at 77 cal/g·fuel in Ex.508-2. Transverse cutting was made passing through thermocouples #2 and #1, where cladding peak surface temperatures were ranged from 179°C to 200°C.

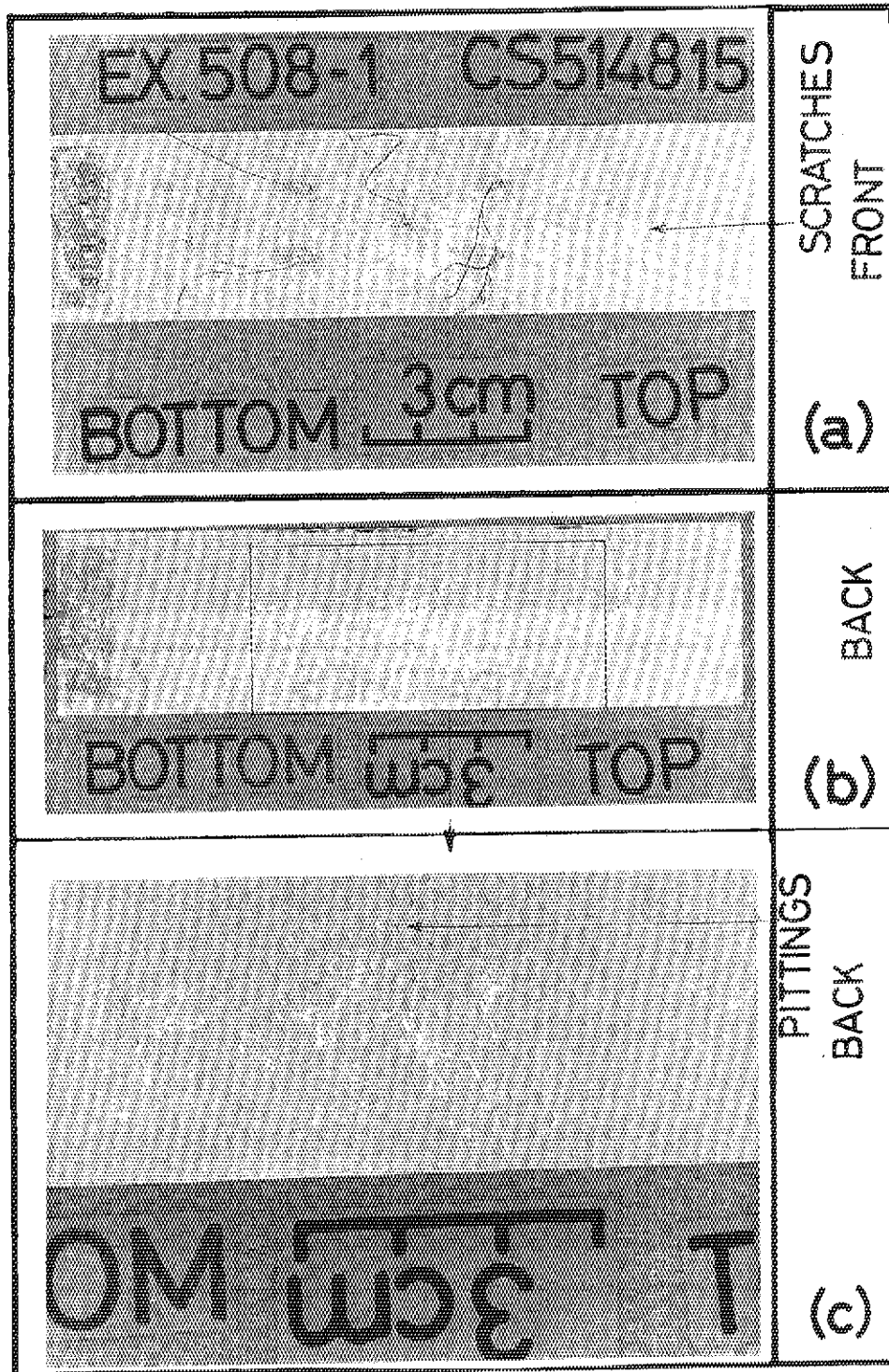


Photo. 3.3.7 Silicide fuel plate used in Ex.508-1 (62 cal/g·fuel), where surface temperatures were ranged from 177°C to 234°C. Thermocouples attached to were welded by heat resistant method resulting in causing surface scratches and pitting holes.

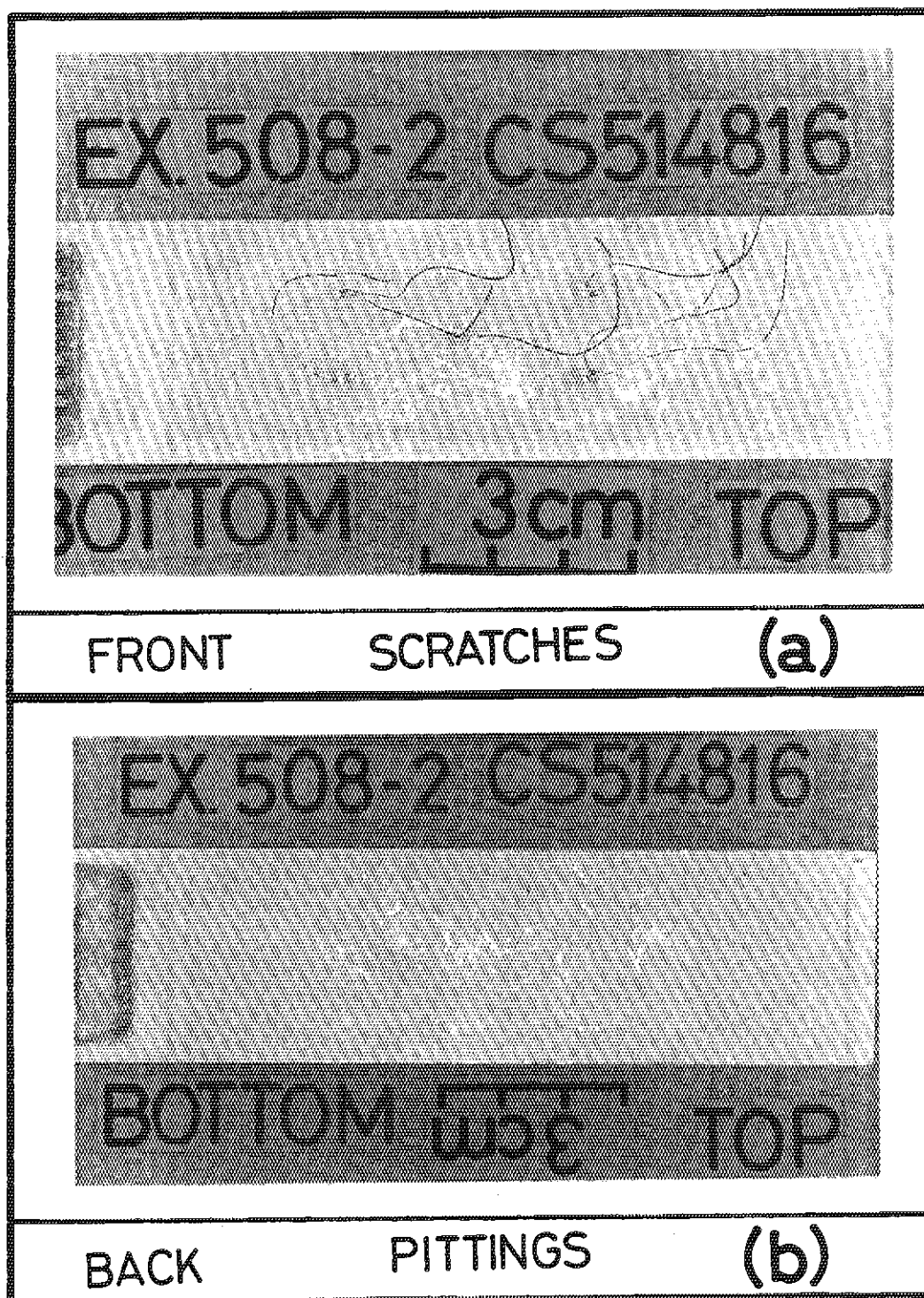


Photo. 3.3.8 Silicide fuel plate used in Ex.508-2 (77 cal/g·fuel), where surface temperatures were ranged from 178°C to 200°C. Thermocouples attached to were welded by heat resistant method resulting in causing surface scratches and pitting holes.

4. 照射後試験技術

照射後試験のうち、非破壊試験として実施したものを列挙すれば、外観目視観察（写真とスケッチ）、寸法測定、発熱量評価のためのグロス γ 線強度測定及び燃料板の軸及び径方向の γ 線ピーキング値の測定等である。一方、破壊試験として実施したものを列挙すれば、切断・研磨、光学顕微鏡による組織観察（表面は研磨状態及びエッチング状態の二様に対して、倍率は800倍程度まで）及び二次電子像による詳細な組織観察（Scanning Electric Microscopic Analysis; SEM, 倍率は3000倍程度まで）とX線による存在物質の定性分析（X-ray Micro Analysis; XMA）である。

4.1 発熱量評価とピーキングの決定（鈴木）

4.1.1 燃料板の発熱量評価

従来のNSRRにおいて用いられて来た酸化燃料の発熱量とは、与えられた核分裂により燃料 ^{235}U が供試試験体中でどの程度発熱したかを示す示唆値である。その評価手法は、比較的低い発熱量領域（燃料破損しきい値以下）でパルス照射した供試燃料から試料の1部を切り出し、それを硝酸溶解しかつ希釈した溶液を準備する。これを用いてガンマ線スペクトル測定を行い、核分裂生成物の定量値から、パルス時の供試燃料単位重量あたりの発熱量を推定するものであった。

この硝酸溶解法での必要条件是、溶解前の燃料重量を精度良く秤量しておくことにある。しかし、シリサイド板状燃料に関してはこの方式はあまり良い方法ではないことが分かった。その第1の理由は、低い発熱量でパルス照射すると、外観からは被覆アルミ合金と芯材合金の判別がつかず、切り出し箇所がうまく固定できないことであった。第2の理由は、発熱体である芯材シリサイドがアルミニウムマトリクスの中に分散析出しているため、発熱体そのものの重量が正確に秤量できないためである。また、燃料板は、圧延成型工程を製造時に経るため、僅かではあるが芯材中にボイドが形成され、これも発熱体重量の正確な重量測定を困難にしていることも判明した。

そこで、低い発熱量でパルス照射した供試燃料板は切断せずに、まるごと γ 線測定器にかけ、 ^{137}Cs 等を定量し、発熱量評価を行う方式をとることにした。得られた結果は、原子炉積分出力1MWsにつき6.2cal/g・fuel（芯材のウラン密度4.8g/cm³、芯材長さ7cm）というものであった。得られた数値に対する実験誤差は±10%程度である。ただし、ここでのfuelとは、芯材ミートの重量を指している。

この実験値に対し、曾山らが算出した計算予測値⁽²⁻³⁾は、原子炉積分出力1MWsにつき5.8cal/g・fuel（ウラン密度4.8g/cm³、芯材長さ10cm）であった。計算値は、実験誤差の範囲内にあり、両者は比較的良く一致した。データ評価にあたっては、原子炉積分出力1MWsにつき6.2cal/g・fuelという値を採用した。

4.1.2 燃料板のピーキングの決定

供試シリサイド燃料板の長手方向（長さ約70mm）及び横方向（長さ約25mm）の中性子強度分布を測定した。この主たる目的は、燃料板上の中性子強度分布状態を知ることにより、ドッグボーンが生じやすい板の端において極端な中性子分布のピークが生じていないかどうかを確認する事であった。従来行ってきたUO₂棒状燃料の燃料端のピーキング測定では、棒状燃料をグリッピング治具装置にくわえ、長手方向に数mmから数cmの幅でステップ状に定点ガンマスペクトル測定する方式をとってきた。この測定装置に関しては、測定対象がシリサイド板状燃料になっても、治具にわずかな改良を施せば、従来方式の踏襲が可能であることが半明した。

シリサイド燃料から測定された核種は、Zr-95及びNb-95, Ru-103, 140Ba-140La等であった。このうち、Nb-95に関するデータプロットをFig. 4.1.1に示す。この図からわかるように、長手方向及び横方向ともに中性子の分布はほぼ均一ではあるが、芯材端にてエンドピークが存在していることも分かった。長手方向に関しては、芯材底部側（燃料番号刻印側）のエンドピーキング値は1.28、芯材頂部側のエンドピーキング値は1.15であった。一方、横方向に関しては、左右ともほぼ同じで1.18のピーキング値となった。

この中性子強度分布と取り付け熱電対との位置関係を調べると、全ての取り付け熱電対（#1～#5）位置がピーキング係数1.0の付近にあることも分かった。これは、熱電対から得られた温度データに、発熱量の補正が不要なことを示唆するものである。

4.2 燃料板のX線撮影、切断・研磨及び金相試験（柳澤）

4.2.1 燃料板のX線撮影

供試試料は薄型形状であるため、燃料板表面に垂直にX線を透過させ、芯材形状を撮影するのは、比較的容易と考えられた。従来、NSRRの棒状UO₂-ジルカロイ被覆管のX線撮影では、被写体とX線発生機の垂直距離を1mとし、印加電圧150kV、撮影時間2.5分（フィルムはFuji50を使用）という条件で、燃料ペレットの欠け割れやリロケーションがうまく撮れた。その時のジルカロイ燃料棒の典型的な直径、すなわち被覆管外径は約10.72mm程度であった。

一方、板状燃料の肉厚は、芯材が0.51mm、芯材をサンドイッチするアルミ合金の被覆材が2枚とも0.38mmとなっており、板状燃料としては全体的に1.27mm程度の肉厚を有している。これは、棒状燃料の約1/10程度の厚みであった。また、材質がアルミニウムを主体とする多成分系の合金であるため、ジルコニウム合金に比較してみるとX線の透過率も異なっている。このため、X線撮影に先立って芯材に対する最も都合の良い撮影条件を求める努力が必要であった。この結果、被写体とX線発生機の垂直距離1m、印加電圧120kV、撮影時間0.5分（フィルムはFuji50を使用）という条件が、最も良く芯材形状を撮影できるという結論に達した。

Fig. 4.2.1は、前述の条件を用いて撮影したパルス照射済シリサイド燃料（実験508-4、発熱量154cal/g・fuel、被覆材到達最高温度871±128℃）のX線写真である。芯材に生じた割れ等がよく撮られているのが分かる。ここでは、幅広面に対するX線だけでなく、肉厚方向のX線撮影にも見

事成功している。供試材は、高発熱量になる程曲がりが大きくなった。一方、この曲がりのために肉厚方向のX線撮影は比較的容易になった。同図中にはX線撮影に用いた供試試料の外観及びマクロ切断写真も含めてある。

4.2.2 燃料板の切断

従来のNSRR実験に用いて来た切断機（円筒形状肉厚約1.4mm、外径約250mm、棒状燃料を輪切りにする方式を採用）は、シリサイド板状燃料に対しては全く役に立たなかった。そこで、小型切断機（RCA-005 リファインソーローの改良品）を準備することとした。準備にあたっての留意点は、

- (1) 燃料板に過度の熱と機械的負荷を与えずに、横切りが可能なこと、
- (2) 切断中に放射性物質が飛散しないような防護体付きであること、
- (3) 小型かつ軽量で持ち運び可能なこと、

などであった。

Photograph 4.2.1は、供試シリサイド燃料板を切断機にて実際に切断中の様子を示している。上記(1)の条件を満たすため、回転刃（肉厚約0.4mmのダイヤモンドカッター、外径75~127mm）は、冷却水と常時接するようにした。また、供試燃料板はバランス用のおもり付治具（最大75gまで）と一体化させ、自重にて回転刃（ホイール回転数の使用範囲は最大約280rpmまで、実際の切断では、150rpmを使用）と接触する方式を採用した。(2)の条件を満たすため、水滴や切断試片の飛散防止用のケースをとりつけた。また、(3)の条件を満たすため、幅33cm×奥行29cm×高さ14cmの立方体形状とし、本体重量は11kgとした。

シリサイド金相用試料1つを作製するのに、このカッターを用いれば約20分もあれば十分であることがわかった。

4.2.3 研 磨

切断した供試試料片（芯材と被覆材が両方含まれている）を金相用試料に供した。金相試験対象箇所を切断後、この試料片を樹脂に埋め込む為に、金相用試料断面とは反対側の切断面を使って、マウント（直径約30mm×高さ約25mm）につるし、樹脂を流し込んだ。これは、試料片が薄板のたんざく形状をしており、小さくてマウント中に自立させるのが難しかったためにとった措置である。

樹脂固化後、試料を回転研磨機にて研磨した。シリサイド燃料に関する研磨経験がなかったので、まずU₂セラミック燃料に用いて来た研磨条件をあてはめ、結果をみては、研磨時間を変えるという方式を繰り返した。その結果、最終的には、以下のエメリー紙（やすり紙）と研磨時間の組合せで、所期の目的が得られることがあきらかになった。

#80(10-30min) → #180(10min) → #400(10min) → #800(10min) → #1000(5min) → #1200(10min) → #1500(10min) → ダイヤモンドペースト 2.5μm(10min)

すなわち同時に3つの金相試料を作製するのが可能であるが、その研磨工程を完遂するには約95分かかることが分かった。

ここに、#はエメリーの番号であり、#が小さい程やすり面が粗い。研磨工程で印象深かったの

は、金属燃料であるシリサイド燃料は、 UO_2 セラミック燃料とちがって燃料の欠け落ち、研磨中の燃料移動等が全くおこらなかったことであり、この点は非常に作業が容易であった。

4.2.4 金相試験

研磨後、金相面を光学顕微鏡にて観察した。この条件等は UO_2 燃料と同じであり、従来方式を踏襲した。しかし、供試試料のエッチング液の選定には苦労した。すでにシリサイド燃料実験を先行していたJMTRホットラボやアルミナイド燃料の照射後試験を長く行ってきたホット試験室のホットラボ（旧、研究炉管理部ホットラボ）からの情報では、硝酸の希釈液または HNO_3 - HF - H_2SO_4 液やその希釈液が有効との事であった。しかし、実際にそれらを適用してみると、短期パルス照射しかつ高温化したNSRRシリサイド燃料には、エッチングがうまくかからなかった。最終的にはASTMのE3-62^(4-3, 4-4)、前記のホットラボ等の情報等を参考にし、75% HCl +25% HNO_3 +5% HF で落ち着いた。このときのエッチング時間は、数秒であり、エッチング後高周波洗浄を行った。

前出のFig. 4.2.1（右下）は、切断後研磨し、研磨状態のまま（as-polished）で撮影した供試試料金相断面である。燃料板の著しい凸凹変形のため、芯材が裏面方向（燃料番号刻印面の反対側方向）に動いたことや中央部で被覆材が部分的に溶解したため、孔が沢山空いたこと等が観察される。

Photograph 4.2.2は、エッチング後の燃料金相写真である。写真中、小さな白い島形状のかたまり〔 $U(Si, Al)$ 〕として観察されるのが芯材であり、その外周をアルミニウムがとりまいている。製造時には0.51mmの幅で矩形をしていた芯材が、110cal/g・fuelの発熱量によって、まがりくねってしまったことが分かる。また、熱電対による測定値によれば、アルミ被覆材の温度は、 $418 \pm 74^\circ C$ の範囲にあった。また、アルミ被覆材は初期肉厚が0.38mmであったものが、部分的には薄肉化また部分的には肉厚化して、全体的に凸凹化していることも分かる。

この様に、燃料切断面の観察により、燃料の炉内ふるまいに関する様々な知見が得られている。

4.3 SEM/XMA試験（金澤，木村，三村）

NSRRでの金属顕微鏡による金相観察では、観察倍率は、800倍程度が限度である。

このため、更に詳細な検査—例えば合金成分元素の芯材中での分布状態等の検査を行いたい場合は、ホット試験室に備え付けのEPMA装置を使用せざるを得ない。シリサイド燃料は金属であるため、発熱量の低いうちは、試料表面に導電性を持たせるため、銀ペーストを部分的に塗布するだけで済んだので簡便であった。しかし、供試試料の発熱量が高くなるにつれて、被覆アルミ合金が溶解したり、芯材シリサイドが燃料表面近くに露出したりしたので、供試量の端部（埋め込み樹脂と試料の境界面）を詳細に分析する必要が生じた。この場合は、銀ペーストによる方法では、十分な導電性が得られないため、試料表面にカーボン蒸着を施した。合金成分元素については、被覆材中にAlと微量のMg、芯材中にAl、U及びSiがある。これらの元素を対象に試験目的に応じて線及び面分析を実施した。

用いた分析条件は以下の様である。

加速電圧 : 25kV
 吸収電流 : 1×10^{-8} A
 線分析時間 : 100sec
 面分析時間 : 100sec

Photograph 4. 3. 1 は、面分析の結果例を示している。508-4実験(発熱量154cal/g・fuel)において、観察対象となった箇所で、合金成分であるU, Al, 及びSiがどの様に平面中に分布しているかを示唆するものである。写真中、対象元素の存在量が多い程、白い点が多く集積する。逆に少なければ、白い点の数は減少し、全体的に黒に近づく。これより、アルミ合金のマトリクス中に、UとSiからなるシリサイド発熱体が島状に分散している様子もよく理解される。

4. 3. 1 508-1実験に使用した熱電対のSEM

SEM装置を使用して、パルス照射後の熱電対の様子を観察した。Photograph 4. 3. 2 は、508-1実験(62cal/g・fuel)に使用したT/C#2(被覆最高温度 177°C)の正極側熱電対Pt-13%Rh(a)及び負極側熱電対Pt(b)についてのSEM写真である。(a)と(b)はともにアルミ被覆材、 U_3Si_2 芯材及びT/C 部分を含むマクロ写真である。(a)の熱電対に関するAlの面分析結果を示すのが(c)である。T/C 素線中にAlの拡散はなく、被覆材中に多量のAlが、また、芯材中にある程度のAl元素が分布しているのが分かる。

Photograph 4. 3. 3は、前出の(a)試料の熱電対と芯材境界面の一部について、Al, Pt及びRhを用いた面分析を行った結果である。素線中にAlはなく、芯材中にAlが多数ある。一方、素線中にはPtとRh元素が均一に分布しているのが検出された。これからパルス時に温度上昇はあったもののAlマトリクスとT/C 構成元素であるPt, Rh間に相互拡散等は生じておらず、金属組成に変化は殆どなかったことがわかる。すなわち、熱電対はパルスによる高温化の影響を何らうけていなかったことになる。

また、前出写真において素線(a)は正極のPt-13%Rh、素線(b)は負極のPtである事がこの分析結果から明確になった。正極(a)では、アルミ被覆肉厚0.38mmに対してPt-13%Rh素線が0.07mm程くい込んでいる。(肉厚の約18%)。一方、負極(b)では、0.05mm程素線がくい込んでいる(肉厚の約13%)。

実際は、素線がかなりの長さにわたって、しかもくい込み深さを少しずつ変えながらアルミ被覆材に溶接されていると考えられ、本例は、その1断面について考察したにすぎない。

4. 3. 2 508-2実験に使用した熱電対のSEM

Photograph 4. 3. 4 は508-2実験(77cal/g・fuel)で使用されたPt/Pt-13%Rh熱電対のうち、燃料板底部側に取り付けられた#1(経験被覆最高温度 200°C)に関するSEM写真である。(a)と(b)はともに、熱電対、アルミ被覆材及び U_3Si_2 芯材を含むマクロ写真である。写真(b)のアルミ被覆材及び芯材上には白く見える塊があるが、チリである。(c)は、この部分に対するAl元素のXMA面分析の結果であ

り、被覆材と芯材中には、Alが沢山存在していることが分かる。

Photograph 4.3.5は、前出(b)試料の熱電対素線とアルミ被覆境界面の一部に関するSEM/XMAの結果である。(1)は、対象とした部分のSEM写真であるが、球形素線の被覆材との接触面に幅は狭いが白い帯(幅0.007mm程度)ができています。(2)のAl元素の面分析結果を注意深くみると、この部分にはAl元素が存在しており、(4)から分かるようにPtも同時に存在している。従って、これは高温化したアルミ被覆中のAl元素がPt素線側に原子拡散した結果できた生成相であると考えられる。

(3)は被覆材の構成元素であるMgについての面分析であるが、この元素が確かに存在していること、そして均一に分散していることが明らかである。(5)はRh素線の面分析結果であるが、この場合、有意なRhは認められなかった。すなわち、このことは同素線が負極のPt線であることを示唆するものである。従って、前出Photo. 4.3.4の(a)が正極のPt/Pt-13%Rh素線、(b)が負極のPt素線であると判断される。アルミ被覆材中へのくい込み量は、正負極側ともに0.05mm程度であったが、アルミ被覆肉厚自体が0.35mmと少し薄くなっていた。このため、くい込み量の割合は両者とも被覆肉厚の約14%と評価された。

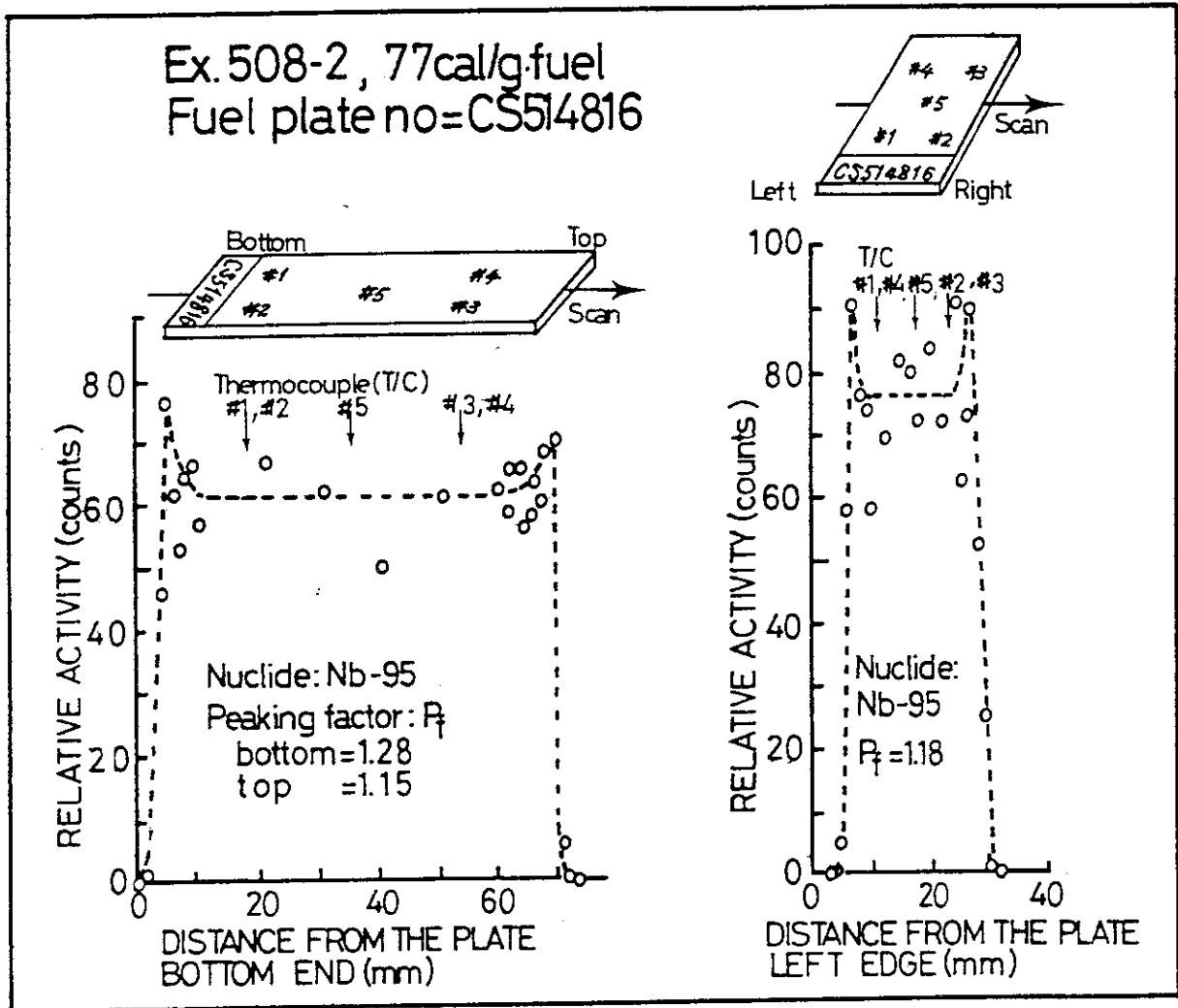


Fig. 4.1.1 Gamma activity of silicide plate fuel pulsed at 77 cal/g·fuel (left) longitudinal, (right) lateral scan direction by Nb-95.

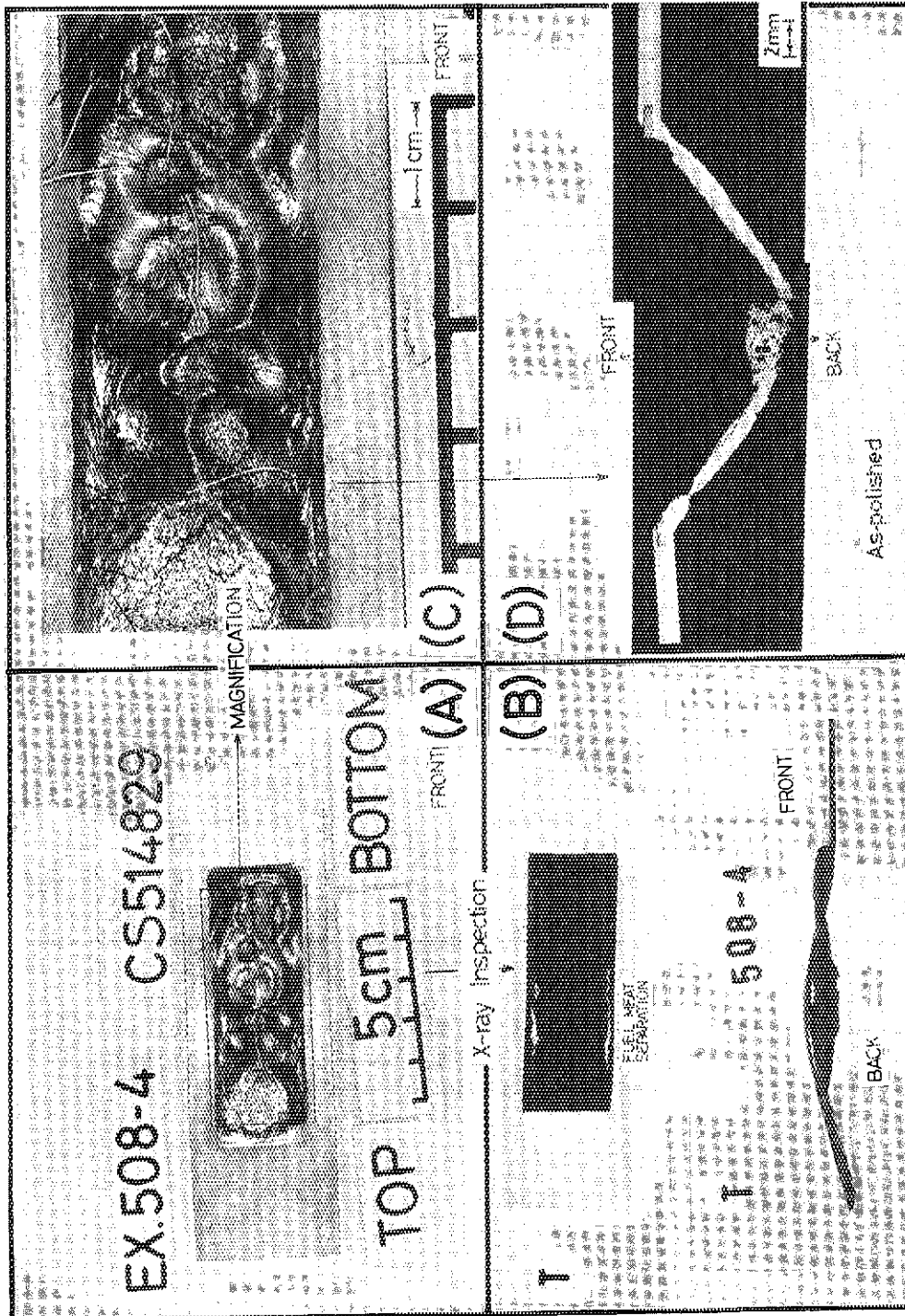


Fig. 4.2.1 Photographs taken from the plate specimen used in experiment 508-4 (154 cal/g·fuel).
 (A) Overview of test specimen after dismantling from the irradiation capsule,
 (B) X-ray photographs, (C) Magnified surface in the vicinity of attached thermocouples,
 and (D) Macro cross section from the top of plate fuel.

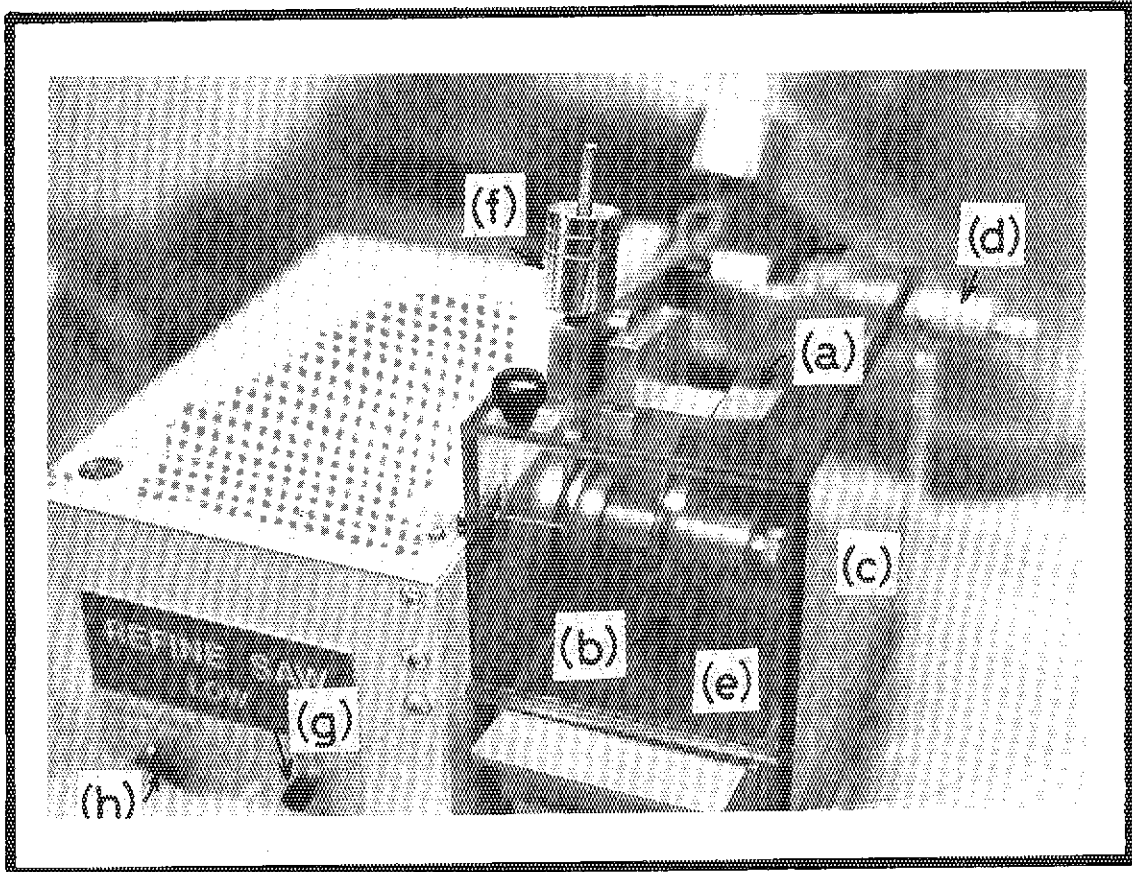


Photo. 4.2.1 Cutting saw of a silicide plate fuel
(a) specimen, (b) saw, (c) protector,
(d) lateral location adjuster by micrometer
(e) coolant (water), (f) balance weight,
(g) switch (h) saw rotation controller.

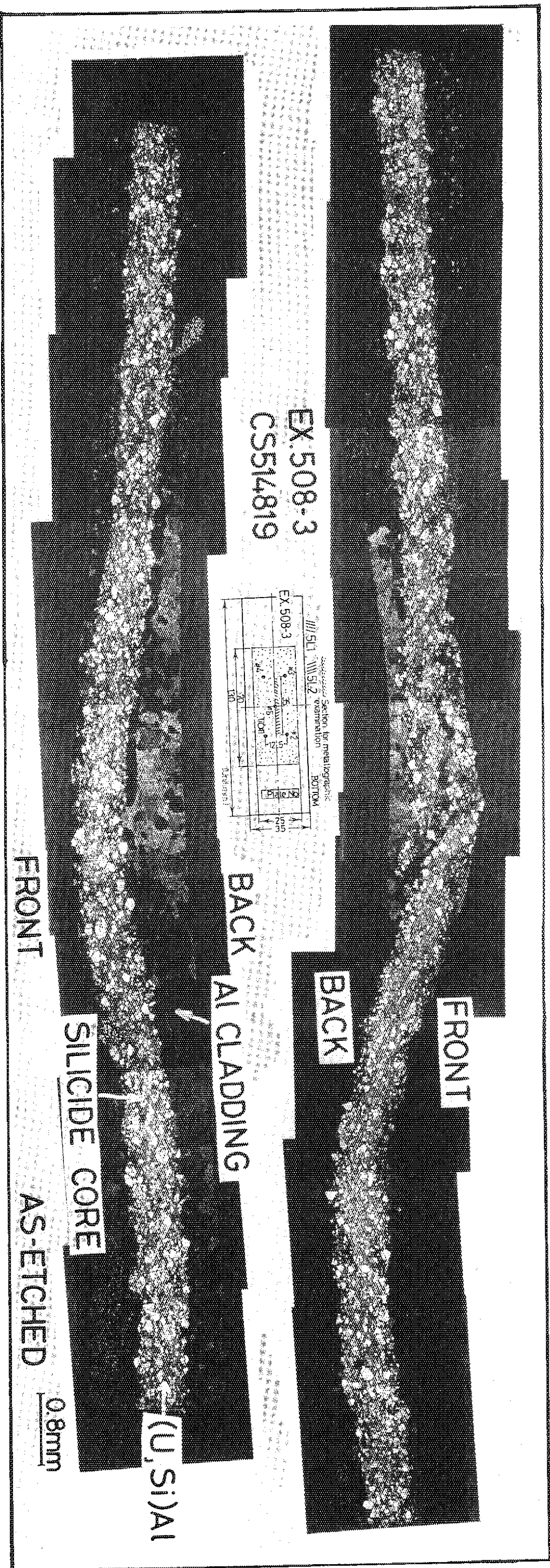


Photo. 4.2.2 As-etched specimen cut from pulse irradiated plate fuel CS514819 which was used in experiment 508-3 (deposited energy = 116 cal/g.fuel).

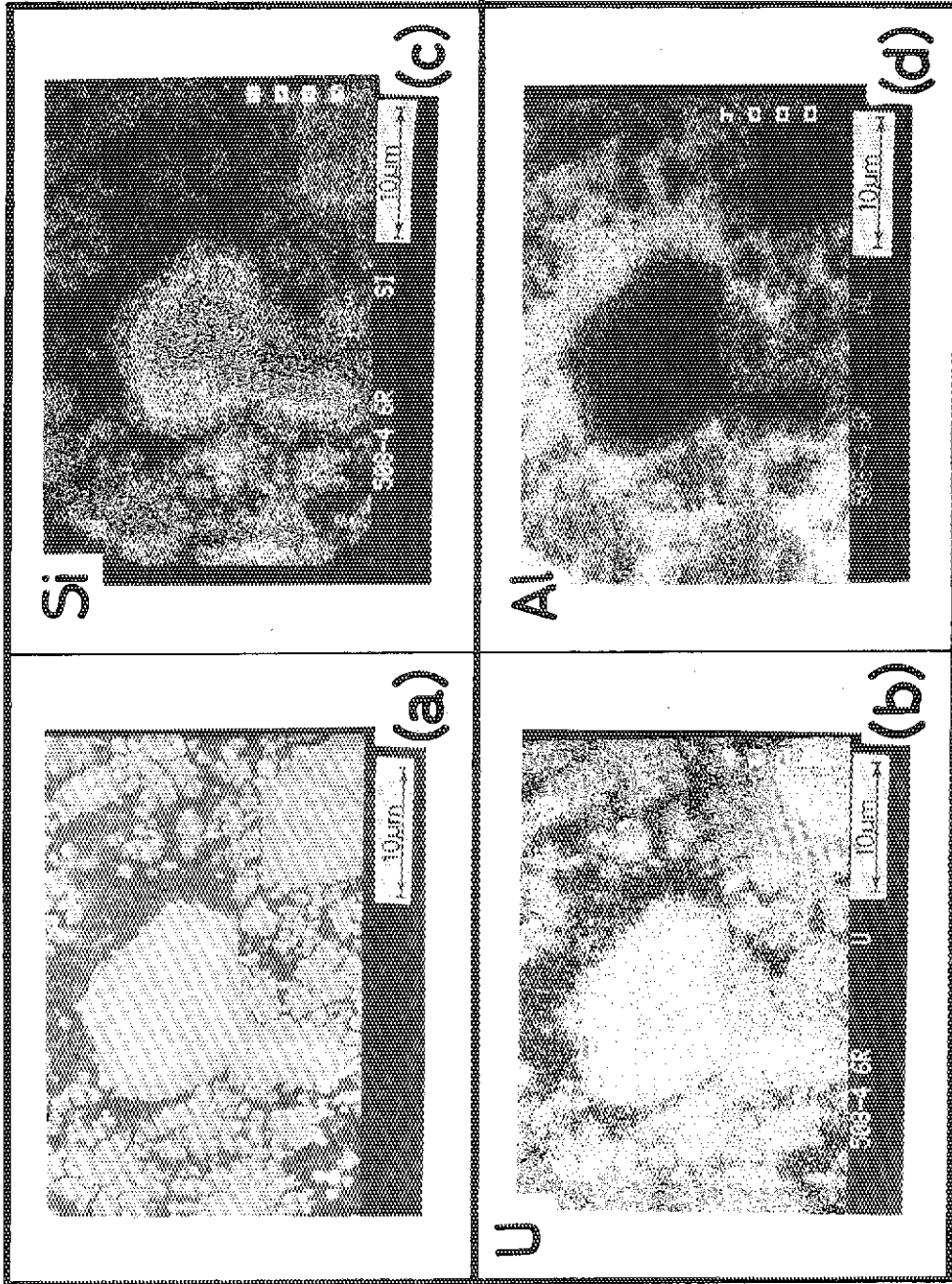


Photo. 4.3.1.1 Results of SEM/XMA analysis performed on 508-4 plate fuel, pulsed at 154 cal/g·fuel.
 (a) Microstructure of silicide core, (b) Distribution of U, (c) Distribution of Si, and (d) Distribution of Al, where white spots mean the magnitude of target element being existed, hence more the magnitude of target element, more the magnitude of white spots.

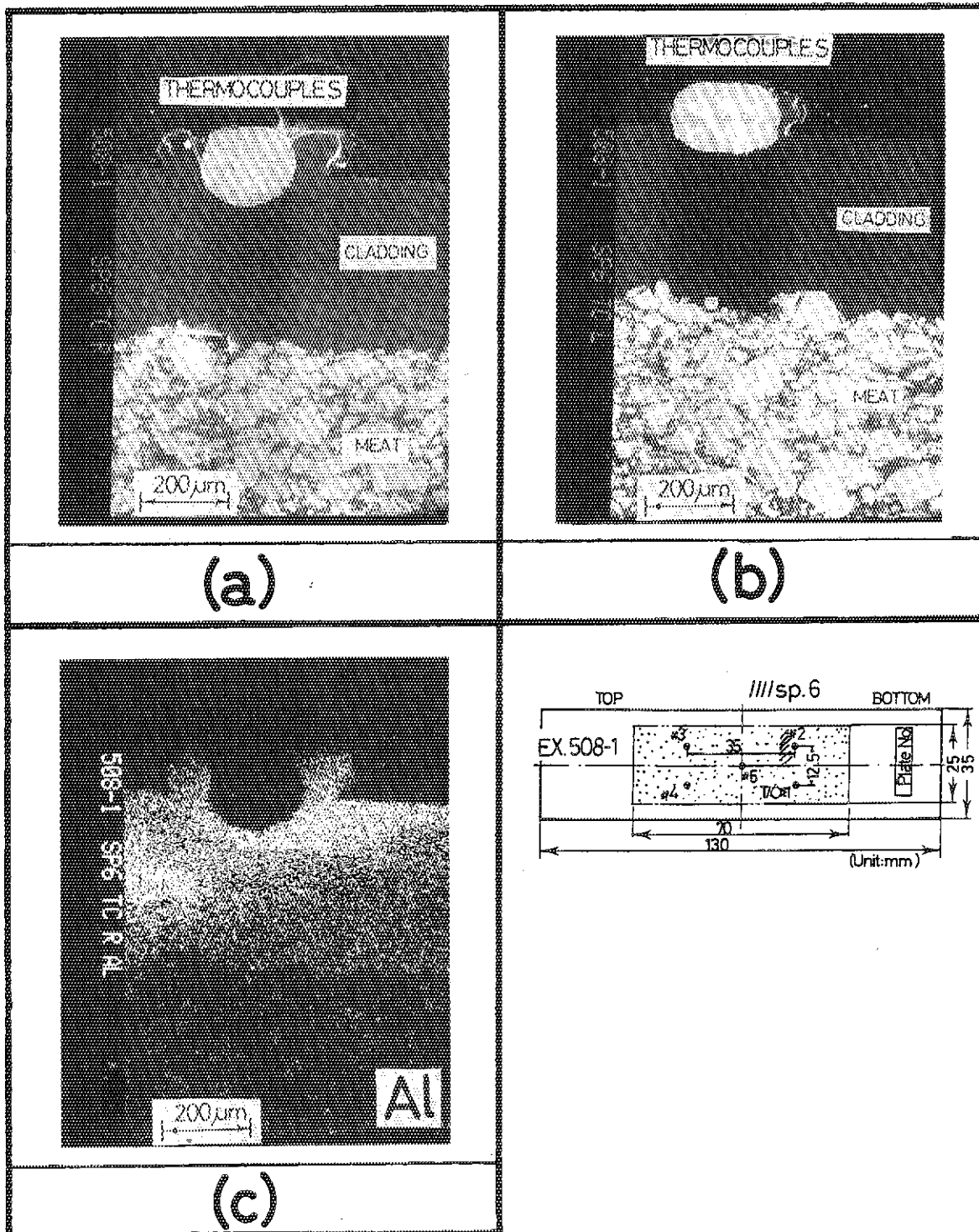


Photo. 4.3.2 Result of SEM/XMA analysis of T/C#2 (177°C peak temp.)
 (a) Anode, (b) Cathode, (c) Al, used in Ex.508-1
 (deposited energy = 64 cal/g•fuel).

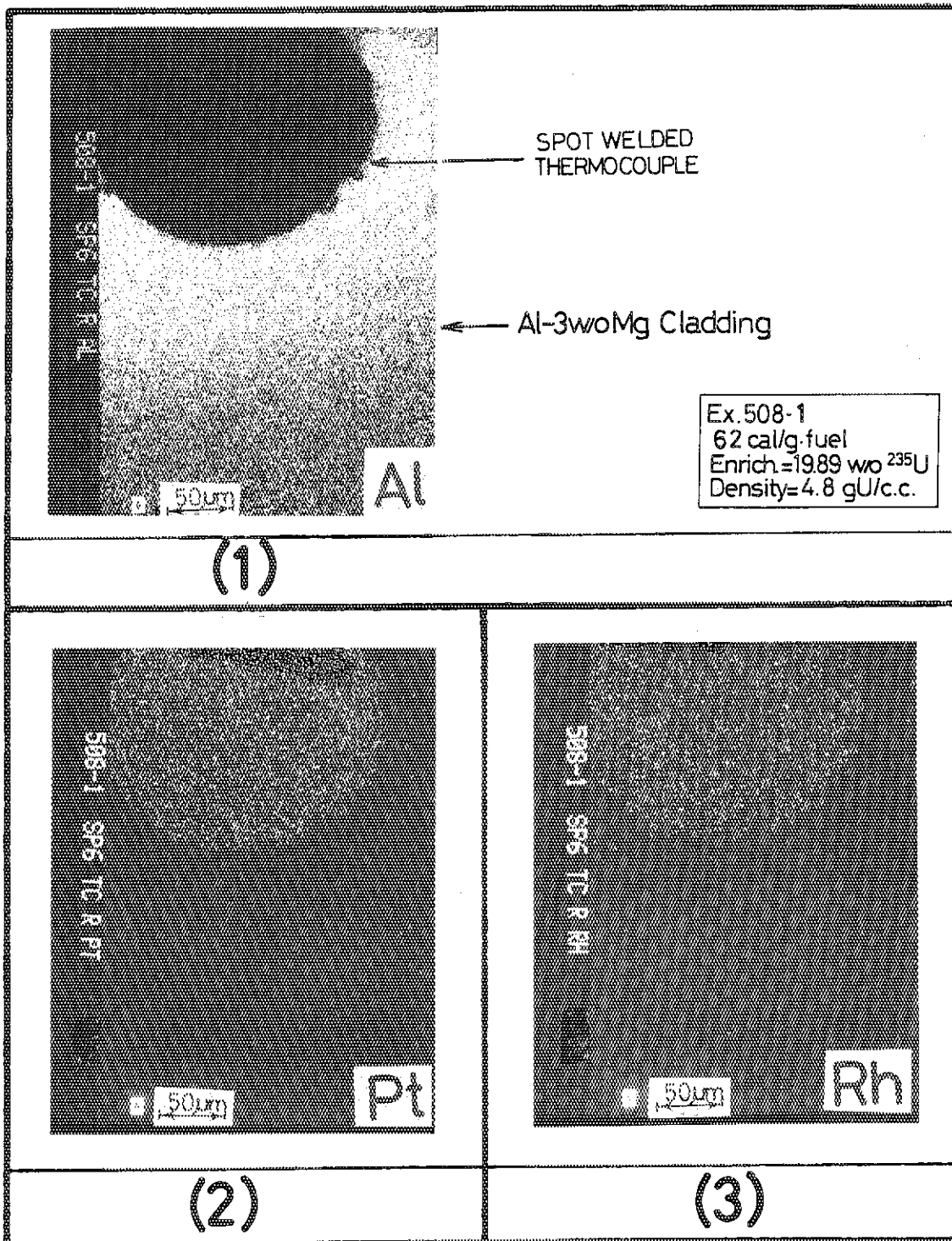


Photo. 4.3.3 Result of XMA analysis of the T/C#2 (177°C peak temp.) at boundary between the thermocouple bottom and aluminum alloy cladding top, (1) Al, (2) Pt, (3) Rh.

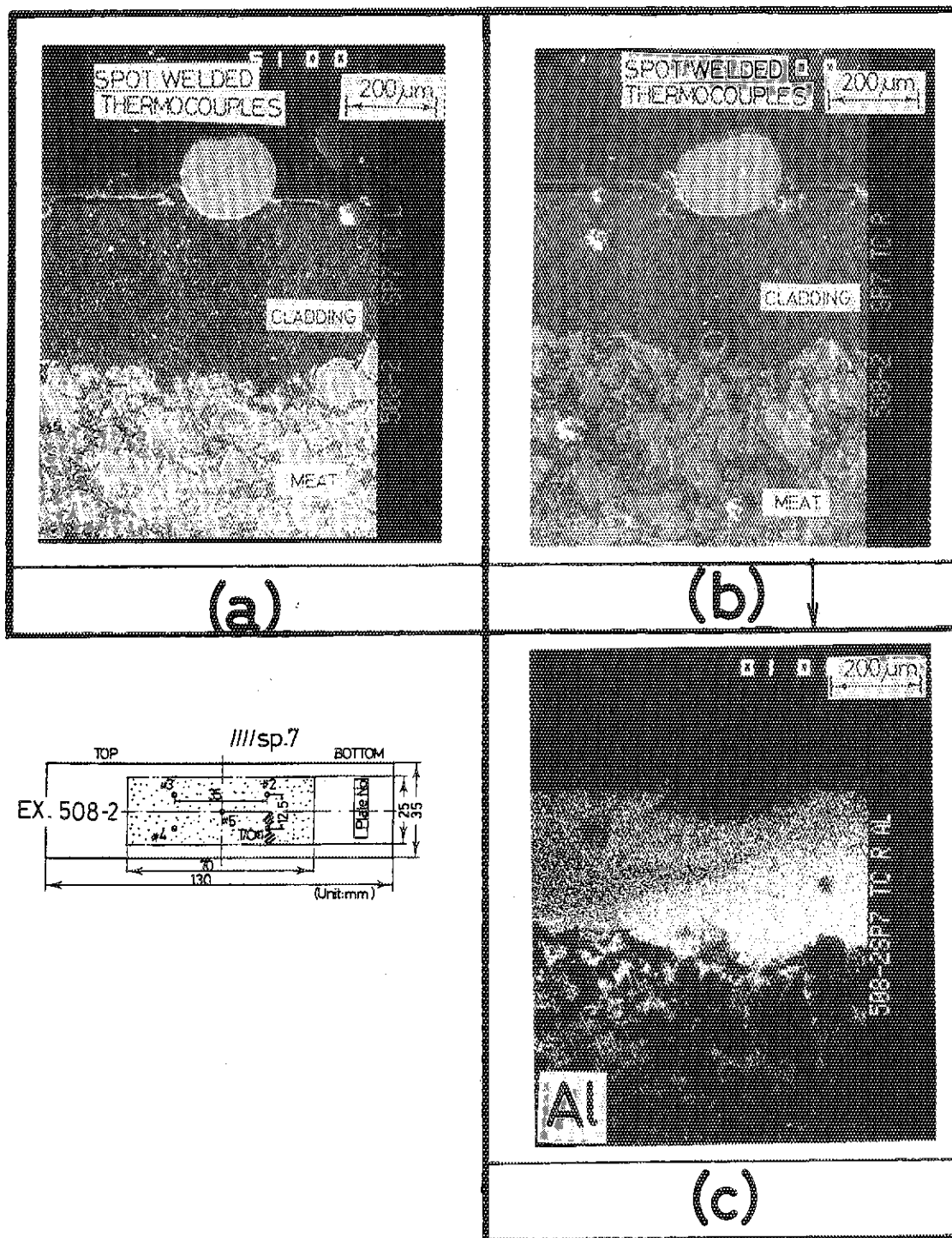


Photo. 4.3.4 Result of SEM/XMA analysis of the T/C#1 (200°C peak temp.)
 (a) Anode, (b) Cathode, (c) Al, used in Ex.508-2
 (deposited energy = 77 cal/g·fuel).

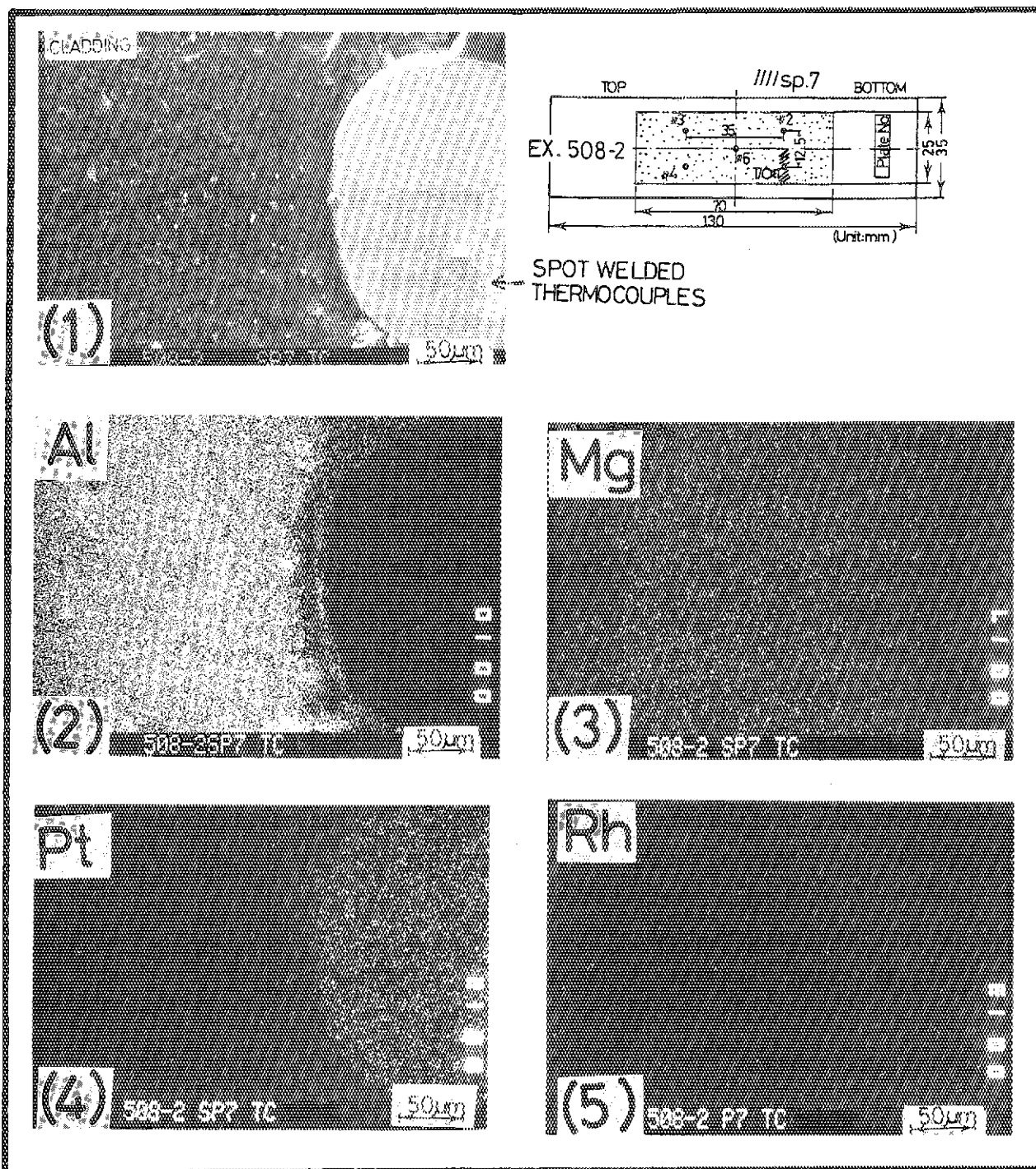


Photo. 4.3.5 Results of SEM/XMA analysis of T/C#1 (200°C peak temp.) at boundary between thermocouple bottom end and aluminum-3 w/o magnesium alloy cladding, (1) SEM, (2) Al, (3) Mg, (4) Pt, (5) Rh, used in Ex.508-2 (77 cal/g·fuel).

5. その他

5.1 炉内データバンクシステム (星野)

第3.1節で述べた様に、シリサイド燃料実験では、炉内燃料ふるまいモニタリングのために幾つかの計装機器を使用している。すなわち、燃料板表面にはPt/Pt-13%Rh(0.2mm裸線ワイヤ)熱電体を5対、水温測定用のA/C(アルメルクロメル)熱電対を1対、照射カプセルの底部及び頂部には、50kg/cm²まで測定可能な内圧計そして冷却軽水自由表面上には、機械的エネルギー発生に備えて取り付けられた水塊速度計がそれである。また、原子炉周辺にはマイクロフィッシュエンバー等が取り付けられており、これを用いて原子炉の積分出力などが測定されている。

パルス運転に対する燃料ふるまいデータ計測維持時間は、シリサイド燃料実験の場合、最大10秒と設定した。パルス照射自体は約0.1秒のオーダで終了する。この極めて早い時間変化に対応するため、炉内燃料ふるまいデータ等は、まずは一旦NSRRデータバンクシステム備え付けの計算機のテープ中に格納する。しかるのち、A/D変換し、備え付けのプリンターにて出力するシステムをとっている。このデータロギングシステムをフローチャートで示すと、Fig. 5.1.1のようになる。Fig. 5.1.2は、データロギングシステムを構成する各機器の名称を写真入りで示したものである。

Figure 5.1.3は、供試試料の被覆材であるアルミニウム合金が、約640°C付近で溶融した事を示すデータプロットである。この事象は、アルミニウム合金の物性に基づいて発生したものであるが、その溶融開始から溶融終了まで僅か0.8sec程しか時間間隔がなかった事、プロットした4本の熱電対に関して、当該事象が比較的良く再現されている事、等が示されている。なお、5対の熱電対のうち、4対のデータしか示していないのは、NSRRデータプロットシステムでは、最大4データしか同時出力できないためである。

RIAの様な、極めて短時間での燃料ふるまいについても、NSRRデータバンクシステムは十分にその機能を発揮し、研究上必要なデータを再プロットすることが可能である。

5.2 計量管理技術 (梅田)

核燃料物質は、その性格上、厳重な計量管理体制の下で実験に供試されている。例えば照射後試験等における燃料切断、研磨等で核燃料物質の微量な損耗が生じて、その損耗量は、常時監視され記録され続ける。

UO₂棒状燃料を用いた従来のNSRR実験では、金相試験等によって生じた核燃料損耗物質(NSRRの場合は²³⁵Uが主たる管理対象物質)は、例えば、Fig. 5.2.1の様な台帳システムで管理がなされている。これは、切断等によってUO₂燃料がある体積ΔVだけ損耗したとして、その中に含まれる²³⁵U量を次式で評価するものである。

$$\rho \Delta V \times \frac{e}{100} \times \frac{235}{235+32} \quad (\text{グラム}^{235}\text{U}) \dots\dots\dots (5.1)$$

ここに ρ は用いた UO_2 燃料の最終焼結密度 (g/cm^3), ΔV は切断, 研磨などによって損耗した UO_2 燃料の総体積 (cm^3), e は燃料製造時の初期濃縮度 (w/o)である。

(5.1) 式で用いた損耗 UO_2 の体積は, 切断によるものであれば, $(\pi/4)d^2 \Delta t$ (d は燃料外径, Δt は切断カッターの刃幅)で求められる。また, 研磨によるものであれば, 例えば, $(\pi/4)d^2 \Delta l$ (d は燃料外径, Δl は研磨によって研削された燃料長)で求められる。

ところが, シリサイド板状燃料では, 従来方式で ^{235}U の損耗を算出する事が厳密に言うに困難であることが判明した。すなわち, アルミ地金中に, U-Si-Al の化合物が均等, 均質かつ緻密に分散している場合は, UO_2 体系と同じに評価できるが, 実際は大きさの幾つか異なる USi や U_3Si_2 の化合物が, ある程度の存在割合とボイドを伴って離れ小島の様にいくつも分散しているためである。

しかしながら, 条件厳密保持を押し通すと計算管理できなくなる。そこで, ある一定のボイド率を仮定した上で, U-Si-Al はアルミ地金中に均質・均一に分散していると仮定した。このとき, 切断または研磨によって $\Delta V(\text{cm}^3)$ のシリサイド燃料(この体積中にはUのみならず, Si, Alも入っている)が損耗したと仮定すれば, ^{235}U の損耗量は以下の式で与えられる。

$$\omega_i \times \frac{e}{100} \times \frac{\Delta V}{V} \times \frac{235}{235+32} \quad (\text{グラム}^{235}\text{U}) \dots\dots\dots (5.2)$$

ここに ω_i は, 板状燃料製造時に使用した UO_2 初期重量(g), e は初期濃縮度(w/o), V は加工成形終了時のU, Si及びAlを含んだ芯材全体積(cm^3)である。

Fig. 5.2.2 は, この概念に基づいて作成した, シリサイド燃料の損耗管理台帳の例であり, この概念による計量管理方式で, 現在何ら支障なく供試試料に係る損耗量の管理が行われている。

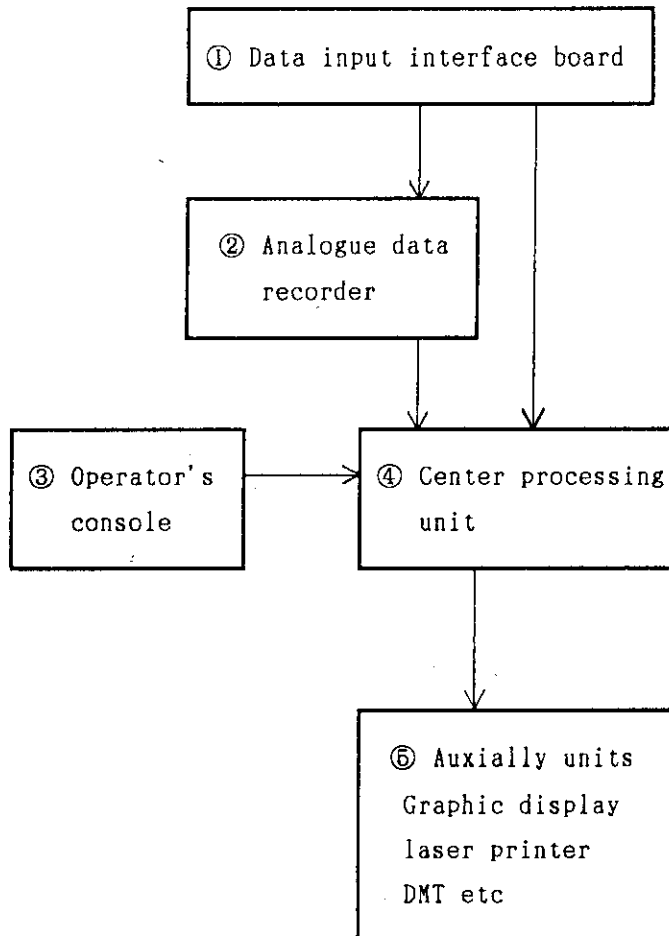


Fig. 5.1.1 Block diagram of the data logging units in NSRR data bank system.

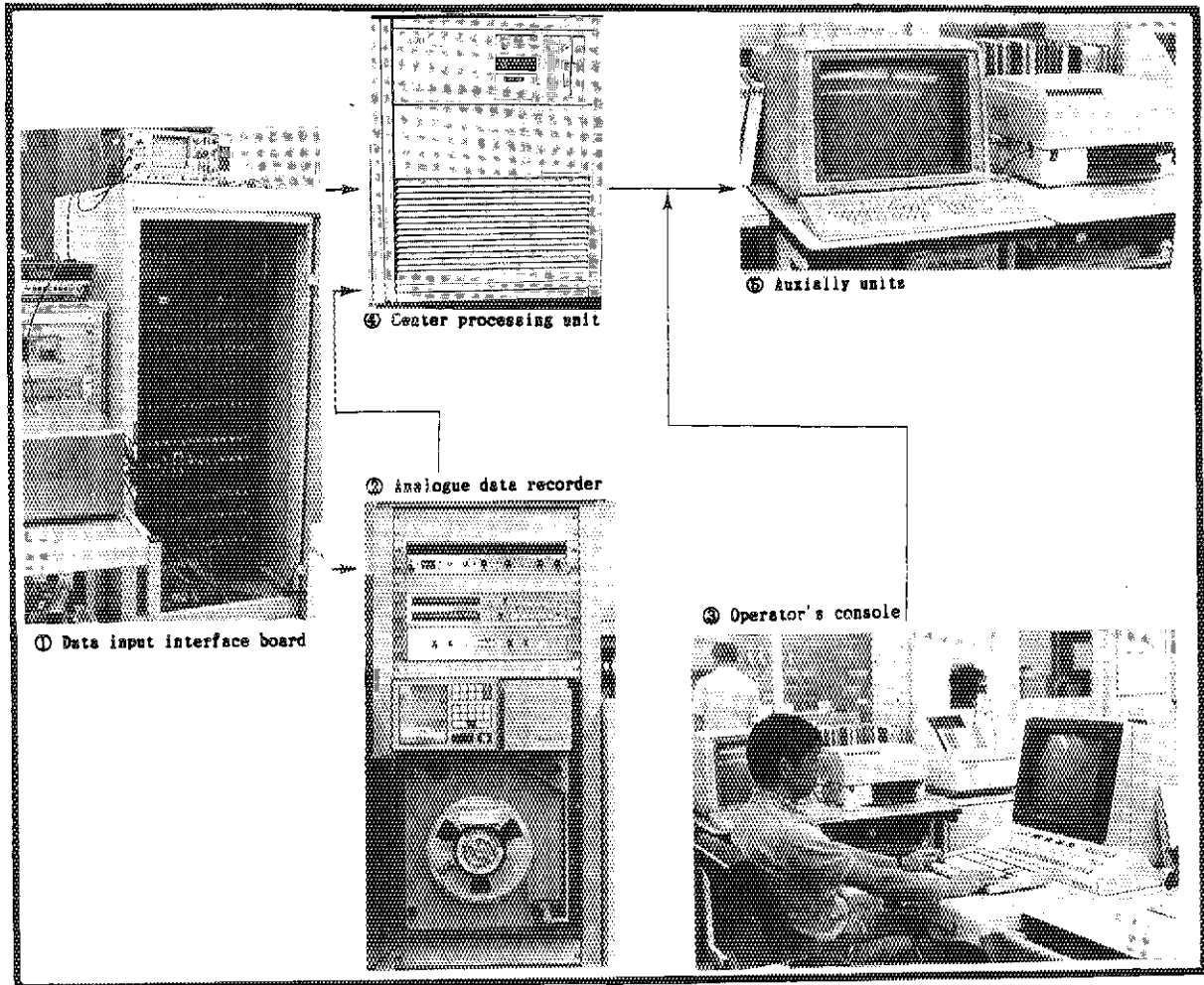


Fig. 5.1.2 Data logging system for NSRR experiments.

Calculation sheet of measured discard quantity
on cutting and/or polishing fuel pin, pellet or specimen

Date on which measured discard happened ; 1991, March 22
MBA ; JH-1 I-KMP ; LI
Operator's name (section) ; K. Yamagisawa

	Batch name	Ele.	df	n	t	t'	D	W _{UO₂}	wr	W _{L.D.}	Enr.	W _{L.D.-f}
Ex. 527-6 63246180	18/L1	E	1.045				10.462	4.68		4.12	10.03	0.41
	18/LH1	E	1.045	5	0.16	0.045	10.462	4.18	0.88	3.68	10.03	0.37
	18/H2	E	1.045				10.462	0.91		0.80	10.03	0.08
63246200	21/H1	E	1.231	3	0.16	0.045	10.380	4.91	0.88	4.32	10.0	0.43
	21/H2	E	1.231				10.380	1.98		1.94	10.0	0.17
604-651	51/H1	E	1.057	2	0.16	0.045	10.440	3.33	0.88	2.93	10.0	0.29

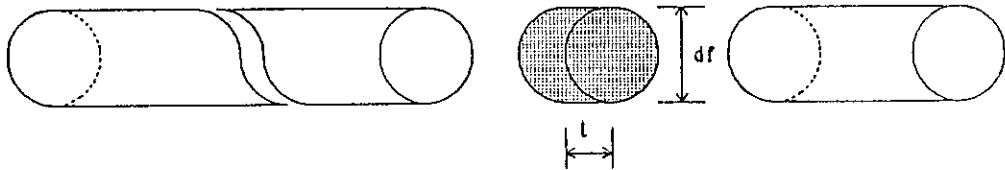
$$W_{UO_2} = \frac{\pi}{4} df^2 \times (nt + t') \times D$$

$$W_{L.D.} = W_{UO_2} \times wr$$

$$W_{L.D.-f} = W_{L.D.} \times \text{Enr.} / 100$$

W_{UO₂} ; Cutting and/or polishing loss of UO₂ fuel quantity (g)
W_{L.D.} ; Weight of element of discarded nuclear material (g)
W_{L.D.-f} ; Weight of fissile isotopes of discarded nuclear material (g)
df ; Diameter of fuel (cm)
n ; Total number of cutting (times)
t ; Cutting loss of fuel width at each cutting, that is width of cutter (cm)
t' ; Total polishing loss of fuel thickness (cm)
D ; Density of UO₂ fuel = Theoretical density of UO₂ × Manufacturing purity of UO₂
= 10.96 × 95.46 = 10.462 (g/cm³)
wr ; Actual weight ratio of U in UO₂ based on manufacturer's data
Enr. ; Enrichment (%)

Cutting loss of fuel



Polishing loss of fuel

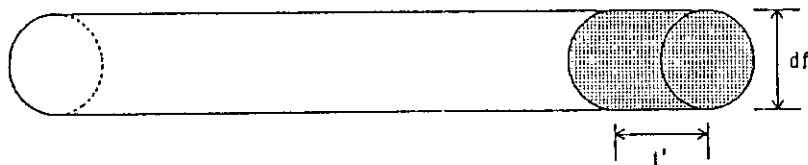


Fig. 5.2.1 Format for controlling the cutting and polishing loss of enriched uranium-235 in UO₂-zircaloy fuel rod used at NSRR.

Calculation sheet of measured discard quantity
on cutting and/or polishing fuel plate

Data on which measured discard happened; 1991, March 22

MBA; JH-1 1-KMP;

Operator's name(section); K. YAMAGISAWA

Batch name	Ele	Enr	W ₀	W ₁	V ₁	V _c	V _p	W _{L.D.}	W _{L.D.-f}
29/12	E	14.694%	5.75	5.02	70.25t	17.6t	86t		
29/34	E							0.538	
29/5RL	E							3402	
29/6RL	E							05	
								0.474	0.094
								42	4.250

$$W_{L.D.} = W_0 \times \frac{V_c + V_p}{V_1}$$

$$W_{L.D.-f} = W_1 \times \frac{V_c + V_p}{V_1}$$

W_{L.D.} : Weight of element of discarded nuclear material (g)

W_{L.D.-f} : Weight of fissile isotopes of discarded nuclear material (g)

W₀ : Total weight of nuclear material element in the fuel item before cutting (g)

V₁ : initial total volume (mm³)

V_c : Volume loss of cut specimens (mm³)

→ cut area (mm²) × cut length (mm)

V_p : Volume loss by polishing (mm³)

→ polished area (mm²) × polished depth (mm)

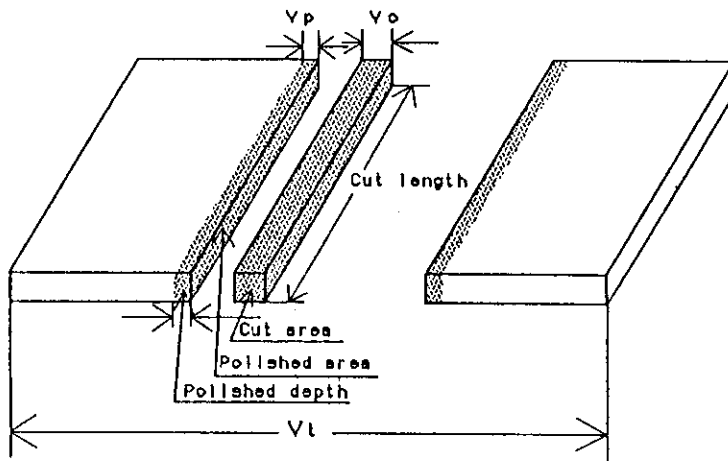


Fig. 5.2.2 Format for controlling the cutting and polishing loss of enriched uranium-235 in silicide plate type fuel used at NSRR.

6. おわりに (柳澤)

原研のみならず我が国の試験研究炉は、アルミナド板状燃料 (密度約 $2.3\text{gU}/\text{cm}^3$) から低濃縮 ($\sim 20\text{w/o}$) でかつ高密度 (約 $4.8\text{gU}/\text{cm}^3$) のシリサイド燃料への転換が行われようとしている。燃料形態の変更に伴って、安全性の観点からみた燃料ふるまい研究も鋭意進められてきている。この観点から、NSRRを使用したRIA実験研究に関するニーズは重要かつ緊急であろう。

しかし、NSRRでのRIA 実験実施にあたっては、幾つか解決すべき技術的課題があったことを忘れてはならない。

第1番目は、供試試料が極めて熱伝導特性の良い金属板状燃料であるため、予想される破壊エネルギー (機械的エネルギー転換率) が従来のもより大きいとされていた点である。これは、そのままNSRRの照射カプセルの設計・製作仕様の変更にはね返ったが、通常のものより肉厚の厚い (約 15mm) VII型カプセルを作製することで解決に至った。これに付随して燃料支持構造物や冷却水注入量等の形状や量も変更された。

第2番目は、Al-3%Mg合金被覆材に熱電対を取り付け、燃料板の過渡温度変化をモニタリングしたいとのニーズが、燃料ふるまい研究上極めて大きかった点であった。このニーズに応えるべく、文献調査及び模擬アルミ板を用いた様々の炉外実験を繰り返した。この結果、ある程度の圧縮応力をPt/Pt-13%Rhの 0.2mm 細線に加えつつ、 $5\sim 6\text{Ws}$ のエネルギーを熱電対とアルミ合金被覆材界面に与えることで、ジュール熱による溶接が可能であることを見い出して解決に至った。

第3番目は、燃料板に与えられたエネルギー (発熱量) の評価を行うのに、従来用いて来た燃料溶解と溶解液の γ 線強度測定といった化学分析手法が使えなかった点である。これについては、燃料板を切断せず、まるごとのまま γ 線測定し、計算からの予測値と突き合わせることで精度のよい結果を得ることができた。

第4番目は、シリサイド板状燃料に関しては、NSRRにて従来用いられて来た UO_2 棒状燃料の照射後試験機器が、直接転用でき得なかった点である。これについては、例えばX線撮影時の最適条件の再設定、エッチング溶液の改善等の努力により問題解決に至った。

第5番目は、照射後試験の切断・研磨に伴う燃料損耗量の計量管理に関して、シリサイド板状燃料では全く新しい概念の導入が必要であった点である。これについては、燃料板作製時のU燃料の重量を用い、分散燃料の芯材分布の均一・均質性を仮定することで解決に至った。

以上の課題については、燃料安全工学部の反応度安全研究室、NSRR管理室、研究炉部の研究炉技術開発室、化学部の分析センタ及びホット試験室の燃料試験課から選り出された技術陣が約4年の歳月をかけて取り組み、解決に至ったものである。

技術は日進月歩する。シリサイド燃料のRIA 実験をNSRRにて遂行するには、その裏でこれだけの技術陣の努力があった事を、読者の皆様に御理解戴けたら、誠に幸いである。

謝 辞

本技術報告書作製に際しては、各技術者が所属する研究課室の課室長等の助言と協力が大いに励みになった。すなわち、燃料安全工学部にあつては、藤城俊夫反応度安全研究室長、堀木欧一郎NSRR管理室長と小林晋昇NSRR管理室長代理、研究炉部にあつては、古平恒夫研究炉技術開発室長、化学部にあつては星野昭分析センター室長、ホット試験室にあつては菊地章燃料試験課長及び山原武同課長代理（当時）並びに田代晋吾燃料試験技術課長及び金井塚文雄同技術課長代理の皆様である。

この他、シリサイド板状燃料の照射後試験装置準備に当たっては、アルミナイド板状燃料の照射後試験技術データベースの蓄積が豊富であったホット試験室ホットラボ課の技術スタッフの諸氏及び燃料・材料工学部・燃料開発研究室の井川勝市室長及び宇賀神光主任研究員に重要な御教示を戴いた。

シリサイド燃料板へのスポット溶接モックアップ試験は間修三氏（原子力エンジニアリング㈱）の助力によるところが大きく、またパルス後のNSRRにおける照射後試験は吉田敏幸氏や黒沢義明氏（千代田メンテナンス㈱）に協力していただいた。

ここに厚く御礼申し上げる。

参 考 文 献

- (1-1) Y. Futamura, M. Kawasaki, Y. Iso ; "Status of Reduced Enrichment Program for Research and Test Reactor Fuels in Japan", 12th Int. Mtg. on Reduced Enrichment for Safety and Test Reactors, Paper 3, Berlin (1989)
- (1-2) 原子力安全委員会：発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針について、(昭59.1.19)
- (2-1) 大西信秋他、「TREATにおける反応度事故条件を模擬した燃料破損実験に関する検討」、JAERI-M9488 (1981)
- (2-2) T. Tsuruta et. al, "Fuel Fragmentation and Mechanical Energy Conversion Ratio at Rapid Deposition of High Energy in LWR Fuels", J. of Nucl. Sci. and Tech., 22[9], 742 (1985)
- (2-3) R. W. Miller et. al., "Report of the SPERT-1 Destructive Test Program on an Aluminum" Platytype, Water-Moderated Reactor", IDD-16883 (1964)

謝 辞

本技術報告書作製に際しては、各技術者が所属する研究課室の課室長等の助言と協力が大いに励みになった。すなわち、燃料安全工学部にあつては、藤城俊夫反応度安全研究室長、堀木欧一郎 NSRR管理室長と小林晋昇NSRR管理室長代理、研究炉部にあつては、古平恒夫研究炉技術開発室長、化学部にあつては星野昭分析センター室長、ホット試験室にあつては菊地章燃料試験課長及び山原武同課長代理（当時）並びに田代晋吾燃料試験技術課長及び金井塚文雄同技術課長代理の皆様である。

この他、シリサイド板状燃料の照射後試験装置準備に当たっては、アルミナイド板状燃料の照射後試験技術データベースの蓄積が豊富であったホット試験室ホットラボ課の技術スタッフの諸氏及び燃料・材料工学部・燃料開発研究室の井川勝市室長及び宇賀神光主任研究員に重要な御教示を戴いた。

シリサイド燃料板へのスポット溶接モックアップ試験は間修三氏（原子力エンジニアリング株）の助力によるところが大きく、またパルス後のNSRRにおける照射後試験は吉田敏幸氏や黒沢義明氏（千代田メンテナンス株）に協力していただいた。

ここに厚く御礼申し上げます。

参 考 文 献

- (1-1) Y. Futamura, M. Kawasaki, Y. Iso ; "Status of Reduced Enrichment Program for Research and Test Reactor Fuels in Japan", 12th Int. Mtg. on Reduced Enrichment for Safety and Test Reactors, Paper 3, Berlin (1989)
- (1-2) 原子力安全委員会：発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針について、(昭59.1.19)
- (2-1) 大西信秋他、「TREATにおける反応度事故条件を模擬した燃料破損実験に関する検討」、JAERI-M9488 (1981)
- (2-2) T. Tsuruta et. al, "Fuel Fragmentation and Mechanical Energy Conversion Ratio at Rapid Deposition of High Energy in LWR Fuels", J. of Nucl. Sci. and Tech., 22[9], 742 (1985)
- (2-3) R. W. Miller et. al., "Report of the SPERT-1 Destructive Test Program on an Aluminum Platype, Water-Moderated Reactor", IDD-16883 (1964)

- (2-4) R. W. Wright, "Dispersal and Pressure Generation by Water-I mpact upon Molten Aluminum", STL 372-50 (1965)
- (2-5) USAEC, "Final Report of SL-1 Recovery Operation", IDO-19311 (1962)
- (2-6) J. F. Proctor, "Adequacy of Explosion-Response Data in Estimating Reactor-Vessel Damage", Nuclear Safety Vol. 8 No. 6 (1967)
- (4-1) 柳原敏, 鈴木敏夫: "NSRR実験における特殊燃料(破壊力測定, ガドリニア入り, ウラン-プルトニウム混合酸化物燃料の発熱量評価", JAERI-M 85-208 (1986)
- (4-2) 曾山和彦, 大西信秋: "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", JAERI-M 88-112 (1988)
- (4-3) ASTM, E3-62: "Standard Methods of Preparation of Metallographic Specimens", (1974)
- (4-4) ASTM, E340-68: "Standard Methods for Macroetching Metals and Alloys", (1974)