

# プルトニウム燃料開発室業務概要

1996年6月

動力炉・核燃料開発事業団  
東 海 事 業 所

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒319-11 茨城県那珂郡東海村大字村松 4 - 33

動力炉・核燃料開発事業団 東海事業所

技術開発推進部 技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:  
Technology Management Section, Tokai Works, Power Reactor and Nuclear Fuel  
Development Corporation 4-33, Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken  
319-11, Japan )

© 動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development  
Corporation)1996

## プルトニウム燃料開発室業務概要

報告者 上村 勝一郎 他

### 要 旨

本資料は、東海事業所プルトニウム燃料開発室で現在実施している各種研究開発の内容と成果の概要及び計画をまとめたものである。

なお、各研究開発項目については、平成7年度プルトニウム燃料開発室年報あるいは個別の社内技術資料として詳細に報告がなされており、本資料はそれらをダイジェスト版的にまとめたものである。

# プルサーマル燃料照射試験

## MOX Fuel Irradiation Test for LWR

軽水炉 (BWR、PWR) における MOX 燃料の高燃焼度化に対応して、電力、メーカーとの共同研究及び動燃独自の照射試験を実施しております。目的は、以下の2点です。

- (1) 高燃焼度 MOX 燃料の照射挙動に関する情報収集
- (2) MOX 燃料照射特性の把握

これら照射試験に関係する燃料製造、ベース照射、出力急昇試験及び照射後試験のスケジュールを表1に、また、試験条件等を表2に示します。これらの照射燃料として、動燃事業団はマイクロ波加熱直接脱硝法による MOX 燃料を供給しております。なお、ATR「ふげん」では54本タイプの高燃焼度 MOX 燃料と MOX-Gd 燃料の照射計画を検討しております。

プルトニウム燃料開発室

Table.1 プルサーマル燃料の照射試験スケジュール  
MOX Fuel Irradiation Test Schedule for

項目	1986	1987	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1997
BWR 共通 燃料製造 照射 出力急昇試験 照射後試験												
PWR 共通 燃料製造 照射 出力急昇試験 照射後試験												
IFA-565 燃料製造 照射 照射後試験												
IFA-590 燃料製造 照射												

BN : ベルギー燃料会社 :Belgonucleaire  
PRIMO : PWR Reference Irradiation of MOX Fuels

Table.2 プルサーマル燃料の照射試験条件  
MOX Fuel Irradiation Test Conditions for LWR

試験条件等
BWR 共通 燃料製造 : BN : 25本MOX, PNC : 15本MOX, JNF : 20本MOX 照射 : ドットワットが : ベルギー → 最大約 60GWd/t 出力急昇試験 : BR2炉 : 超臨界ランプモード 照射後試験 : BN : 4本MOX, PNC : 3本MOX, JNF : 2本MOX
PWR 共通 燃料製造 : COMMO : 3本MOX, PNC : 17本MOX 照射 : BR2炉 : ベルギー → 最大約 17GWd/t 出力急昇試験 : BR2炉 : 超臨界ランプモード 照射後試験 : PNC : 1本MOX
IFA-565 燃料製造 : PNC : 3本MOX 照射 : ドットワットが : ベルギー → 最大約 67GWd/t 照射後試験 : PNC : 3本MOX
IFA-590 燃料製造 : PNC : 8本MOX-Gd, 12本MOX, 4本MOX-Gd 照射 : ドットワットが

BN : ベルギー燃料会社 :Belgonucleaire  
JNF : 日本ニュークリア・フューエル(株) :Japan Nuclear Fuel Co.  
PNC : 動燃事業団(Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)  
COMMO : フランス燃料会社 :Corporation for commercialization of mixed oxide fuel  
ドットワットが : サング :Dodewand reactor  
BR2炉 : ベルギー :BR2 material testing reactor

For the high burn-up of MOX fuels in LWR, cooperative studies are performed with Japanese utilities and makers for BWR and PWR. The objectives are

- (1) to collect information about irradiation behavior of high burn-up MOX fuels
- (2) to understand of in-pile performance of MOX fuels.

Table 1 shows the each test schedule of fuel manufacturing, base irradiation, ramp test and post irradiation examination. Table 2 shows test conditions. PNC supplied MOX fuels by MH (Co-conversion Method with Microwave Heating) method for these irradiation tests.

Plutonium Fuel Technology Development Section

## 照射試験用 MOX 燃料の製造

## Fabrication of Mixed-Oxide Fuel for Irradiation Test

プルトニウム燃料開発室では、四半世紀にわたり FBR 及び ATR 用 MOX 燃料の照射挙動解明、健全性確認のための照射試験燃料を製造し、これらを「常陽」、ハルデン炉などで照射しています。今迄に製造してきた照射燃料は、約 80 キャンペーン、200 種類になり、それらの総数は燃料要素で約 3,000 本です。その仕様の範囲を Table-1 に示します。

プルトニウム燃料開発室

Table-1 多様な照射燃料仕様の一覧  
The design parameters

No.	主な項目 / Item	仕様 / Specification
1.	燃料形態 / Fuel type	ペレット / Pellet 顆粒 / Sphere
2.	製法 / Fabrication method	共沈法 / Co-precipitation ゾルゲル法 / Sol-gel 機械混合法 / Mechanical blending
3.	PuO <sub>2</sub> 原料粉の種類 / PuO <sub>2</sub> powder	直接脱硝 Pu / Pu and U co-converted with microwave heating シュウ酸塩 Pu / Pu oxalate アンモニウム塩 Pu / Pu ammonium salt 湿式回収 MOX 粉 / MOX powder recycled by wet process 乾式回収 MOX 粉 / MOX powder recycled by dry process FBR 再処理粉 / MOX powder recycled from spent FBR fuel
4.	UO <sub>2</sub> 原料粉の種類 / UO <sub>2</sub> powder	DU NU EU (～90%)
5.	ペレット / Pellet 形状 / Shape Pu 富化度 / Pu Content 焼結密度 / Density 直径 / Diameter O/M 比 / O/M ratio	中実 (ディッシュ付き) / Solid pellet (with dish and chanfer) 中空 (リブ付き) / Annular pellet (with chanfer) 0.5 ～ 40 wt% 55 ～ 95 %TD 約 5 ～ 15 mm φ 1.94 ～ 2.00
6.	被覆管 / Cladding 材質 / Material 外径 / Outer diameter	Zry-2 (Zr-2 付) / Zry-2 (Zr-liner) Zry-4 / Zry-4 SUS316 相当鋼 (Ti 付) / Modified SUS316 stainless steel (with Ti coating) 改良オーステナイト鋼 / Modified austenite stainless steel 5.5 ～ 16.9 mm φ
7.	ギャップ幅 / Gap width (nominal)	min 110 μm max 300 μm
8.	その他 / Others	Pu スポット付きペレット / Pellet with Pu spot 欠けペレット / Pellet with chip 不純物添加ペレット (Al, Fe, Si, Ni, Cr) / Pellet doped impurity

Over the past 25 years, fabrication of FBR and ATR MOX fuels for irradiation tests has been carried out in Plutonium Fuel Technology Development Section to understand the influence of fuel characteristics on irradiation performance. Their fuels have been irradiated at FBR 'JOYO', HBWR 'Halden Reactor' and so on. Up to now total number of fabrication fuel elements is about 3,000 pins during about 80 campaigns including 200 kinds of fuel types. The design parameters of irradiation test fuels are shown in Table-1.

Plutonium Fuel Technology Development Section

## ハルデン照射試験 (IFA-590)

### Irradiation Test at Halden Reactor (IFA-590)

ハルデン炉（ノルウェー）において軽水炉あるいは ATR 用 MOX 燃料の照射試験を数多く実施してきました。現在、進行中の照射試験計画は、IFA-590 と呼ばれる試験です。軽水炉あるいは ATR における MOX 燃料の高燃焼度化、高寿命化に対応して、燃焼初期の出力ピーキングを低減する目的で、中空 MOX ペレットにバーナブルポイズンであるガドリニア棒を挿入した Duplex タイプの燃料を製造し、ハルデン炉にて照射試験を実施する計画です。中空ペレット列（スタック）に  $Gd_2O_3$  棒を挿入しているところを写真 1 に、燃料端に計装端栓を取り付けた状態を写真 2 に示します。

プルトニウム燃料開発室



Photo.1 中空MOXペレットへの $Gd_2O_3$ 棒  
(中央の白い棒) の挿入  
Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> bar (center white bar) inserted  
into annular MOX pellets

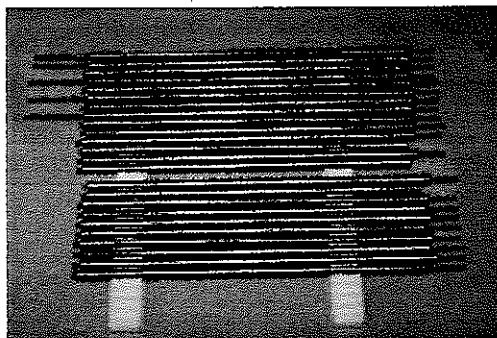


Photo.2 計装端栓を取り付けたセグメント燃料  
Segment fuels with instrumented end plugs

PNC has many experiences of irradiation test of MOX fuels for LWR and ATR at Halden Reactor (Norway). The on-going irradiation test program is so-called 'IFA-590'. PNC has manufactured the Duplex type fuels in which  $Gd_2O_3$  (burnable poison) bar is inserted into annular MOX pellet to decrease output peaking at early burning for high burn-up and long life-time LWR and/or ATR fuels. The fuels will be transported and irradiated at Halden Reactor. Photo 1 shows stack of annular MOX pellets into which the  $Gd_2O_3$  bar is inserted and photo 2 shows segment fuels with instrumented end-plugs.

Plutonium Fuel Technology Development Section

# MOX 燃料の製造技術開発

## Development of Mixed-Oxide Fuel Fabrication Technology

### (1) 中空ペレット 製造技術開発

FBR の炉心性能の高度化を目指して中空ペレットの製造技術開発を実施しています。FBR 燃料ペレットは、太径・中空化することで燃料の高線出力化が可能になり、同一炉心出力に必要な燃料棒本数の低減化を図ることができます。また、スミヤ密度を調整することで高燃焼度化にも対応でき、燃料サイクルコストの低減にも繋がります。中空ペレットの例を Photo-1 に示します。

### (2) MOX 燃料製造技術開発

MOX 燃料の製造技術高度化及び高燃焼度化に反映させるため、原料粉末の特性、グリーンペレット内の空孔構造、Pu 富化度及び O / M 比等をパラメータとした高 Pu 富化度ペレット製造試験や MOX 燃料の焼結挙動解明試験を実施しています。ペレットの特性に影響を及ぼす条件及び、照射挙動に影響を及ぼすペレットの特性について、Fig-1 に示します。

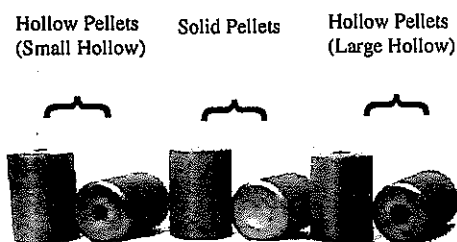


Photo-1 中空ペレット  
Hollow Pellets

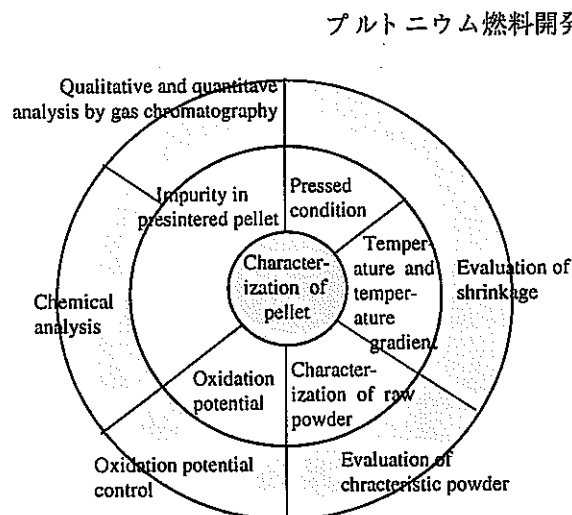


Fig-1 ペレットの特性に影響を及ぼす条件及び、照射挙動に影響を及ぼすペレットの特性

The effect of condition on characterization of pellet

### (1) Development of hollow fuel pellet fabrication technology

Fabrication technology of hollow pellet is developed for a high performance FBR fuels. A high linear heat rate is achieved with the hollow pellet and reduction of number of fuel rods is allowed with large diameter pellet. Hollow pellets are shown in Photo-1.

### (2) Development of MOX fuel pellet fabrication technology

For advancing fabrication technology of MOX fuel and obtaining a high burn up of the fuels, tests concerning high Pu content mixed-oxide fuel fabrication and evaluation of sintering behavior are carried out using the parameter of characteristic of raw powder, opening structure of green pellet, content of Pu and O/M ratio. The effect of experimental condition on characteristics of pellets is shown in Fig-1.

Plutonium Fuel Technology Development Section

## 被覆管溶接技術開発

### The Development of Welding Technology for Cladding Tube

高速炉燃料の新被覆管材料として酸化物分散強化型フェライト鋼 (ODS 鋼) の開発を進めています。本材料は、TIG 溶接法等の融接法で溶接すると、溶接欠陥を生じ溶接強度は著しく低下してしまいます。そこで、これに代わる溶接手法として、固相の状態で行えるパルス磁気溶接法 (PMW) と抵抗溶接法 (PRW) の技術開発を行っています。

プルトニウム燃料開発室

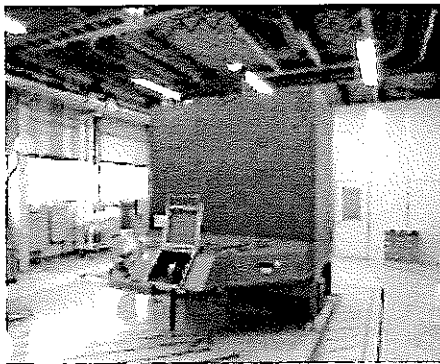


Photo 1. PMW装置  
PMW apparatus

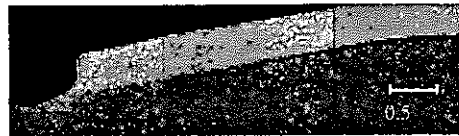


Photo 2. 断面金相写真 (縦断面)  
Metallography  
(transversal cross section)

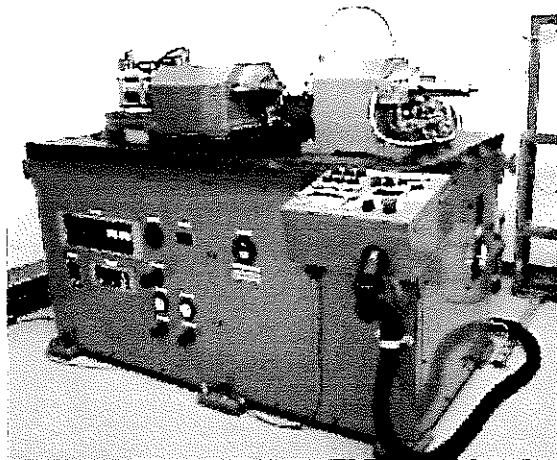


Photo 3. P R W装置  
PRW apparatus

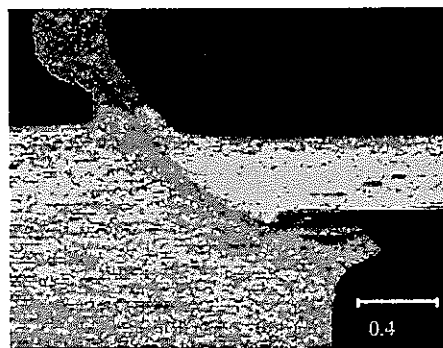


Photo 4. 断面金相写真 (縦断面)  
Metallography  
(transversal cross section)

The oxide dispersion strengthened type ferritic steel (ODS) has developed for advanced cladding tube material of fast reactor. Tensile strength of the welded part remarkably decrease by fusion welding method such as TIG, since the weld defect is occurred. Pulsed Magnetic Welding (PMW) method and Pressurized Resistance Welding (PRW) method are candidate for ODS welding.

These methods is applied to the ODS to keep solid state is structure.

Plutonium Fuel Technology Development Section



# 被覆管溶接技術開発 (1)

パルス磁気溶接装置の開発

## The Development of Welding Technology for Cladding Tube

The Development of Pulsed Magnetic Welding

高速炉燃料の新被覆管材料として酸化物分散強化型フェライト鋼 (ODS 鋼) の開発を進めています。本材料は、TIG 溶接法等の融接法で溶接すると、溶接欠陥を生じ溶接強度は著しく低下してしまいます。そこで、これに代わる溶接手法として、固相の状態で接合が行えるパルス磁気溶接法の技術開発を行っています。

パルス磁気溶接法原理は、溶接コイルの中心に被覆管と端栓を固定し、そのコイルに高電圧・高電流を瞬間的に流すと、コイル内に磁場が発生し、その磁力による被覆管の圧縮変形により、端栓との間に接合が完了するものです。

プルトニウム燃料開発室

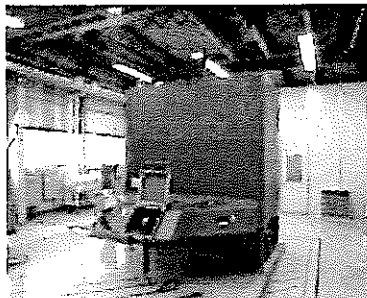


Photo 1. PMW装置  
PMW apparatus

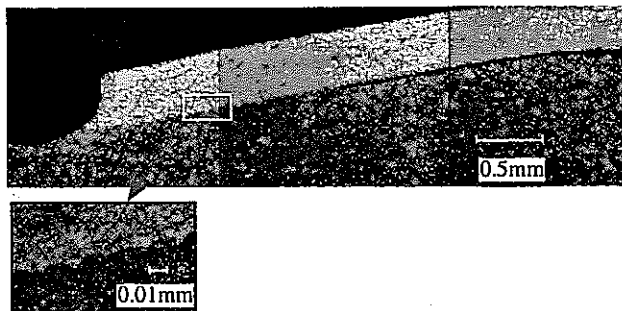


Photo 2. 断面金相写真 (縦断面)  
Metallography (transversal cross section)

The oxide dispersion strengthened type ferritic steel (ODS) has been developed for advanced cladding tube material of a fast reactor. By applying fusion welding method such as TIG to this material, tensile strength of the welded part remarkably decreases, because of the weld defect. Pulsed Magnetic Welding (PMW) method is candidate for ODS welding method, since the material is unchanged to be in solid state for welding.

This method is as follows. The cladding tube and the end plug are placed and fixed at the center of the welding coil, and then high voltage is supplied to the coil in an instance. Then the cladding and the end plug are supposed to be completely welded by compressive deformation with magnetic force.

Plutonium Fuel Technology Development Section

## 被覆管溶接技術開発 (2)

抵抗溶接装置の開発

### The Development of Welding Technology for Cladding Tube

The Development of Resistance Welding Apparatus

高速炉燃料の新被覆管材料として酸化物分散強化型フェライト鋼 (ODS 鋼) の開発を進めています。本材料は、TIG 溶接法等の融接法で溶接すると、溶接欠陥を生じ溶接強度は著しく低下してしまいます。そこで、これに代わる溶接手法として、固相の状態で接合が行える抵抗溶接法 (PRW) の技術開発を行っています。抵抗溶接法は、被覆管と端栓を電極であるチャックに固定し、その両端から加圧力をかけ、高電流を流すことで、突き合わせ部の接触抵抗および材料の固有抵抗によるジュール熱により接合部を発熱させ、塑性変形をともない接合を行うものです。

プルトニウム燃料開発室

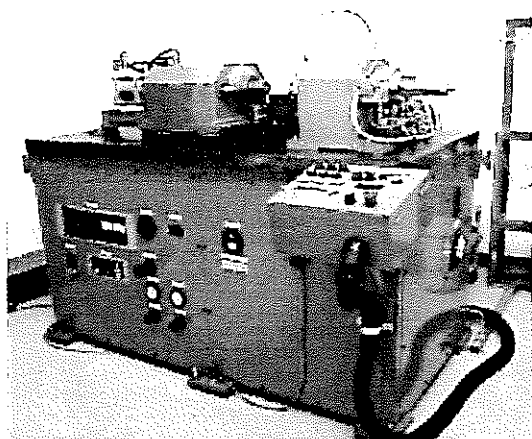


Photo 1. PRW装置  
PRW apparatus



Photo 2. 断面金相写真 (縦断面)  
Metallography  
(transversal cross section)

The oxide dispersion strengthened type ferritic steel (ODS) has been developed for advanced cladding tube material of fast reactor fuel. Tensile strength of this steel remarkably decreases by fusion welding method like TIG, because of formation of welding defect. Resistance welding method is employed as a candidate for ODS welding method, where the joint is welded under solid phase state. Under this method, a cladding tube and an end plug are clamped on electrode, and then high voltage is supplied pressing their both sides. The joint is welded with the Joule heat caused by contact and volume resistance and with plastic deformation by the welding pressure.

Plutonium Fuel Technology Development Section

# 被覆管溶接技術開発 (3)

溶接部超音波検査装置の開発

## The Development of Welding Technology for Cladding Tube

The Development of Ultra Sonic Inspection Technology

パルス磁気溶接法や抵抗溶接法で溶接された固相接合部に発生する欠陥は、TIG 溶接等の融接法で発生する欠陥と比較してかなり微細となるため現在行われている X 線による検査では、欠陥寸法を測定できません。そこで X 線よりも欠陥分解能が高い、超音波による溶接部検査装置の開発を進めています。本装置は、従来の超音波検査装置とは異なり、画像処理により溶接部を 360°展開し、欠陥の位置や大きさをリアルタイムで表示、識別できます。

プルトニウム燃料開発室

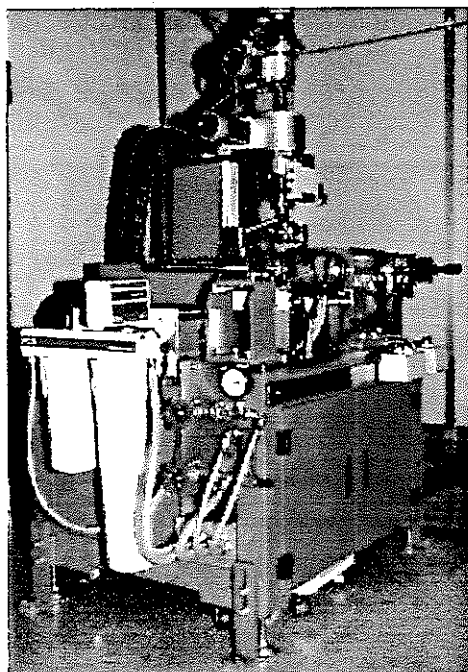


Photo 1. 超音波検査装置  
Ultra Sonic Inspection apparatus

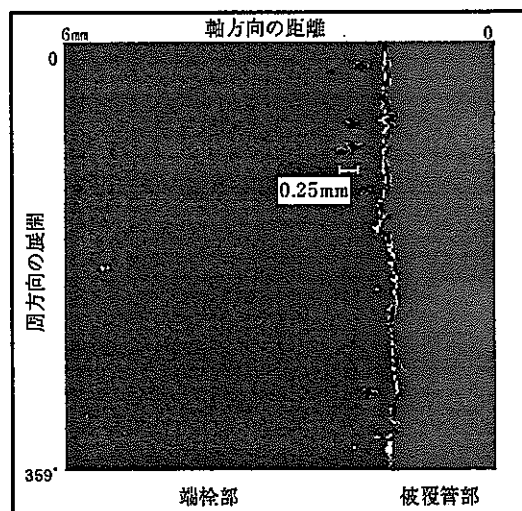


Fig 1. 溶接部探傷結果  
Sample of Inspection Result

Since the size of weld defect in solid phase state, which occurred by Pulsed Magnetic Welding and Resistance Welding methods, is considerably smaller in comparison with that by TIG, the detection of the defect by the common X-ray inspection is as difficult as to measure the dimension of the defect. Therefore development of inspection technology is carried out with the use of Ultrasonic inspection apparatus, which has the capability of higher resolution compared with the X-ray inspection and shows the position and the size of the defect on CRT immediately.

Plutonium Fuel Technology Development Section

## 分析技術の高度化研究

### Development of Advanced Analysis Technology for Plutonium Fuel

MOX 燃料及び MOX-Gd 燃料、窒化物燃料等の新型燃料を対象として高度化分析技術の研究開発を行っています。これまで MOX 燃料分析の迅速化、高精度化を目的として、融解-非分散赤外吸収法による O/M 分析 (写真 1 参照)、ガスクロマトグラフ法によるガス成分分析、電気分析法による Pu 分析等の新しい分析法を採用し、その装置開発を行ってきました。最近、高速液体クロマトグラフ等を用いた MOX-Gd 燃料の Gd、Pu 及び U 分析法 (写真 2 参照) の開発や、転換技術開発のための微量 Pu-U の分析法の開発を行っています。

一方、この他ルーチン業務として N, F, Cl, 揮発性ガス等不純物元素の分析も行っています。

プルトニウム燃料開発室

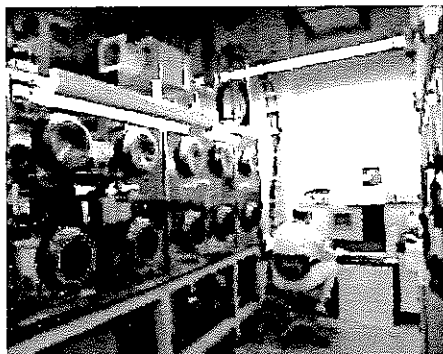


Photo 1 O/M 分析設備  
Apparatus of O/M ratio.

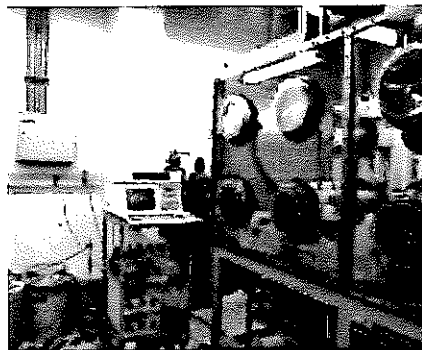


Photo 2 Pu-U-Gd 分析設備  
Apparatus of Pu, U and Gd.

Development of advanced analysis technology is carried out for MOX and advanced nuclear fuel such as MOX-Gd and nitride fuels. For the purpose of establishing simple, rapid and accurate analysis methods, new methods have been employed such as nondispersive infrared spectrophotometry for the determination of O/M ratio, gaschromatography for volatile gas, coulometry for qualitative analysis of Pu and the apparatus for their analysis have been developed. Recently, the effort of development of analysis methods are devoted to the determination of Gd in MOX-Gd fuel and Pu and U in MOX fuel and aqueous solution by high performance liquid chromatography. For the conversion technology, trace analysis method of Pu and U are performed.

On the other hand, routine analysis of impurities such as F, Cl, N and volatile gas are carried out.

Plutonium Fuel Technology Development Section

## 核燃料物質の物性試験

## Measurements of Physical Properties for Nuclear Fuel

核燃料の融点、熱伝導率やペレットのクリープ速度は、燃料設計において重要な基本物性データです。融点及び熱伝導率は燃料の燃焼中の安全性及び健全性を確認するために重要であり、燃料のクリープ速度もまた照射中の被覆管-ペレット相互作用 (PCMI) を評価するために重要です。これらの物性データを取得することにより、新型燃料の燃料開発及び成立性評価を行っています。

プルトニウム燃料開発室

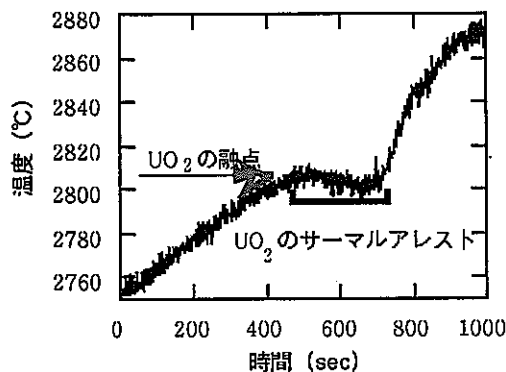


図1 サーマルアレスト法による融点測定  
UO<sub>2.03</sub>の融点測定を行った結果を示す。約2810℃  
でサーマルアレストを観察した。

Fig.1 Melting point measurement by thermal arrest method  
The figure shows the result of measurement of UO<sub>2.03</sub>  
obtained melting point at about 2800°C.

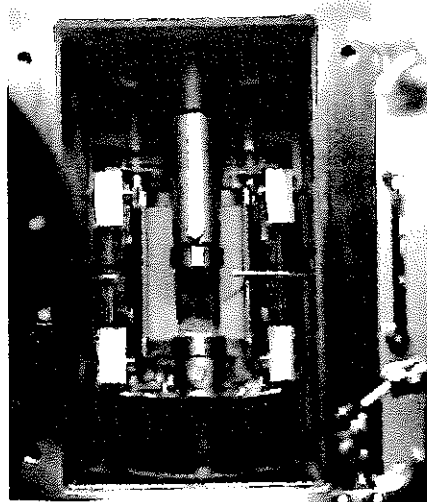


図2 クリープ試験装置  
装置は、1800℃までの任意の酸素ポテンシャル下で試験可能である。

Fig.2 Creep testing apparatus  
The system can measure up to 1800°C  
under the controlled oxygen potential.

Physical properties of nuclear fuel such as melting point, thermal conductivity and creep rate of fuel pellets, are very important data for fuel design. Melting point and thermal conductivity are measured to evaluate thermal properties of fuel rod during burning. Creep rate of fuel pellet also is measured to evaluate Pellet and Cladding Mechanical Interaction (PCMI) during burning. These data are used to perform evaluation of feasibility and development for advanced nuclear fuel.

Plutonium Fuel Technology Development Section

# 窒化物燃料研究開発

## R&D on Nitride Fuel

高速炉用混合窒化物燃料 (U,Pu)N を研究対象として、1) 製造技術開発、2) 物性研究、化学分析方法の確立、3) 照射試験用燃料の製造、4) 量産設備設計のためのバックデータ整備、5) 量産設備の概念設計及び製造コスト評価を実施することが必要です。これまでに得られた成果としては、

- (1) 窒化物粉末の酸化を防止するため、ボックス内のアルゴン純度を  $O_2 < 2\text{ppm}$ 、 $H_2O < 1\text{ppm}$  に負圧管理するための窒化物燃料製造設備 (写真1 参照) を整備しました。
- (2) 混合窒化物の製造に先立って、ウラン窒化物燃料について、製造基礎試験を実施し、酸素・炭素不純物量を低減した最大密度 96% TD のペレット (写真2 参照) を得た他、最適な製造条件を見い出しました。

今後の計画としては、整備した設備を用いて、上記の 1)~5) を実施する予定です。

プルトニウム燃料開発室

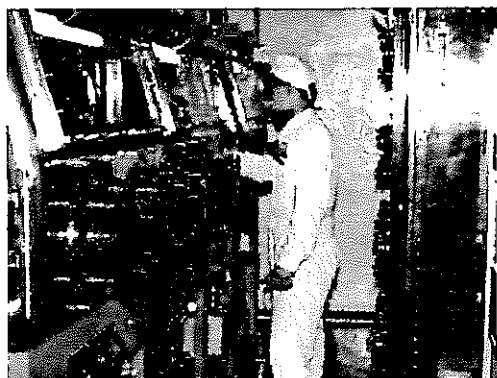
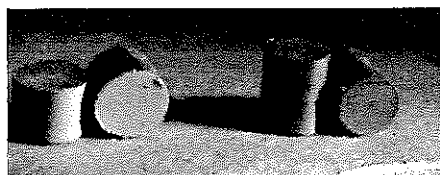


Photo 1 窒化物燃料製造用アルゴンガス雰囲気  
グローブボックス  
Argon gas gloveboxes for  
preparation for nitride fuels



UN Pellets                      Reference UO2 Pellets

Photo 2 試作したUNペレット  
Prepared uranium nitride pellets

The scope of R&D for uranium-plutonium mixed nitride fuels (MN) development for fast reactors includes 1) to develop fuel fabrication technologies, 2) to develop characterization and chemical analysis technologies, 3) to fabricate pins for irradiation test, 4) to take design data for commercial facility, 5) to design conceptual commercial facility and to evaluate fabrication cost. Main results obtained are

- (1) The installation for preparation of nitride fuels was fully equipped (photo 1), which is characterized by maintaining argon gas in the gloveboxes under negative pressure with less than 1ppm oxygen and 2ppm moisture to prevent nitride powder from oxidization.
- (2) Before the fabrication for R&D on MN, laboratory scale test on uranium nitride fuel was performed. Uranium nitride pellet obtained has the maximum density 94% TD and lower contents of oxygen and carbon (photo 2). And then the most suitable conditions were found to fabricate UN pellet.

The above mentioned items from 1) to 5) will be performed with the equipment.

Plutonium Fuel Technology Development Section

## アクチニド含有燃料の研究開発

### Research and Development on Actinide Containing Fuel

廃棄物処理・処分負担軽減、核不拡散性の向上の観点からアクチニド含有燃料の研究・開発を進めています。

- (1) 燃料製法研究としては、製造工程の簡略化、被ばく低減の観点から、湿式法(ゾル-ゲル法)による顆粒原料の製造技術を開発しています。試験装置を写真-1に、顆粒試作品を写真-2に示しました。この方法で製造した燃料顆粒をピンに充填するための振動充填法の開発も計画しています。
- (2) 分析技術開発としては、アクチニド含有燃料中の Np, Am 分析法を開発しています。
- (3) 物性研究としては、燃料設計、許認可、照射挙動解析を行うために、アクチニド含有燃料の融点、熱伝導率等の物性データの取得、整備を行っています。

プルトニウム燃料開発室  
燃料製造プロセス開発室

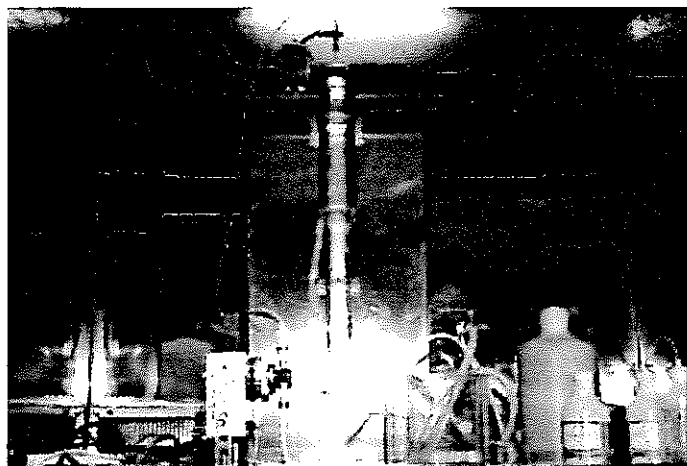


Photo 1. 顆粒製造試験装置  
The Gelation Equipment

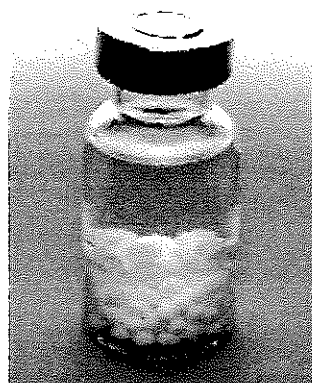


Photo 2. 顆粒試作品  
Gel Samples  
(Zirconyl hydroxide)

Research and development on actinide fuel is proceeding to lighten the burden on radioactive waste management and disposal, and for the purpose of nonproliferation.

- (1) To improve a manufacturing process, development of the sol-gel process for sphere fuel is studied to achieve the simple and remote process. The gelation equipment and trial gel samples are shown in photo 1 and photo 2, respectively. Development of vibro-packing process will be also experimented to pack the sintered spheres into pin.
- (2) To develop analysis technology, the methods of measurement of Np, Am contents of actinide containing fuel are under investigation.
- (3) To study physical properties, melting point, thermal conductivity, etc of actinide containing fuel will be measured and collected for fuel design, licensing and analysis of irradiation behavior of actinide containing fuel.

Plutonium Fuel Technology Development Section  
Advanced Fuel Fabrication Process Development Section