

核燃料サイクルの動特性について

キーワード：核燃料サイクル，プルトニウム，軽水炉，ATR，
高速増殖炉，原子力長期戦略

山 地 憲 治

〔要 旨〕

簡略化された核燃料サイクルの動特性モデルを用いて、転換炉におけるプルトニウム利用が原子炉系の炉型構成の変化に与える影響を分析し、軽水炉でのプルトニウム利用による影響と ATR（重水減速沸騰軽水冷却型原子炉）でのプルトニウム利用による影響との差異を明らかにした。

ATR におけるプルトニウム利用では、転換比が大きいことを炉内の燃焼において有効に利用し、核分裂性物質の装荷量に対する燃焼量の比を高めて核分裂性物質所要量を小さくしているが、これは一方で実効転換比（装荷燃料中の核分裂性物質質量に対する取出燃料中の核分裂性物質質量の比）の低下を招き、プルトニウム生産性をも小さくしている。その結果、等しい量の核分裂性プルトニウム供給の下で維持できるプルトニウム利用の転換炉系の規模は ATR の場合の方が軽水炉の場合の2倍以上になるが、プルトニウム利用の転換炉の使用済燃料中のプルトニウムを用いて更に高速増殖炉とも連係させる場合には、維持できる全原子炉系（転換炉系＋高速増殖炉系）の規模は逆に軽水炉の場合の方が大きくなる。

つまり、原子炉における核燃料（核分裂性物質）の有効利用としては、ATR におけるプルトニウム利用の方が優れているが、将来高速増殖炉をできるだけ大量に導入するという前提下での長期的な核燃料の有効利用としては、軽水炉におけるプルトニウム利用の方が優れているという結論が得られた。

1. 核燃料サイクルの動特性
2. 軽水炉および ATR におけるプルトニウム利用
- 2.1 データとパラメータ
- 2.2 軽水炉・高速増殖炉系の核燃料サイクルの動特性に与える効果
3. 結 論

1. 核燃料サイクルの動特性

核燃料の燃焼過程の著しい技術的特徴は、エネルギー生産と同時に燃料自身の再生産がなされることである。炉内の燃料すべてを燃焼し尽くすことは原子炉では原理的に不可能であるから、再生産された燃料のかなりの割合¹⁾は炉外に取出される使用済燃料中に残される。使用済燃料を再処理して燃料を回収し再利用するという燃料のフィードバックループの形成が、核燃料サイクルの確立として原子力技術の重要な課

題になっているのはこのためである²⁾。本報告では、このフィードバックループに基づく核燃料サイクルの動特性を簡略化したモデルで表現し、それを用いた分析の結果を示す。

原子力開発規模想定、原子炉炉型の選択等に

- 1) たとえば、濃縮ウラン燃料の1,000 MWe 加圧水型軽水炉（PWR）では、平衡サイクル（設備利用率70%）で毎年取出される使用済燃料中に、燃え残りの²³⁵Uが217 kg（0.92% 減損ウランとして23.5 ton）、再生産された核分裂性プルトニウムが160 kg（プルトニウムとして239 kg）含まれている。（平山⁶⁾による）
- 2) 広義には、使用済燃料を再処理せず管理貯蔵或いは処理処分する場合（once-through方式）の各プロセスの整備についても核燃料サイクルの確立と言う。

よって構成される原子力の長期戦略には、最適な道を求めるにしろ確実な道を求めるにしろ、技術的条件だけでなく社会的経済的諸条件次第で評価が変わる数多くの方向が考えられる。核燃料サイクルの動特性を燃料のフィードバックループに基づいて明確に定義されたシステム特性として分析することで、これら多くの可能な戦略のいずれの評価においても一般的に適用可能な結論を得ることが期待できる。

核燃料のフィードバックループの基本要素

は、原子炉における核分裂性物質の流れである(図1参照)。既報⁽¹⁾で示したように、この基本要素に関して、原子炉内外での核分裂性物質のバランス

$$Y - (1 - R)X = \beta Y \quad (1)$$

と、エネルギーバランス

$$BY/e = X/(1 + \alpha) \quad (2)$$

(ここで核分裂性物質 1g の核分裂による放出エネルギーが約 1 MWd であることを用いた)

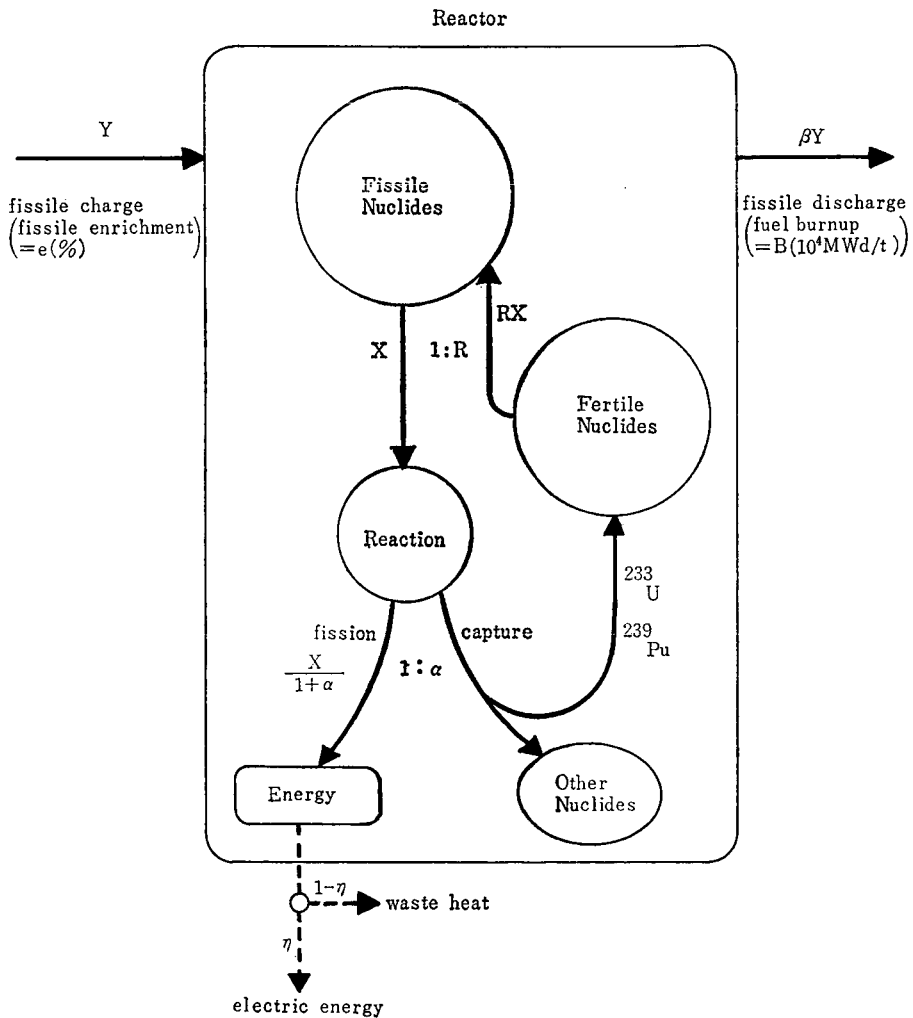


図1 平衡サイクルの原子炉における核分裂性物質の流れ (簡略化のため、高速中性子による親物質の核分裂反応は無視した。)

より

$$\beta = 1 - (1 - R)(1 + \alpha) \frac{B}{e} \quad (3)$$

なる関係式が導出される。なお (1)~(3) 式において、

R : 転換比 (平衡サイクル期間中平均)

α : σ_c/σ_f (平衡サイクル期間中平均)

B : 燃焼度 (単位 : 10^4 MWd/t)

e : 装荷燃料の核分裂性物質濃縮度 (単位 : %)

β : 実効転換比 (取出燃料中の核分裂性物質
量/装荷燃料中の核分裂性物質量)

X : 単位電気出力あたり、平衡サイクルにおいて燃焼した核分裂性物質質量 (単位 : g/サイクル/MWe)

Y : 単位電気出力あたり、平衡サイクルにお

いて装荷する核分裂性物質質量 (単位 : g/サイクル/MWe)

であり、 Y は次式から求められる。

$$Y = 365 e C_f / (\eta B) \quad (4)$$

(ここに

C_f : 原子力発電所の設備利用率

η : 原子力発電の熱効率)

基本要素を組合わせて様々なタイプのフィードバックループを表現することができる。ここでは、回収された核分裂性物質を用いて同種の原子炉を増設する場合 (単一炉型群の動特性) と、別種の原子炉を導入する場合 (複数炉型群の動特性) の2つの基本的パターンを考える。

A) 単一炉型群の動特性

システムの動特性は、時間変化する入力とそ

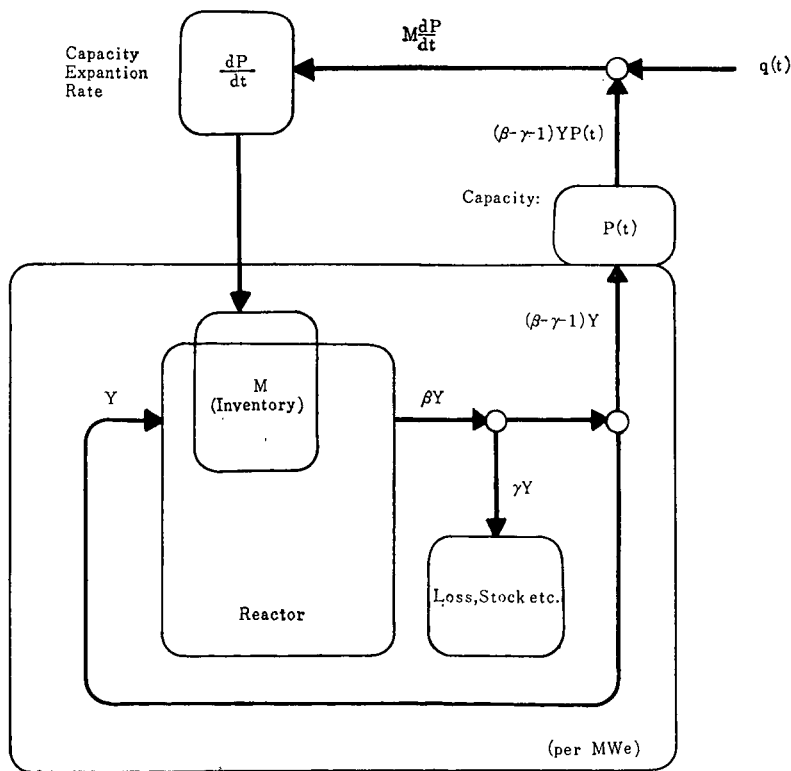


図2 単一炉型群における核分裂性物質の流れ

れに対する出力の変動との関係として表現される。ところで、図2に示す単一炉型群の核燃料サイクルシステムにおいて、原子力発電規模 $P(t)$ (MWe) を入力とし、系外への核分裂性物質要求量 (負値となれば系外への返却量を意味する) $q(t)$ (g/年) を出力とみなすと、このシステムの動特性方程式は、核分裂性物質のバランスより

$$q(t) = M \frac{dP}{dt} - (\beta - \gamma - 1) Y P(t) \quad (5)$$

(ここで

M : 単位出力あたりの初装荷核分裂性物質インベントリ (g/MWe)

γ : ロス、廃棄或いは貯蔵する核分裂性物質量の Y に対する比率

である。また、1平衡サイクル期間を1年と考えた (以下同様)。

となる。(5)式においては核分裂性物質の取得に要するリードタイムおよび回収再利用に伴う遅れ時間は簡略化のために無視されている³⁾。

システム外部の資源として核分裂性物質がどれだけ必要かを知りたい場合には、次式で定義される核分裂性物質累積所要量 $Q(t)$ (g) を出力とみなせばよい。

$$Q(t) = \int_0^t \text{Max} \left(M \frac{dP}{dt} - (\beta - \gamma - 1) Y P(t), 0 \right) dt \quad (6)$$

系外から供給される核分裂性物質 $q(t)$ を入力とし、それによって実現可能な原子力発電規模 $P(t)$ をシステムの出力と考える場合にも、系外からの核分裂性物質を原子炉の取替え燃料の補給に用いた後、余剰があればそれをすべて規模の拡大に利用すると考えれば (5) 式は成立する。ただし、原子力発電規模を縮小させ、その縮小した規模に対応する核分裂性物質

インベントリを取替え燃料の補給に使うことができるという仮定が必要である⁴⁾。このとき核分裂性物質 $Q^*(g)$ が

$$q(t) = Q^* \delta(t) \quad (7)$$

(ここで $\delta(t)$: デルタ関数)

という形で初期に集中して供給される場合の原子力発電規模は (5) 式より

$$P(t) = \frac{Q^*}{M} \exp\left(\frac{(\beta - \gamma - 1) Y}{M} t\right) \quad (8)$$

となる。これが核分裂性物質の供給量をシステムの入力とみなした場合の単一炉型群核燃料サイクルシステムのインパルス応答である。

- 3) 初装荷用燃料取得に要するリードタイムを τ_1 (yr)、取替用燃料取得に要するリードタイムを τ_2 (yr)、回収再利用に伴う遅れ時間を τ_3 (yr) とすると、

$$q(t) = M \frac{dP(t + \tau_1)}{dt} + Y P(t + \tau_2) - (\beta - \gamma) Y P(t - \tau_3) \quad (5-1)$$

となる。 τ_1 , τ_2 , τ_3 は1~2年であることが多い。したがって、1~2年間の $P(t)$, dP/dt の変化が小さい場合には、(5-1)式は(5)式で近似できる。ところで、 dP/dt の時間変化が小さく

$$\frac{dP(t + \tau_1)}{dt} = \frac{dP(t)}{dt} \quad (5-2)$$

$$\left. \begin{aligned} P(t + \tau_2) &= P(t) + \tau_2 \frac{dP}{dt} \\ P(t - \tau_3) &= P(t) - \tau_3 \frac{dP}{dt} \end{aligned} \right\} \quad (5-3)$$

と近似できる場合には、(5-1)式は

$$q(t) = (M + \tau_2 Y + (\beta - \gamma) \tau_3 Y) \frac{dP}{dt} - (\beta - \gamma - 1) Y P(t) \quad (5-4)$$

となる。 $\tau_2 Y + (\beta - \gamma) \tau_3 Y$ を炉外インベントリとして M に含ませることで、(5-4)式は(5)式と同じ形になる。つまり、 $P(t)$ の変化率が激しい変化をしない場合には、(5)式によってリードタイムと時間遅れを考慮した動特性を表わすことができる。遅れ時間を考慮した(5-1)式の解については、三神⁵⁾を参照されたい。

- 4) 初装荷炉心の核分裂性物質インベントリ (単位出力あたり M) と平衡サイクル期末の炉内核分裂性物質インベントリとは等しくないのが普通である (転換炉では平衡サイクル期末の方が小さく軽水炉で60~70%、増殖炉では逆である)。しかし、本報告の分析では両者を等しいと仮定し、原子炉は任意の時点で廃止でき、かつ原子炉閉鎖時に回収される核分裂性物質を用いて直ちに同規模の炉を新設することもできるとして、原子炉の寿命は考慮していない。通常25年~30年と言われている原子炉寿命の何倍もの期間を対象として核燃料サイクルの動特性を分析する場合には、この仮定による誤差について考慮する必要がある。

B) 複数炉型群の動特性

2 炉型の場合を考える。軽水炉時代から高速増殖炉時代への過渡期のような現実的なケースを想定すれば、炉型群 1 (たとえば高速増殖炉) は原子炉で生産された核分裂性物質 (たとえばプルトニウム) のみを使用するとし、その規模 $P_1(t)$ (MWe) は核分裂性物質のバランスから決定されると仮定するのが妥当であろう。この場合、 $P_1(t)$ と第 2 の炉型群の規模 $P_2(t)$ (MWe) との間には、核分裂性物質のバランスから

$$M_1 \frac{dP_1}{dt} - (\beta_1 - \gamma_1 - 1) Y_1 P_1(t) = S_{P_2} P_2(t) \quad (9)$$

(ここで、 S_{P_2} は炉型群 2 から炉型群 1 へ供給される核分裂性物質量を炉型群 2 の単位出力あたりで示したパラメータ (g/yr/MWe) であり、また添字 1, 2 は各々炉型群 1, 2 の特性値であることを示す) なる関係式が成立する⁵⁾。

$P_2(t)$ 或いは総原子力発電規模 $P(t) = P_1(t) + P_2(t)$ をシステムの入力とみなす場合には、出力としての核分裂性物質所要量は、(9) 式と (5) 式或いは (6) 式を組合わせた動特性方程式から求めることからできる。また、(9) 式と (8) 式を組合わせることで、核分裂性物質供給量に対する複数炉型群のインパルス応答を求めることもできる。

既報⁽¹⁾では以上の式を用いて原子力発電規模が直線的に拡大する場合の核燃料サイクルの動特性を分析し、2 増殖炉問題の最適解を求めて増殖炉系の動特性改善にとって核分裂性物質比インベントリを小さくすることが重要であることを示し、また転換炉系から増殖炉系への遷移過程において、転換炉炉型の選択と増殖炉導入開始時期および転換炉でのプルトニウム利用

の各々が増殖炉導入速度におよぼす影響を分析した。ただし、既報における転換炉でのプルトニウム利用の分析はプルトニウム蓄積量の減少と増殖炉導入遅れの関係を明らかにしたにとどまっている。本報告の以下の部分では、転換炉でのプルトニウム利用が核燃料サイクルの動特性に与える効果について、軽水炉でのプルトニウム利用と ATR (重水減速沸騰軽水冷却型原子炉) でのプルトニウム利用の差異を明らかにする。

2. 軽水炉および ATR におけるプルトニウム利用

2.1 データとパラメータ

ここで報告する分析ではプルトニウムを利用する軽水炉および ATR の炉特性として、表 1 に示すデータを用いた。軽水炉としては、プルトニウムと天然ウランの混合酸化物 (Mixed OXide) の燃料集合体 (MOX 燃料集合体) を装荷できる加圧水型炉 (PWR) を採った。ただし、現在検討されている軽水炉でのプルトニウム利用では、全炉心を MOX 燃料集合体とすることにはなっていないので、ここに示すデータおよびパラメータは正確には MOX 燃料集合体の特性であってプルトニウム利用をする PWR 炉心全体の特性ではないことに注意する必要がある。ATR については、天然ウランにプルトニウムを富化して核分裂性物質濃縮度を 2% とし燃焼度を 28,500 MWd/t とするいわゆるプルトニウム燃焼型の炉特性を採った。

(1)~(4) 式を用いて、表 1 に示す炉特性

5) ここでも (5) 式の場合と同じくリードタイムおよび遅れ時間が無理されているが、これらの扱いについては注 3) 参照。なお、Banerjee と Tamm⁽⁴⁾ が原子力発電規模が指数関数的成長をする系の 2 炉型群について遅れ時間を考慮した分析を報告している。

から核燃料サイクルの動特性に関するパラメータを算出し、表2に示す。

軽水炉に比較して ATR では、装荷する核分裂性物質質量 (Y) は少なく済むが、濃縮度 (e) に比して燃焼度 (B) が大きくとられており、その結果、転換比 (R) は大きいにもかかわらず実効転換比 (β) が小さくなり、プルトニウム生産性 (S_P) も軽水炉の 1/3 以下になっている。燃焼した核分裂性物質質量 (X) が装荷した核分裂性物質質量 (Y) の2倍を越えていることからわかるように、ATR では再生産したプルトニウムも炉内ではほとんど燃焼させてし

表 3 高速増殖炉の炉特性データ

M ^(*) (核分裂性物質インベントリ (g/MWe))	3,350
Y (装荷核分裂性物質質量(g/yr/MWe))	670
β (実効増殖比)	1.29
γ (ロス等比率)	0.0

(*) 初装荷インベントリ+取替1回分
データ出所: 山地⁽¹⁾

まっているのである。

なお、本報告の分析で用いる高速増殖炉の特性は、既報⁽¹⁾と同じく表3のように設定した。

2.2 軽水炉・高速増殖炉系の核燃料サイクルの動特性に与える効果

次のような仮定をおく。

(1) 濃縮ウラン燃料を用いる軽水炉系の規模は約 5,000 万 kWe になっており、それに対応した 1,500 t-HM/年 程度の容量の再処理施設が稼働している (HM: 重金属)。

(2) 再処理施設で回収されるプルトニウムは同時に回収される 0.7~0.9% 濃縮度の減損ウランで調整し⁽⁶⁾、MOX 燃料に加工して軽水炉 (MOX 燃料集合体) または ATR (プルトニウム燃焼型) で全量利用する。

(3) 軽水炉 (MOX 燃料集合体) および ATR (プルトニウム燃焼型) では燃料はリサイ

表 1 プルトニウムを利用する転換炉の炉特性データ

	PWR (MOX S/A)	ATR (Pu burner)
α (α _c /α _f)	0.46	0.46
R (転換比)	0.59	0.70
B (燃焼度 (10 ⁴ MWd/t))	3.15	2.85
e (核分裂性物質濃縮度 (%))	3.76 (235U 0.68 / fisPu 3.08)	2.00 (235U 0.69 / fisPu 1.31)
C _f (設備利用率)	0.70	0.70
η (発電熱効率)	0.33	0.315
γ ^(*) (ロス等比率)	0.033	0.142

(*) 使用済燃料中の ²³⁵U/(fisPu+²³⁵U)
データ出所: αについては三神⁽²⁾における ²³⁹Pu の値、α以外は平山⁽³⁾による。
(なお表中、S/A: 燃料集合体, fisPu: 核分裂性プルトニウム)

表 2 計算によって求めた核燃料サイクル動特性に関するパラメータ

	PWR (MOX S/A)	ATR (Pu burner)
β (実効転換比)	0.50	0.38
Y (装荷核分裂性物質質量 (g/yr/MWe))	924 (235U 167 / fisPu 757)	569 (235U 196 / fisPu 373)
X (燃焼核分裂性物質質量 (g/yr/MWe))	1,130	1,183
S _P ^(*) (核分裂性プルトニウム生産性 (g/yr/MWe))	432	135

(*) S_P=(β-γ)Y

6) 1,500 t-HM の使用済燃料のほとんどは減損ウランである。一方、同量の使用済燃料から回収される核分裂性プルトニウムは約 9 ton であるから、軽水炉 (MOX 燃料集合体) で使用する燃料のプルトニウム富化度に調整するには約 300 ton の減損ウランで希釈すればよく、ATR (プルトニウム燃焼型) 用に調整するには約 700 ton の減損ウランで希釈すればよい。減損ウランと天然ウランでは ²³⁵U 濃度が若干異なり、減損ウランには ²³⁸U が含まれるが、ここでは表1の炉特性が実現できると仮定する。なお、プルトニウムを希釈の後残った減損ウランは再濃縮して濃縮ウラン燃料の軽水炉で再利用することが考えられる。この場合、減損ウランと天然ウランを等価とすると、軽水炉 (MOX 燃料集合体) へ利用した後のウランリサイクルで、毎年約 1,200 ton、ATR (プルトニウム燃焼型) の場合で毎年約 800 ton の天然ウランが節約される。(5,000 万 kWe の軽水炉における天然ウラン所要量は、リサイクルなしの場合、毎年約 8,000 ton である。)

クルされない。

(4) 軽水炉 (MOX 燃料集合体) または ATR (プルトニウム燃焼型) の規模は、取替燃料用の核分裂性プルトニウム量が 1,500 t-HM/年 の濃縮ウラン軽水炉燃料再処理で回収される量とバランスするようになっている。

1,500 t-HM/年 の濃縮ウラン軽水炉燃料再処理で回収される核分裂性プルトニウム量は約 9 t/年 であるから、表 2 の $Y(\text{fisPu})$ の値で除して、軽水炉 (MOX 燃料集合体) ならば 1,190 万 kWe⁷⁾、ATR (プルトニウム燃焼型) ならば 2,410 万 kWe の規模になる。これら核燃料サイクルシステムでの核分裂性プルトニウムの流れを図 3 に示す。

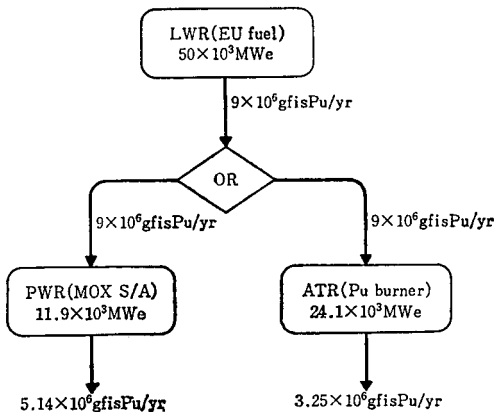


図 3 2つのプルトニウム装荷転換炉への核分裂性プルトニウムの流れ

さて、このシステムへの高速増殖炉の導入方法として次の2つの極端なケースを考える。一つは、軽水炉 (MOX 燃料集合体) または ATR (プルトニウム燃焼型) の使用済燃料中のプルトニウムを貯蔵しておき、ある時点で蓄積されたプルトニウムを一時に放出して相当量的高速増殖炉を新設しそれ以降の系の規模の拡大は高速増殖炉の増殖性能に任せるプルトニウム貯蔵ケースであり、もう一つは使用済燃料中のプ

ルトニウムを直ちに回収し、それを高速増殖炉系へ常時供給するプルトニウムバランスケースである。

A) プルトニウム貯蔵ケース

図 3 に示した核燃料サイクルシステムが 20 年間持続した後に高速増殖炉の導入が開始されると仮定する⁸⁾。この時点までに蓄積された核分裂性プルトニウム量 Q^* は図 3 より軽水炉 (MOX 燃料集合体) の場合で $1.03 \times 10^8 \text{ g}$ 、ATR (プルトニウム燃焼型) の場合で $6.51 \times 10^7 \text{ g}$ である。 $Q^*(\text{g})$ の核分裂性物質が一時に供給された後の高速増殖炉系の規模 $P(t)$ (MWe) の成長は、(8) 式で示されるインパルス応答を示す。 Q^* および表 3 の具体的な数値を代入すると、

軽水炉 (MOX 燃料集合体) の場合

$$P(t) = 30.7 \times 10^3 \exp(0.058 t) \quad (10-1)$$

ATR (プルトニウム燃焼型) の場合

$$P(t) = 19.4 \times 10^3 \exp(0.058 t) \quad (10-2)$$

となる。

ところで、天然の核分裂性物質に基づいて運転される原子炉という意味で濃縮ウラン燃料の軽水炉系を 1 次炉と呼ぶことにすれば、軽水炉

7) 本文中でも述べたように現在検討されている軽水炉でのプルトニウム利用では、全炉心を MOX 燃料集合体とすることは考えていない。したがって、この場合も、5,000 万 kWe の濃縮ウラン燃料の軽水炉と 1,190 万 kWe の MOX 燃料の軽水炉が別々に稼働していると考えるのでなく、6,190 万 kWe の軽水炉群において、その一部の炉の炉心の中に MOX 燃料集合体が分散的に装荷され、その MOX 燃料集合体の分担している出力の合計が 1,190 万 kWe になっていると考えるのが現実的であろう。

8) 高速増殖炉の導入開始と同時に転換炉は閉鎖されるとする。核分裂性物質のバランス上は廃炉からの核分裂性物質の回収再利用を考慮すべきであるが、ここでは問題設定を単純化するために廃炉からの回収は考えなかった。回収される核分裂性プルトニウムは、1,190 万 kWe の軽水炉 (MOX 燃料集合体) より約 $2.0 \times 10^7 \text{ g}$ 、2,410 万 kWe の ATR (プルトニウム燃焼型) より約 $2.9 \times 10^7 \text{ g}$ であり、これを考慮しても分析の結論は変わらない。

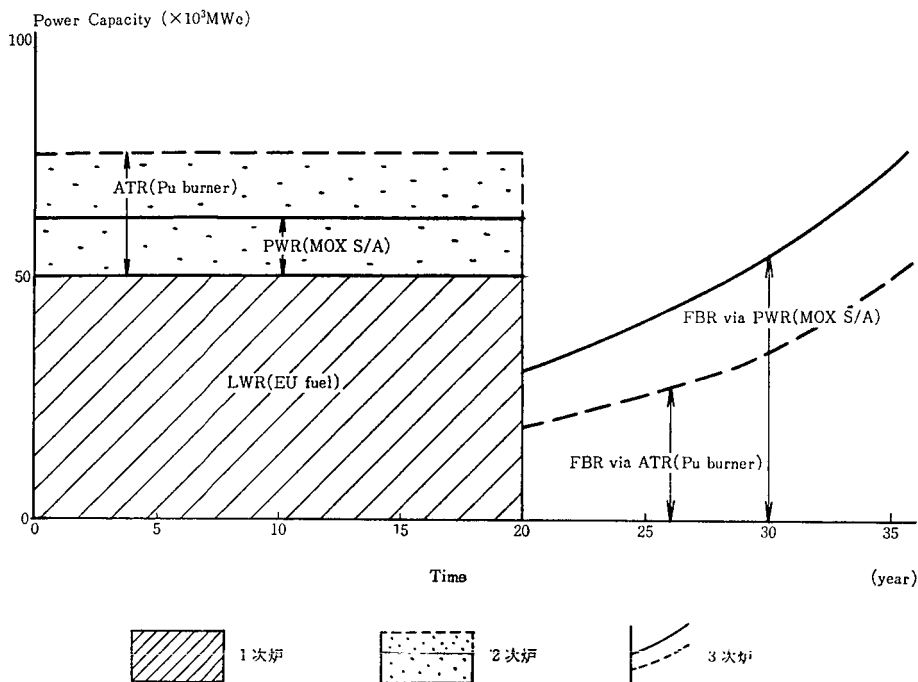


図4 プルトニウム貯蔵ケースにおける炉型構成

(MOX 燃料集合体)と ATR (プルトニウム燃料型) は 2 次炉であり、このケースにおける高速増殖炉は 3 次炉ということになる。

図4に、プルトニウム貯蔵ケースにおける1次炉、2次炉、3次炉の構成を示す。同図よりわかるように、ATR (プルトニウム燃焼型) を 2 次炉として採用すると、軽水炉 (MOX 燃料集合体) の場合に比して、2 次炉の規模は大きくなるが 3 次炉の規模を縮小させてしまうのである。

B) プルトニウムバランスケース

軽水炉 (MOX 燃料集合体) または ATR (プルトニウム燃焼型) の使用済燃料中のプルトニウムを直ちに回収し、高速増殖炉系へ供給する。このとき (9) 式が成立する。(9) 式を $P_2(t) = P_2^*$ (定数), $P_1(0) = 0$ の条件下で解くと、

$$P_1(t) = \frac{S_{P_2} P_2^*}{(\beta_1 - \gamma_1 - 1) Y_1} \left(\exp\left(\frac{(\beta_1 - \gamma_1 - 1) Y_1}{M_1} t\right) - 1 \right) \quad (11)$$

を得る⁹⁾。記号に具体的な数値を代入すると、軽水炉 (MOX 燃料集合体) の場合

$$P_1(t) = 26.5 \times 10^3 (\exp(0.058 t) - 1) \quad (12-1)$$

ATR (プルトニウム燃焼型) の場合

$$P_1(t) = 16.7 \times 10^3 (\exp(0.058 t) - 1) \quad (12-2)$$

となる。

先程と同様に 1 次炉 (濃縮ウラン燃料軽水炉)、2 次炉 (軽水炉 (MOX 燃料集合体) または ATR (プルトニウム燃焼型))、3 次炉 (高速増殖炉) の構成を図示すると図5を得る。こ

9) (11) 式は (5) 式のインディシャル応答になっている。

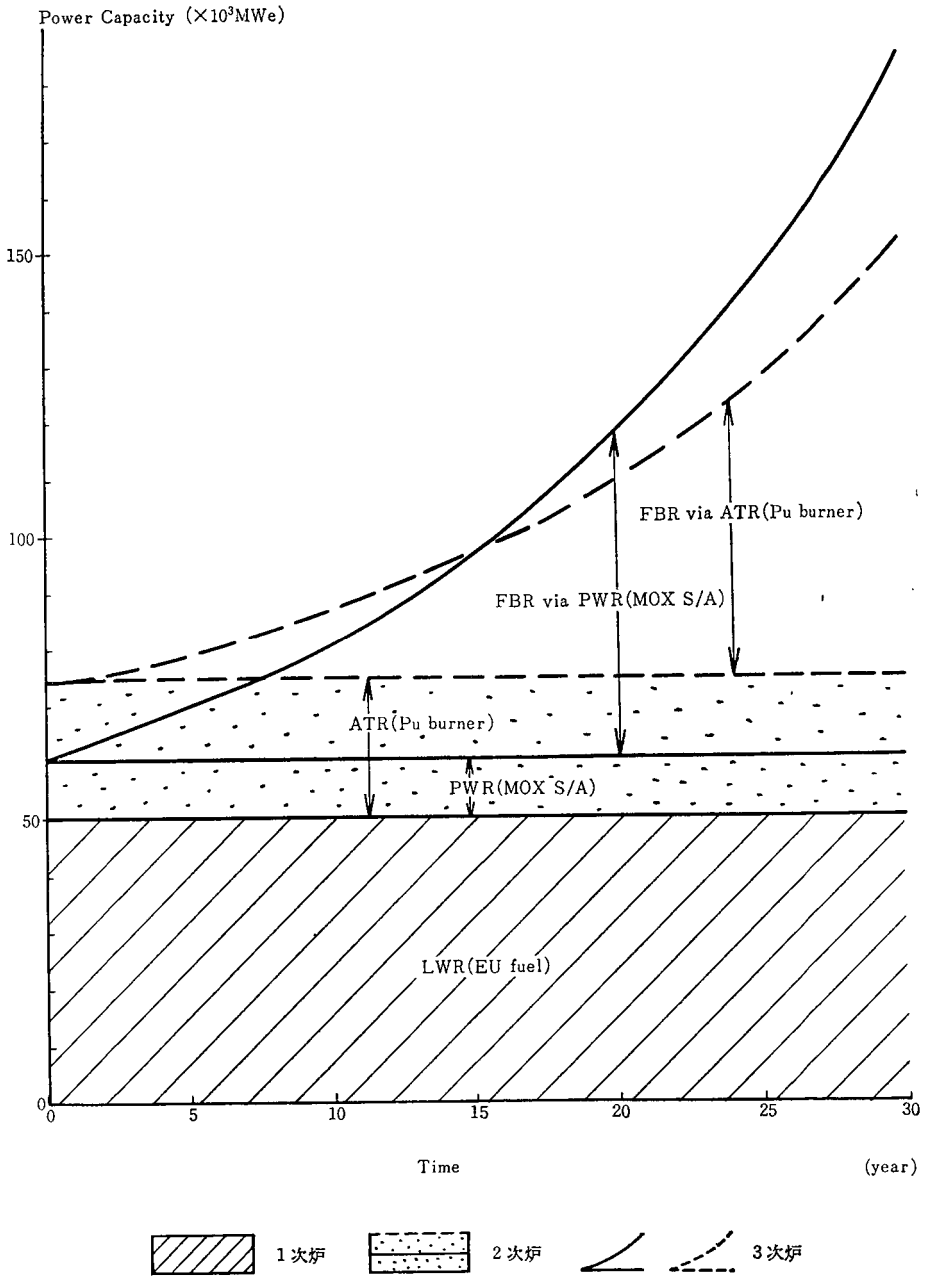


図 5 プルトニウムバランスケースにおける炉型構成

の図からわかるように、プルトニウムバランスケースの場合も、2次炉にATR（プルトニウム燃焼型）を用いると3次炉の規模が縮小し、2次炉と3次炉の合計規模においては、結局は2次炉に軽水炉（MOX燃料集合体）を採用した場合の方が大きくなるのである。

3. 結 論

核燃料サイクルの動特性の基本的特徴を表わす簡略化されたモデルを、燃料のフィードバックループに基づいて作成した。このモデルは既報⁽¹⁾で用いたモデルと同じものであるが、既報では本報告で提示したような整理された形では表現されていなかった。

簡略化された核燃料サイクルの動特性モデルを用いて、転換炉におけるプルトニウム利用が原子炉系の炉型構成の変化に与える影響を分析し、軽水炉でのプルトニウム利用による影響とATRでのプルトニウム利用による影響との差異を明らかにした。

ATRにおけるプルトニウム利用では、転換比（ R ）が大きいことを炉内の燃焼において有効に利用し、核分裂性物質の装荷量に対する燃焼量の比（ X/Y ）を高めて核分裂性物質所要量（ Y ）を小さくしているが、これは一方で実効転換比（ β ）の低下を招き、プルトニウム生産性（ S_P ）も小さくしている。その結果、等しい量の核分裂性プルトニウム供給の下で維持できる

プルトニウム利用の転換炉系の規模はATRの場合の方が軽水炉の場合の2倍以上になるが、プルトニウム利用の転換炉の使用済燃料中のプルトニウムを用いて更に高速増殖炉とも連係させる場合には、維持できる全原子炉系（転換炉系+高速増殖炉系）の規模は逆に軽水炉の場合の方が大きくなる。

本報告では軽水炉とATRの差として分析したが、一般に、転換炉において核分裂性物質所要量（ Y ）を小さくすることと実効転換比（ β ）を大きくすることは両立し難い要請である¹⁰⁾。軽水炉時代と高速増殖炉時代にはさまれた中間炉としてプルトニウム利用の転換炉を選択する場合には、この両立し難い2つの要請のどちらを重視するかの判断がなされねばならない。

引用文献

- (1) 山地憲治：原子炉システムにおける核燃料資源利用効率の分析，電力中央研究所報告，577003（1977）
- (2) 三神 尚：核燃料サイクルのシステム，共立出版（1980）
- (3) 平山省一：炉型別にみた原子力開発とその妥当性と必然性，日本原子力学会誌，21，4（1979）
- (4) S. Banerjee and H. Tamm：Uranium Requirements for Advanced Fuel Cycles in Expanding Nuclear Power Systems, Nuclear Technology, 41, 244~251（1978）

（やまじ けんじ）
技術経済研究部

10) (1)式を変形すれば、 $(1-\beta)Y=(1-R)X$ となる。燃焼量 X は、 α と熱効率 η を介して原子力発電電力量により決定され、転換比 R も炉型によりほぼ決定されるパラメータである。したがって、転換炉（ $\beta, R < 1$ ）においては、燃料装荷量 Y （リサイクルしない場合にはこれがそのまま燃料所要量となる）を小さくしようとすれば実効転換比 β は小さくならざるを得ず、 β を1に近づけようとすれば Y を大きくせざるを得ない。 α が小さいほど、熱効率 η が高いほど、そして転換比 R が大きいほど、この Y と β とのトレードオフはより有利なところで行なえる。