

第17回報告と講演の会（昭和59年）口頭発表

# 新型転換炉における プルトニウム燃料の利用特性と使用実績



昭和59年10月

動力炉・核燃料開発事業団  
新型転換炉開発本部

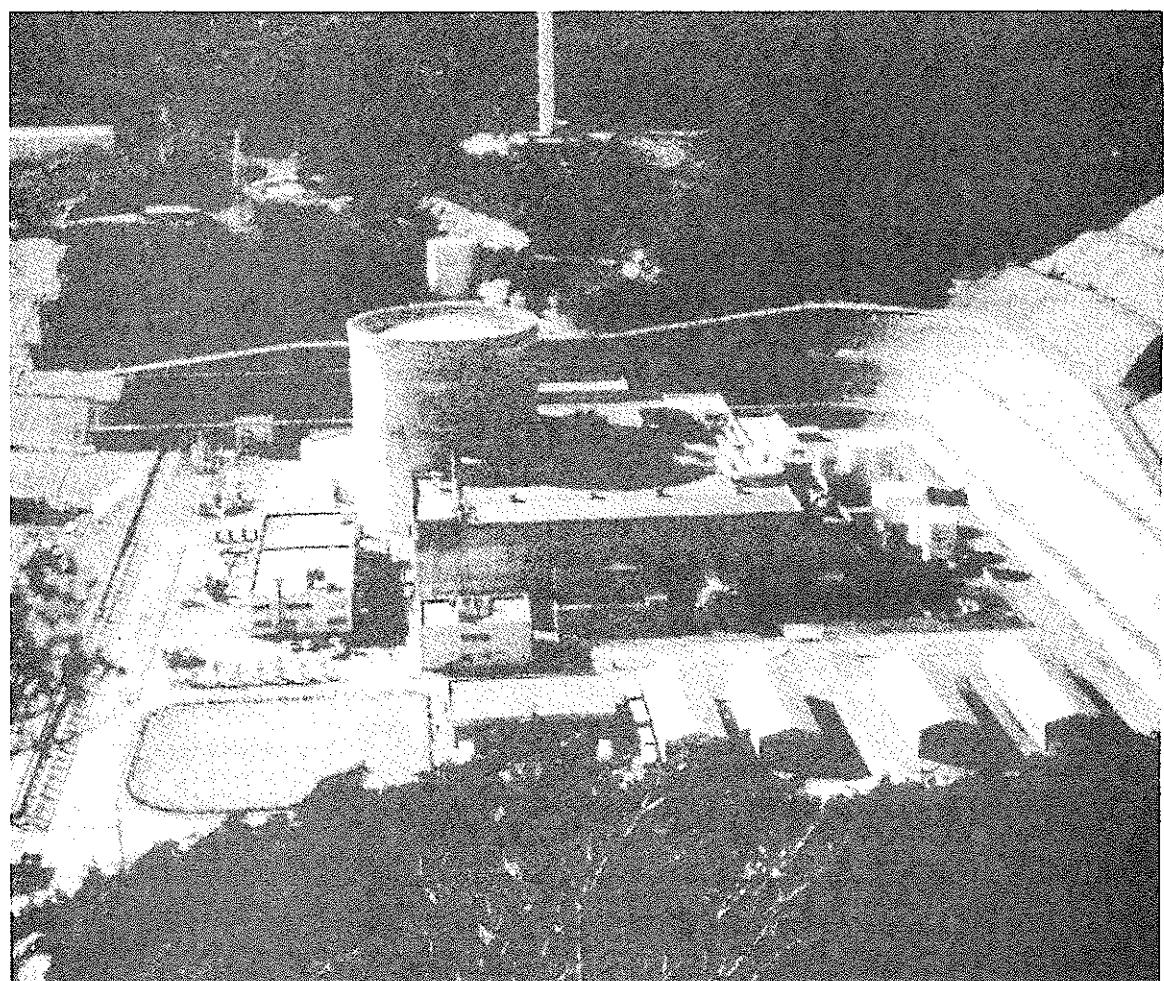
# 新型転換炉における プルトニウム燃料の利用特性と使用実績

新型転換炉開発本部

副 本 部 長 澤 井 定

1. はじめに .....	1
2. 新型転換炉におけるプルトニウム利用特性 .....	4
3. 新型転換炉におけるプルトニウム利用技術 の開発と使用実績 .....	12
4. プルトニウム利用技術の確立に向って .....	17

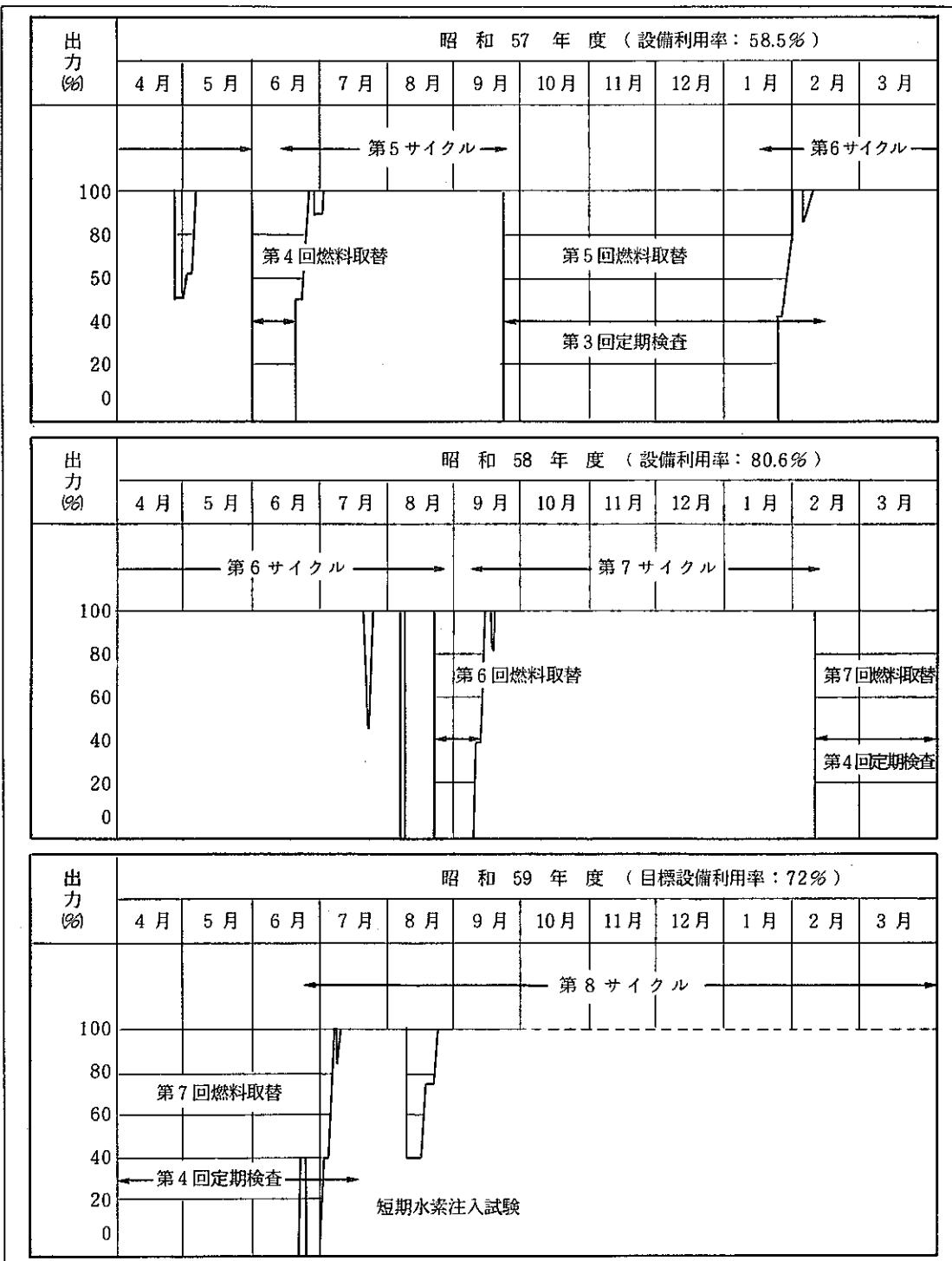
## 1. はじめに



スライドー1 新型転換炉 ふげん発電所

本日は、新型転換炉（ATR）原型炉 ふげんのスライドで幕をあけさせて頂きます。

ふげんは、世界に先駆けてプルトニウムの利用を主体にした熱中性子炉発電炉で、この分野におけるプルトニウム利用で世界の先頭を走っております。

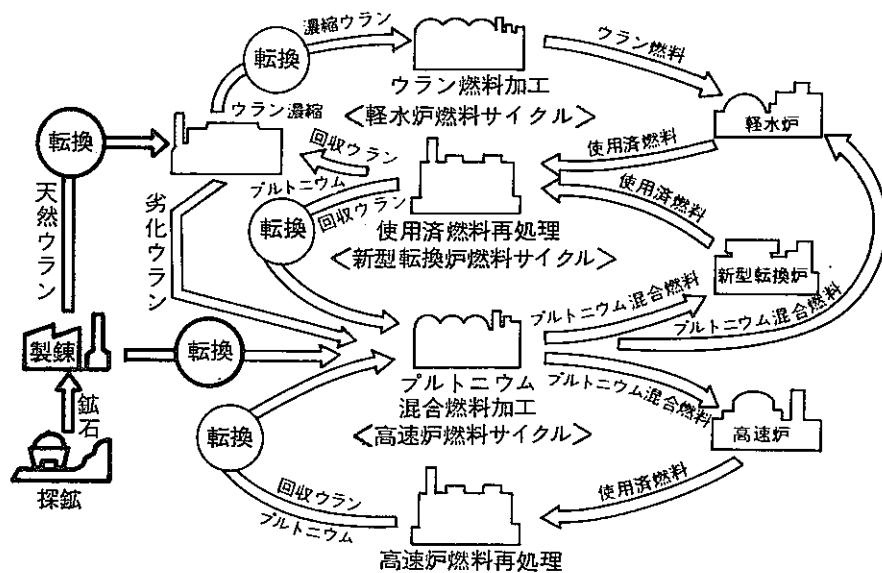


## スライドー2 ふげんの運転履歴

ふげんはお蔭で順調に稼動し、昭和 58 年度の稼動率は、スライドー 2 の中央に示しますように、80 %を越す成績を収めました。現在、全力を挙げて、昭和 60 年 7 月に 12 カ月連続運転達成を目指しております。

ふげんには、昭和 59 年 5 月以来、軽水炉の使用済燃料から回収したウランとプルトニウムの混合酸化物燃料 (MOX 燃料) を 4 体装荷しております。今後、できるだけ回収ウランとプルトニウムをふげんに使用して、その実績を積み重ねていく考えです。

## 新型転換炉における燃料利用



スライドー3 わが国における新型転換炉の燃料利用

このような ATR と 軽水炉 の カップル の 仕方は、スライドー3 に 示す通りで あります。そし  
て ATR は、 軽水炉 の 使用済燃料 を 再処理して 回収 した プルトニウム と ウラン、あるいは濃縮  
工場 から 出る 劣化ウラン を 用いて、わが国 の エネルギーセキュリティ を 向上 し、併せて プルト  
ニウム 利用 技術 の 確立 に 寄与 する と 期待 されて おり ます。

本日は、 プルトニウム 利用 に 関し、 まず

(1) 熱中性子炉 に 利用 する 立場 からみた プルトニウム の 特性

次いで、

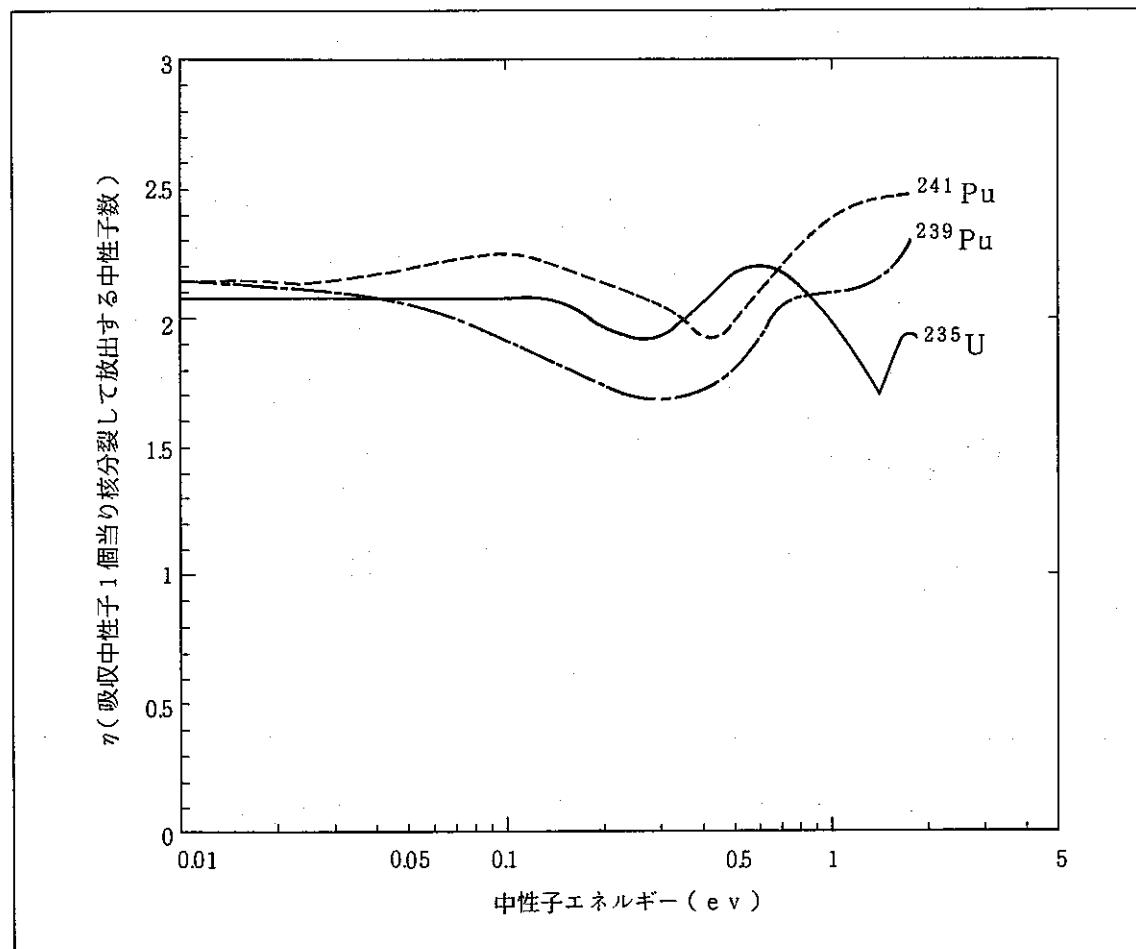
(2) ATR における プルトニウム 利用 の 特長

最後に、

(3) ATR、特に ふげん の プルトニウム 利用 を 支える 開発

について お 話 申 し 上 げ ま す。

## 2. 新型転換炉におけるプルトニウム利用特性



スライドー4  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  及び  $^{241}\text{Pu}$  の  $\eta$

プルトニウムを利用する立場からの要求は、当然、  
“効率よく、しかも利用し易く”  
であります。

プルトニウムを効率よく利用するポイントは核分裂性プルトニウムが吸収した中性子 1 個当たり核分裂して放出する中性子数、即ち  $\eta$  が大きい所でプルトニウムを利用することです。

スライドー4は、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$ 及び $^{235}\text{U}$ の $\eta$ が熱中性子領域から共鳴吸収領域で如何に変るかを示しています。熱中性子の平均エネルギーは温度で表せますから、evに変えて温度で申しますと、ATRの減速材重水温度60℃は0.029ev、冷却材温度約300℃は、略0.05evに相当します。

スライドー4から

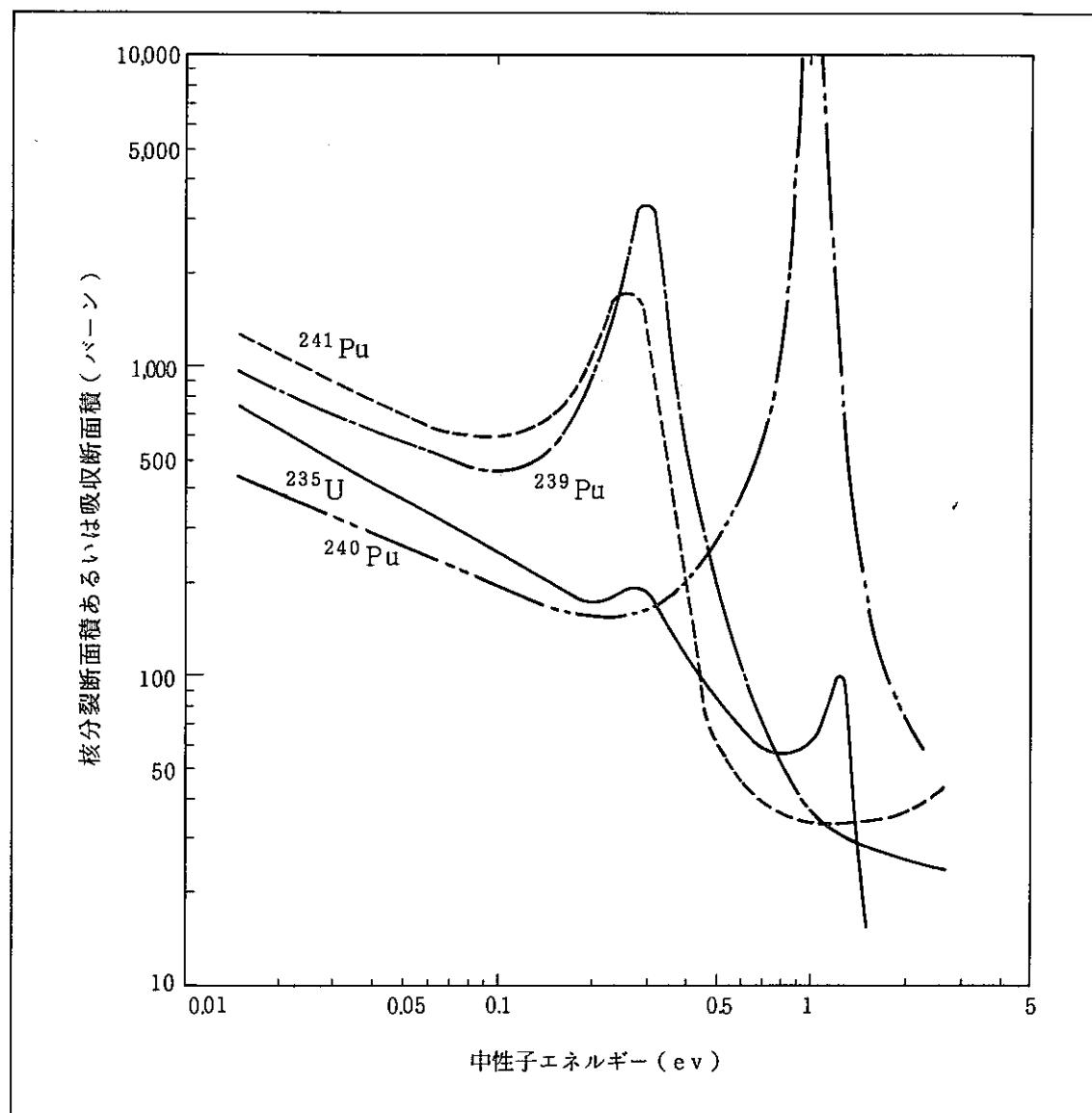
“ $^{239}\text{Pu}$ は、共鳴吸収領域の中性子と一緒にになると $\eta$ は小さいが、よく減速された中性子と結婚すると $\eta$ は $^{235}\text{U}$ 及び $^{241}\text{Pu}$ と同等になる。”

ことがわかります。

使用済燃料から回収されるプルトニウムは $^{239}\text{Pu}$ を多く含むので、熱中性子炉でプルトニウムを効率よく利用するポイントは、

“中性子をよく減速する”

ことになります。こうしますと、核分裂性プルトニウムと $^{235}\text{U}$ の核的価値が略同等になり、後に具体的にお話しするようにプルトニウムが利用し易くなります。

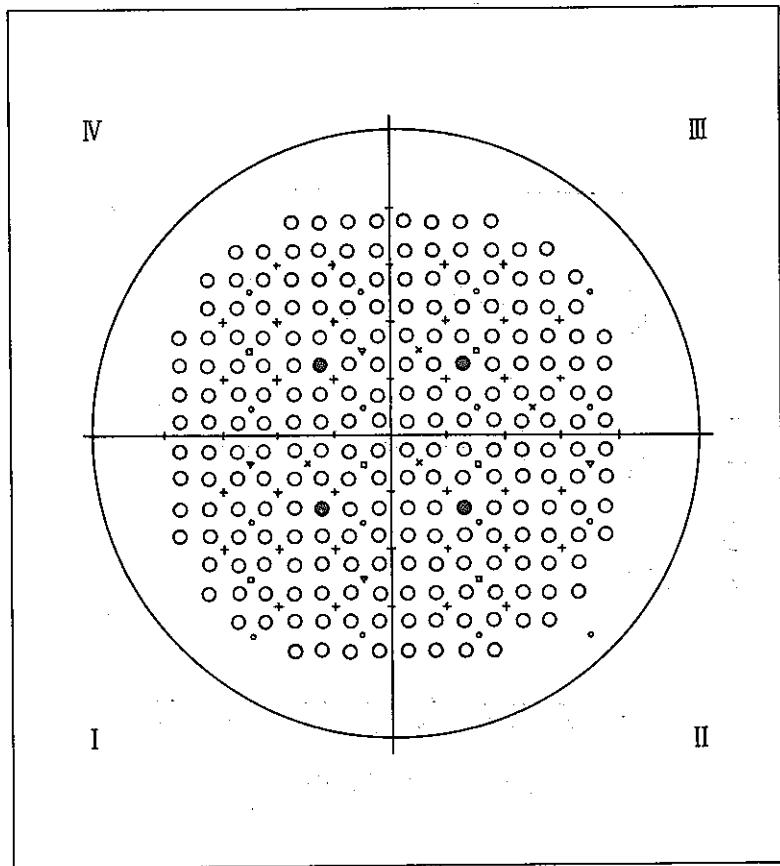


スライドー5  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  及び  $^{241}\text{Pu}$  の核分裂断面積並びに  $^{240}\text{Pu}$  の吸収断面積

プルトニウムを利用し易くする立場から、もう一つ考えことがあります。それは、プルトニウムの共鳴吸収です。

スライドー5にみますように  $^{239}\text{Pu}$  と  $^{241}\text{Pu}$  は約 0.3 eV に共鳴吸収があり、 $^{240}\text{Pu}$  は約 1 eV に共鳴吸収があります。そして、それぞれ山の形、位置及び高さが異っています。しかし、中性子がよく減速された領域では、プルトニウムの中性子吸収断面積は、きれいな  $1/V$  法則に従っています。

のことから、プルトニウムを利用し易くするには“中性子をよく減速する。しかも、できるだけ燃料より離れた減速材中で。”  
ということになります。



スライドー 6 ふげんの炉心

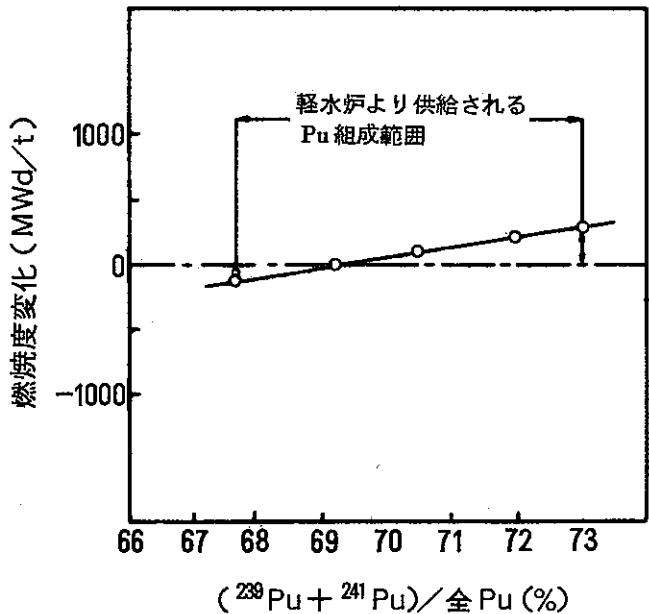
ATRの炉心は、スライドー 6 に示しますように重水の中に燃料を配置した構成です。重水は燃料体積の 8 倍以上あり、中性子は重水中で主によく減速されますので、ATRは

(1) 核分裂性 Pu を  $^{235}\text{U}$  と同等に利用できる。

(2) 中性子は、プルトニウムに共鳴吸収され難い。

特性をもっています。

従って、ATRにプルトニウムを利用する場合(核分裂性 Pu )と  $^{235}\text{U}$  の和を一定にすれば、Pu の同位体組成に関係なく略同一の燃焼度が得られると考えられます。

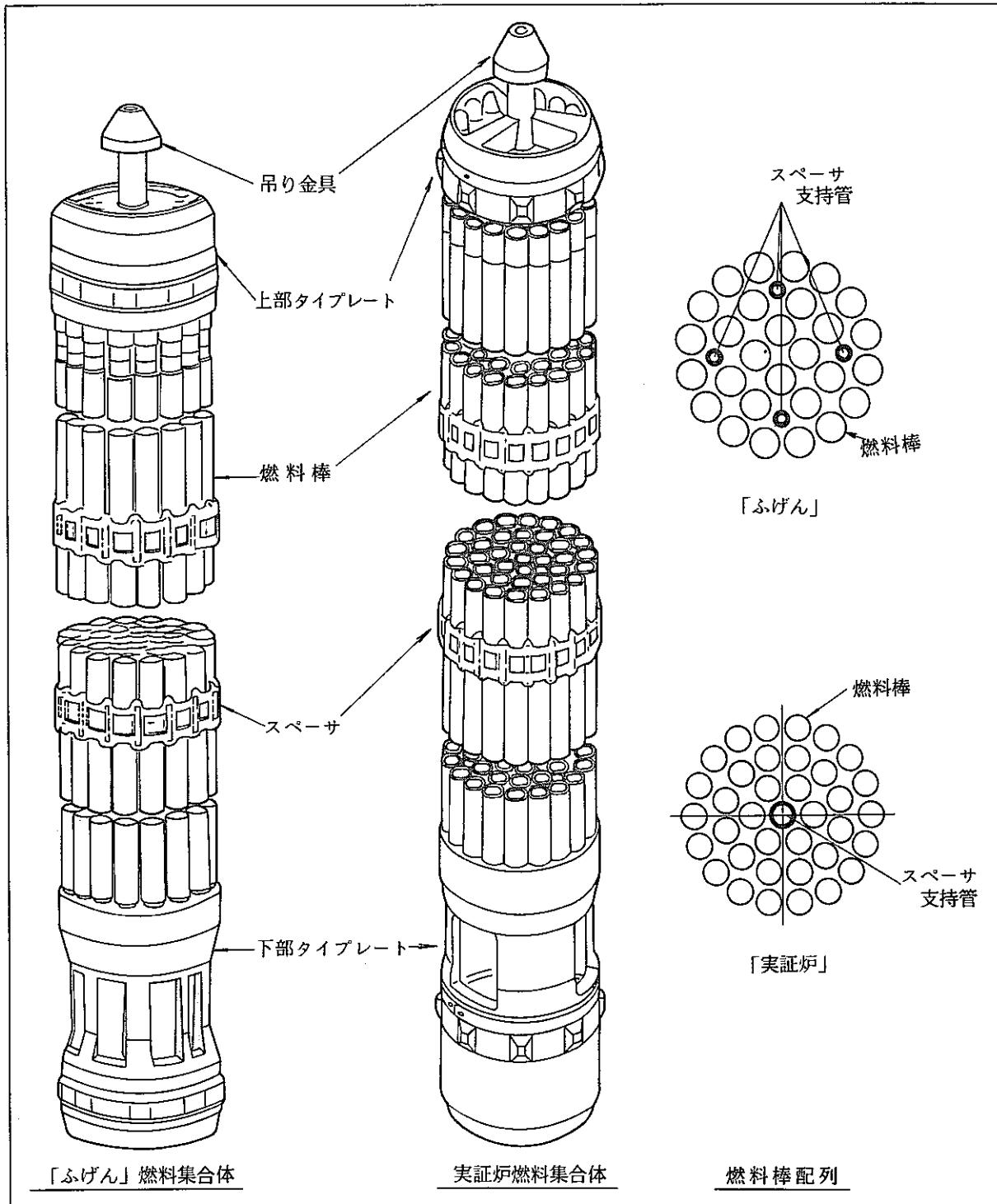


### ATRにおけるPu同位体組成変化の 燃焼度に及ぼす影響

[基準燃焼度：30,000MWD/t]

### スライドー7 ATRにおけるPu同位体組成変化の 変化の燃焼度に及ぼす影響

事実、このように規定して、ATRにプルトニウムを利用しますと、スライドー7に示しますように、軽水炉の使用済燃料から回収されるプルトニウムの組成範囲では、30.000 MWD/t の基準に対し、略々 200 MWD/t の範囲に、また、平衡炉心燃料のみを対象にしますと、± 100 MWD/t 程度以内に收ります。従って少くとも対象とするプルトニウムの同位体組成範囲では、略同一の燃焼度が得られるといえます。



スライドー8 「ふげん」及び実証炉燃料集合体

ATRの燃料は、圧力管に収められるため、燃料棒を丸く束ねています。ふげんは28本クラスター型、実証炉は燃料集合体の平均熱出力を20%増加させるため36本クラスター型を採用しています。

ATRでは中性子は主に重水中で減速されて熱中性子になり、外側から燃料集合体に戻ってきますから、燃料集合体内の熱中性子束分布は、すり鉢状に中心に向って低くなります。

## ATR混合酸化物燃料

### (核分裂性物質量)

	ふ げ ん		実 証 炉	
(Pu f + $^{235}\text{U}$ )	タイプA	タイプB	炉心外側領域	炉心内側領域
内層及び中間層	1.5 w/o	2.3 w/o	4.1 w/o	4.1 w/o
外 層	1.3 w/o	1.8 w/o	2.3 w/o	1.9 w/o
平 均	1.4 w/o	2.0 w/o	3.2 w/o	3.0 w/o

#### スライドー9 ATR混合酸化物燃料

従って、燃料集合体内の出力と燃焼度の平均比は、スライドー9に示すように実証炉燃料を例にとりますと外側の燃料棒は 1.9 か 2.3 %、中間と内側の燃料棒は 4.1 %と、核分裂性物質量を 2 種類に調整しています。

実証炉燃料の核分裂性物質量は、平均 3.1 %で 30,000 MWd/t に設計されています。

そして核分裂性プルトニウムを約 2.4 %必要とします。一方、LWRの使用済燃料は、約 0.6 %の核分裂性プルトニウムを含みますから、実証炉の取替燃料のプルトニウムは、4 基程度の同出力軽水炉の使用済燃料から回収されるプルトニウム量に相当します。

もし、0.2 %の劣化ウランを用い、また燃焼度が 40,000 MWd/t に向上すると、プルトニウムを供給する軽水炉の基数は 2 ~ 3 基程度さらに多くなります。

## Pu利用におけるATRの特長

1. MOX燃料の核分裂性物質量の規定。

$$( \text{核分裂性Pu} ) + ( {}^{235}\text{U} ) - \alpha ( {}^{236}\text{U} ) = \text{一定}$$

2. MOX燃料を全炉心に装荷できる。

3. 燃料の寸法及び制御棒の仕様と配置を変更せずにMOX燃料とU燃料を利用できる。

4. 同心円上の燃料棒群毎に核分裂性物質を調整して、燃料棒の出力と燃焼度を平均化する。

## スライドー10 及び -11 Pu利用におけるATRの特長

くどういようですが、以上のこととを含め ATRのプルトニウム利用の特長をまとめますと、スライドー10 及びスライドー11に示すようになります。

- (1) MOX燃料の核分裂性物質量は、

$$( \text{核分裂性Pu} ) + {}^{235}\text{U} - \alpha {}^{236}\text{U} = \text{一定}$$

と規定できます。

回収ウランは ${}^{236}\text{U}$ を約0.3%含み、 ${}^{236}\text{U}$ は中性子を吸収し燃焼度を低下させます。これを補うのが最後の項で、 $\alpha$ は0.3程度です。

尚、ふげんは、

$$( \text{核分裂性Pu} ) + {}^{235}\text{U} = \text{一定}$$

で設置許可を頂いております。

- (2) MOX燃料を全炉心に装荷できます。

- (3) 燃料の寸法、制御棒の寸法と配置を変えずに、MOX燃料と $\text{UO}_2$ 燃料を使用できます。

これは、ATRの制御棒は燃料から離れた重水中に挿入され、中性子は重水中で比較的長い距離動いて減速されるので、何れの燃料を使用しても制御棒価値が余り変わらない特性があるからです。

- (4) 同心円上の燃料棒群毎に核分裂性物質量を調整して、燃料集合体内の燃料棒の出力と燃焼度を平均化します。

### 3. 新型転換炉におけるプルトニウム利用技術の開発と使用実績

ふげんにはMOX燃料を延べ284体装荷し、156体取り出しておりますが、破損燃料を1本も出さず良好なプラント稼動率の礎になっております。この良好なプルトニウム利用実績は、スライドー12に示す主要な開発に支えられています。即ち、

- (1) MOX燃料炉心の核熱水力特性、特に核特性の解明
- (2) MOX燃料製造と検査技術の開発
- (3) MOX燃料のふるまいの解明
- (4) MOX燃料設計技術の開発
- (5) ふげんにおけるプルトニウム利用の開発と実証

です。そして“ $\text{UO}_2$ との差を明らかにする”ことを開発のポイントにしています。

第1の核特性の解明は、大洗工学センターの重水臨界実験装置を用いて実験を行うとともに、設計コードと運転コードの開発を行いました。その主要な項目は、スライドー13に示すように

- (1) 燃料集合体と炉心の出力分布
- (2) 冷却材ボイド係数などの諸反応度係数
- (3) 制御棒の効果
- (4) プルトニウム同位体の差

であります。そして、ふげんの起動試験、運転実績を基に、上記コードの改良・整備を進めております。

#### MOX燃料利用技術

##### 開発分野

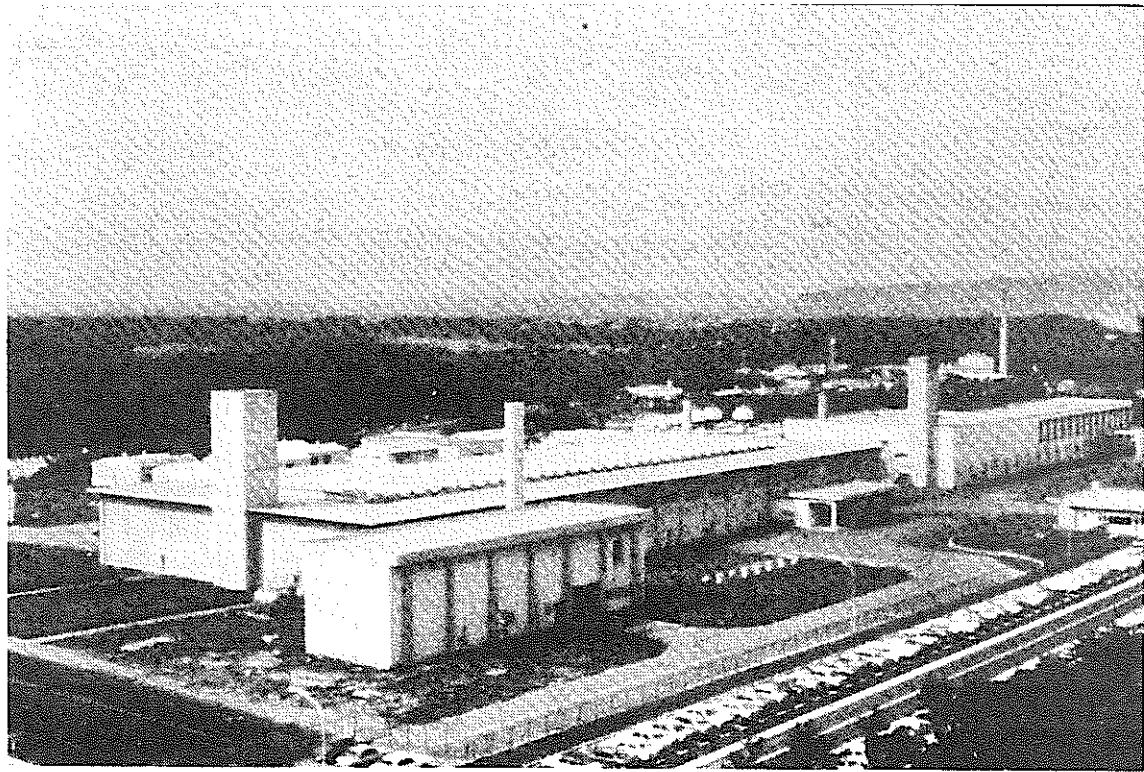
1. 核特性の解明
2. 燃料製造・検査技術の開発
3. 燃料挙動の解明
4. 燃料設計の開発
5. 「ふげん」における実証

#### スライドー12 MOX燃料利用技術

#### 核特性の解明

1. 出力分布
  - 燃料集合体
  - 炉心
2. 諸反応度係数
3. 制御棒効果
  - 反応度効果
  - 隣接燃料の出力分布への影響
4. Pu同位体の差
5. コードの改良・整備

#### スライドー13 核特性の解明



スライドー14 プルトニウム燃料第2開発室

ふげんのMOX燃料は、スライドー14に示すプルトニウム燃料第2開発室にある10t／年の製造能力をもつATRラインで製造されています。

実証炉燃料の製造ラインは、40t／年の製造能力を持ち、昭和59年度中に建設に着手することを目指しています。実証炉燃料製造ラインは、現在のATRラインの実績及び開発成果を基に大巾に自動化され、成型加工費と被ばくの低減及び高品質管理化を図っています。

	照射プラント	炉型式	照射試験名	燃料集 合体数	燃 烧 度 (MWd/t)		最大線出力 密度(W/cm)	Pu <sub>f</sub> 富化率 (wt %)	照射期間
					ペレット最高	集合体平均			
試 料 燃 料	HBWR	重水炉	1FA - 159	1	12,500	9,420	348	2.3	43.6 ~ 45.3
			1FA - 160	1	6,070	5,340	325	2.8	44.3 ~ 45.3
			1FA - 423	1	6,670	5,000	495	0.91	50.6 ~ 51.0
			1FA - 514	1	24,400*	21,100*	500	4.64	54.7 ~ 60.3
			1FA - 529	1	20,800*	15,150*	500	6.0	55.6 ~ 61.3
	Saxton	P W R	Saxton (Loose)	2	8,750	5,340	512	5.0	46.11 ~ 47.5
			Saxton(D5)	1	6,680	2,830	381	4.0	同上
	Saxton	P W R B W R	Saxton -GETR	-	38,050	25,370	472	4.0, 5.0	46.11 ~ 51.11
ATR ふげん 燃料	SGHWR	重水炉	標準燃料	1	9,860	6,420	489	1.7	50.10 ~ 52.4
A T R 実 証 炉 燃 料	SGHWR	重水炉	標準燃料	1		15,000	427	1.06	59.7 ~ 63.3
ふ げ ん	同上	36本燃料	4			32,000	492	平均 1.75	60.10 ~ 66.9
ふ げ ん	同上	セグメント燃料	2			30,000	394	平均 2.25	61.10 ~ 66.9
HBWR	同上	1FA554/555	1			20,000	492	3.4	60.7 ~ 64.9
注	ふげん使用済燃料の照射後試験を進めている。								

\*昭和59年3月10日現在実績値  
(1FA - 514 : 昭和60年3月まで照射予定)  
(1FA - 529 : 昭和61年3月まで " )

### スライドー15 動燃事業団におけるMOX燃料(熱中性子炉用)の照射試験

MOX燃料のふるまいの解明については、スライドー15の表に示すように、各種の照射試験を行い、その結果とコードによる解析・評価結果を対比してコードの開発を進めるとともに、UO<sub>2</sub>燃料のふるまいと比較評価を行っております。

ふげんの使用済燃料の照射後試験は3体予定しており、現在、第1体目の照射後試験を原研で実施中です。

現在迄の実績と解析・評価から、MOX燃料のふるまいは、UO<sub>2</sub>燃料の設計評価内といえるとの結果が得られております。

一方、実証炉の燃料については、昭和59年8月にイギリス SGHWR で1体の照射試験を開始しました。ふげんには、昭和60年10月に4体、昭和61年に2体装荷する予定です。

さらに、燃料性能向上を目指し、バーナブルポイズン使用、軸方向富化度分布等の燃料について、試験・解析等を進めております。

ふげんに MOX 燃料を利用するに当っては、スライドー 16 に示すように開発したコードを用い、運転期間及び調達可能な MOX 燃料と UO<sub>2</sub> 燃料を条件に、運転に関する制限値を満足するように燃料交換計画、制御棒パターン等を決定しています。

## 燃料交換計画と制御棒パターン

次を条件に最適計画を立てる

1. 運転計画（炉心寿命）

2. 制限値

核的制限値

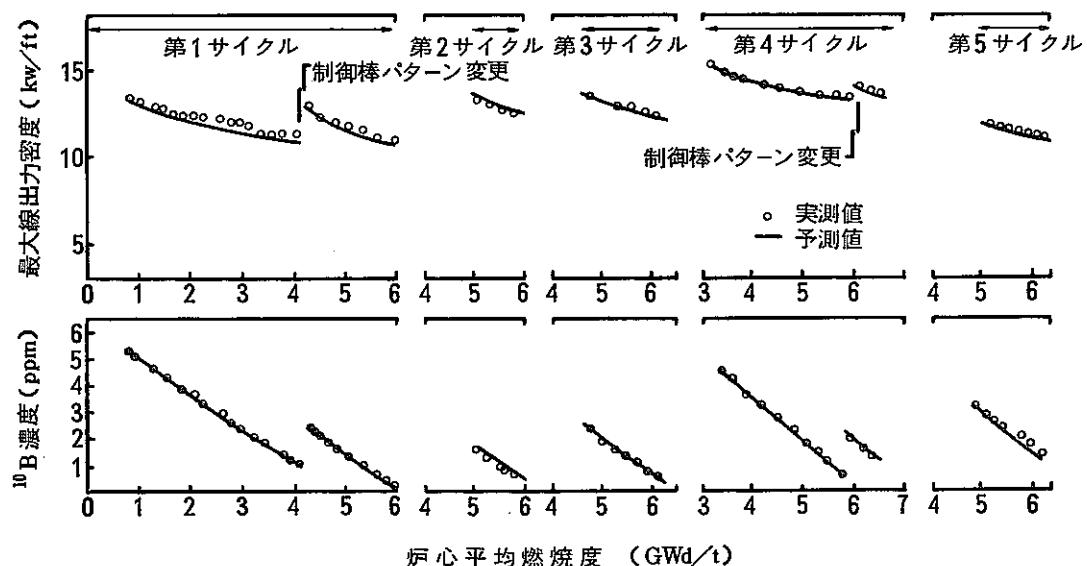
熱的制限値

取出燃料燃焼度

3. 分散90°回転対称

スライドー 16 燃料交換計画と制御棒パターン

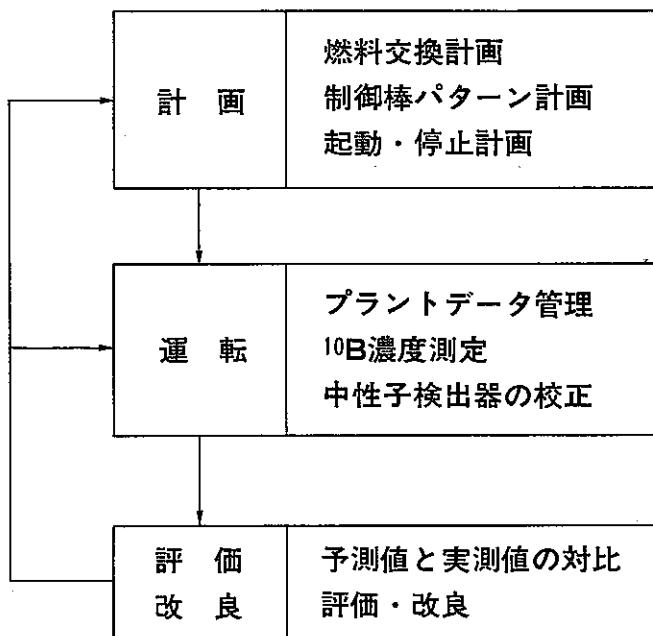
## 定格運転中の最大線出力密度と重水減速材中の<sup>10</sup>B 濃度



スライドー 17 定格運転中の最大線出力密度と重水減速材中の<sup>10</sup>B 濃度

運転中は、スライドー 17 に示すように中性子束検出器の指示を基に評価した線出力密度と予測値、及び<sup>10</sup>B 濃度の実測値と予測値を対比・評価しております。実線は予測値、点は実測値であり、よく一致するまでになっています。

## 炉心管理の流れと開発法



スライドー18 炉心管理の流れと開発法

ふげんの炉心管理の流れと開発法をまとめますと、スライドー18 のようになります。

運転期間、調達燃料の構成を基に運転計画と燃料交換計画を立て、予測値と運転実績の比較評価を含めた運転管理を行い、予測値と実測値を対比評価してコードの改良・整備を行っています。そして、この改良・整備されたコードを用いて運転計画等を立て、予測値と実測値を比較評価して、コードの改良・整備を行うことを繰返しております。

以上、ATRにおけるプルトニウム利用の特性と、このプルトニウム利用を支える開発を中心にお話し申し上げました。

#### 4. Pu 利用技術の確立に向って

原子力の将来は、申すまでもなく、プルトニウム利用技術の確立がポイントになります。プルトニウム利用の実用化は、スライドー19に示すように

- (1) 原子炉におけるプルトニウム利用技術
- (2) 発電所等における核物質防護とプルトニウム管理
- (3) MOX燃料の再処理技術
- (4) MOX燃料の製造と検査技術
- (5) MOX燃料の輸送
- (6) Public Acceptance

の実用化が果され、最も重要な

が得られて、始めて実現致します。

### Pu利用技術

- (1) 原子炉におけるPu利用技術
- (2) 発電所等における核物質防護技術
- (3) 再処理技術
- (4) MOX燃料製造技術
- (5) MOX燃料輸送
- (6) Public Acceptance

スライドー19 Pu 利用技術

この実現には、これら各分野のスケールアップを伴った技術の開発と確立が必要であり、長いリードタイムを必要とします。

実証炉段階に入ったATRの開発は、軽水炉の使用済燃料から回収したプルトニウムとウラン、あるいは濃縮工場からでる劣化ウランの利用を軸にしており、プルトニウム利用技術の開発に大きなIncentiveと寄与を与えております。

ふげんはプルトニウム利用と運転について良好な実績をつみ重ねつつあります。実証炉は関係各界の御協力の下に、電発と動燃が相携えて昭和69年末運開を目指してしております。

このように進められているATRの開発とプルトニウム利用技術の開発に、関係各界ならびに皆様方の暖い御支援と御指導をお願い申し上げる次第でございます。

## 参考文献

- (\*1) 原子力委員会：「原子力開発利用長期計画」（昭和57年6月30日）  
    第2章 2. 核燃料サイクルの確立と炉型戦略  
    第3章 3. (2)新型転換炉及び軽水炉によるプルトニウム利用
- (\*2) 澤井 定：「新型転換炉ふげんの運転経験 — 主としてMOX燃料の使用実績について —」，第16回原子力安全研究総合発表会（講演要旨集）  
    p. 79～88, (1983)
- (\*3) 加藤英正, 外：「ふげんの燃料交換解析」，動力炉技報（動燃事業団），  
    No.42, p.45～59, (1982)
- (\*4) 弟子丸剛英, 外：「ふげんの炉心管理」動力炉技報（動燃事業団），  
    No.44, p.36～48, (1982)
- (\*5) 羽角 孝, 外：「ふげん燃料の設計及び製造」，動力炉技報（動燃事業団），  
    No.45, p.49～64, (1983)
- (\*6) 植松邦彦, 外：「Pu-U混合酸化物燃料の開発」，日本原子力学会誌，  
    Vol. 24, No.6, p.420～428, (1982)
- (\*7) 動燃十年史：p.260～266, p.282～290, p.366～382
- (\*8) AKEBI, et al : "Development of Plutonium Fuel Utilization  
    in Fugen-Type HWR", IAEA-CN-42/795,  
    IAEA Conf. on Nuclear Power Experience, 13-17, Sept.  
    (1982)
- (\*9) SAWAI : "Development of Fugen Type HWR in Japan"  
    J. of British Nuclear Energy Society, Vol. 30, No.5, p.367～373,  
    (1981)