635. 物量節約の観点からみた溶融塩炉の投入戦略, (I)

プルトニウムでスタートする転換炉の活用*

古 橋 晃**

(1976年 4月30日 受理)

Molten-Salt Reactor Strategies Viewed from Fuel Conservation Effect, (I)

Utilization of Converters Starting with Plutonium

By Akira FURUHASHI

Saving of material requirements in the long-term fuel cycle is studied by introducing molten-salt reactors with good neutron economy into a projection of nuclear generating capacity in Japan. In this first report an examination is made on the effects brought by the introduction of molten-salt converter reactors starting with Pu which are followed by ^{233}U breeders of the same type.

It is shown that the sharing of some Pu in the light water- and fast breeder-reactor system with molten-salt reactors provides a more rapid transition to the self-supporting, breeding cycle than the simple fast breeding system, thus leading to an appreciable fuel conservation. Considerations are presented on the strategic repartition of generating capacity among reactor types and it is shown that all of the converted ^{233}U should be promptly invested to molten-salt breeders to quickly establish the dual breeding system, instead of recycling to converters themselves.

KEYWORDS: molten-salt reactors, fuel conservation, plutonium, converter, uranium 233 breeder, nuclear fuel conversion, fuel cycle, plutonium recycle, breeding, FBR type reactors, LWR type reactors

I. 緒 言

わが国における長期核燃料サイクルの物量的な考察, すなわちUや分離作業量に対する需要量, 再処理量, Puの蓄積量などを予測・試算することは, すでに各種の機関で行われている^{(1)~(3)}。著者も先に, 時間軸を長くって高速増殖炉(以下FBRと略記)がPuの自立増殖サイクルを営むに至るまでの全累計U需要量を求めることに特徴を置いたその種の計算を発表した⁽⁴⁾。⁽⁵⁾。そこではU-Puサイクルに話を限り, Puリサイクルや重水炉の効果, FBRの特性と導入年の影響などを論じたが, 本研究では多少視点を変えて, 溶融塩増殖炉(以下MSBRと略記)を中心としたThサイクルの諸炉型をうまく投入することによって物量の節約をはかり, あわせてFBRとの二重増殖系を形成することによって, 保険的な効果あるいは核分裂性物質の

一層の増産を狙うという戦略について論究する。

MSBRは液体燃料型の利点を生かし, 炉に付随する化学処理系によって連続的な再処理を行い, 中性子経済と核燃料経済を向上させる点に特徴がある。起動は ^{233}U またはPuによっても可能であり, その意味で転換炉を先行させる必要は必ずしもないが, 再処理系の動作は簡単な方がよく, できれば最初から ^{233}U で動かした方が増殖特性も良い。そこで本研究では ^{233}U 生産用に溶融塩転換炉(以下MSCRと略記)を先行させる方式を取り, 事態をスッキリさせた。そしてそのMSCRは転換炉用にとくに別途設計したものとはせず, MSBRから再処理系を除いたものとし, 燃料組

* 本報の内容の大部分は, 昭和50年炉物理炉工学分科会(1975年11月)C40において口頭発表された。

** 東京大学工学部原子力工学研究施設(Nucl. Eng. Res. Lab., Faculty of Eng., Univ. of Tokyo)

成のみを変えてバッチ処理をするものとした。したがって、新たな開発を必要とするものでなく、むしろ連続再処理系の付随しない転換炉が数年先行することは、より自然であると考えられる。本報(I)では、その種の転換炉を Pu でスタートさせるもの (MSCR(Pu)) を増殖炉に先行させる諸ケースについて論じ、続報(II)では、高濃縮Uでスタートさせるもの (MSCR(EU)), または高温ガス冷却炉を先行させる諸ケースについて考察する。

わが国ではすでに U-Pu サイクルに重点が置かれており、Th サイクルを持ち込み、とくに二重増殖系を形成させることには、システムを複雑にしすぎるとの批判もありえようが、軽水炉→高速炉単純系では物量需要が相当大きくなる⁽⁴⁾⁽⁵⁾。また、わが国では長期間かなりの率で原子力設備容量を伸ばす必要があるが、その下では核分裂インベントリーの少ない Th 系の熱中性子炉が相当の効能を発揮する可能性がある。その上発電以外の核熱利用に多目的高温ガス冷却炉が多量に用いられるようになるとすれば、そのための²³³Uを別途供給する必要が生ずるので、上述した核分裂性物質の一層の増産を求める戦略、とくに²³³U増殖の必要性が増して来るわけであり、本研究も必ずしも現実味のない話ではないと考えられる。

II. 計算に用いた原子力設備容量の長期予測値

今回の計算に際しては、先報⁽⁴⁾⁽⁵⁾のときに比して多少設備容量の値と伸び率を減じたモデルをとった。また、再処理・再加工の時間遅れの少ない MSBR の特長を計算に取り込むるように、時間軸の刻みを、この種の計算で通常用いられる 1 年から、本研究では特に半年とした。そして、やはり全累計 U 需要量などに重点を置く観点から、容量値の小さい初期において、現実計画に沿った不規則性を逐一フォローするといったことをせず、次の解析式で近似表現できるものと仮定した。つまり 1971 年上期*を第 1 期($y=1$)とし、半年単位で数えた通算期数を y とするとき、全原子力発電設備容量 P (GWe) が、

$$P=0.11y^{1.8} \quad (1)$$

で与えられるものとした。これにより各年下期における P の値は Table 1 に示すようになる。時間の 1.8 乗に比例としたため伸び率としては漸減する形となるが、各年ごとの容量伸び率を表に併記した。

表に示した設備容量の値は、2000 年に至るまでは文献(1)~(3)で採用されている値の範囲のほぼ中間に入っており、わが国で常識的にいわれているような値であ

Table 1 Anticipated nuclear power generating capacity used in the analyses

Year	Nuclear power generating capacity at the year-end (GWe)	Annual increment (%/yr)
1975	6.9	40.1
80	24.2	18.9
85	50.1	12.4
90	84.2	9.2
95	126	7.3
2000	175	6.1
10	293	4.6
20	438	3.6
30	608	3.0
40	802	2.6
50	1,020	2.3

る。2000 年以降の伸び率のとり方はどの機関においても根拠を持たないが、文献(1)では 2010 年までの間で約 7%、文献(2)では 2015 年までの平均値として約 5.5%、2025 年までは 5% 弱、文献(3)では 2015 年までの平均値として 6% 強にとっているもので、これらに比べると著者のとった伸び率はやや小さい**。したがって、燃料の需給は本報ではわりに楽になっており、Th 系投入の効果はそれなりに控え目に出ているはずである。

III. 計算に用いた軽水炉と高速増殖炉の特性

軽水炉(以下 LWR と略記)については日本原子力産業会議による文献(1)にある PWR と BWR のデータをもとに、その等容量下の物量平均をとって Table 2 に示す値のものとした。平衡サイクルでの分裂性 Pu の年間生産量は 0.1755 t/GWe、20 年と仮定した炉寿命間の生産量合計は、廃止炉心からの Pu も含めて 3.574 t/GWe であり、下記 FBR の初装荷量の約 1.5 GWe 分に当る。

FBR については、文献(1)のほか WASH-1139('74)の U.S.AEC の Reference Designなどを参考にして、やや仮想的ながら Table 3 に示すような値のものとし

* 以下図表中で上期は F、下期は L と記号してある。

** さらに長期的な値については決め手を欠くが、住友原子力工業が原子力局の委託を受けて行なった研究では、2030 年までを 4% とし、また日本原子力研究所の所内研究でも長期間 4% という値をとっていると聞いている。著者の長期的な値はこれよりも低い、私見では 4% の長期持続は過大評価になると考えている。

Table 2 Characteristics of LWR(U) used in the analyses† (1 GWe unit)

Initial inventory	2.34%EU	107.1 t
Annual feed††	2.89%EU	30.05 t
Annual discharge††	0.835%EU	28.85 t
	fis. Pu	0.1755 t
Average burnup	29.0 GWDt/t	
Cumulative fis. Pu production in 20 years of reactor life	3.574 t	

† Derived from an equi-capacity average of BWR and PWR

†† At 80% load factor in equilibrium cycle

た。分裂性 Pu の初期インベントリ 2.4 t/GWe を、平衡サイクルでの年間の正味利得 0.2 t/GWe で除すと、単純倍増時間は 12 年となり、ほぼ中ないし低ゲイン炉 FBR(L) と呼ばれるべき範囲のものである。本研究では Th 系の効果をはっきり見るためと、実現時期に対する疑念のゆえに、高ゲインの FBR(H) は計算に用いなかった。

Table 3 Characteristics of FBR(L) used in the analyses (1 GWe unit)

Core	Initial inventory	fis. Pu	2.4 t
		DU	16.4 t
	Annual feed†	fis. Pu	1.2 t
		DU	8.2 t
Blanket	Annual discharge†	fis. Pu	1.18 t
		DU	7.3 t
	Average burnup	66.2 GWt/t	
	Initial inventory	DU	28.5 t
	Annual feed†	DU	9.5 t
	Annual discharge†	fis. Pu	0.22 t
		DU	9.1 t
	Average burnup	5.5 GWDt/t	

Effective breeding ratio††	1.17
Annual fis. Pu gain†	0.20t/yr
Simple doubling time	12.0yr
Cumulative fis. Pu gain in 20 years of reactor life	3.55 t

† At 80% load factor in equilibrium cycle

†† Defined by annual discharge/feed

IV. 計算に用いた熔融塩炉の特性

本研究では、MSBR を ^{235}U や Pu でスタートさせて ^{233}U の蓄積とともに徐々に増殖サイクルに移行させて

ゆくという考えをとらず、別途にバッチ処理の MSCR を設置し、それから得られる ^{233}U を平衡濃度近く MSBR に投入して初期から増殖サイクルを営ませるようなモデルをとった。これは、MSCR と MSBR では最適 Th 濃度が違うことや、MSBR の連続処理系に Pu などが混入するのを避けるよう配慮したためであり、同時に ^{236}U などの濃度を低く保つことにもなる。また、連続再処理系を持たない MSCR が数年先行する方が現実性が高いので、こうした分離モデルの方が妥当であると考えられる。

MSCR の燃料は 4 年ごとにバッチ処理するが、炉寿命間のフィード燃料の違いにより Table 4 に示す 2 種を考えた。ともに初装荷とごく初期のフィードに LWR からとれる Pu を用いるもので、ORNL-4832 の p. 23 の表*を参考にしてデータを取りまとめた。MSCR (Pu) は主なフィードには高濃縮 U (以下 HEU と略記) を用い**、 ^{233}U はすべて MSBR 用に回す型のもので、MSCR (U_0) は一度再処理した後は自ら作った ^{233}U をフィード燃料に利用する型のものである。これらの MSCR は 4 年ごとのバッチ処理で ^{233}U を 1.099t/GWe** 生産するが***、この 1.5 基分強で Table 5 に示す MSBR 1 基を始動できる。MSBR は再処理系も含めた全インベントリに、さらに初期の反応度補償用のフィードも含めて考えて、1 GWe 当り 1.572 t の ^{233}U でスタートできるが、半年後くらいからは 1 期半年間に 0.0278 t の ^{233}U が連続的に取り出せると考えられ***、単純倍増時間は 28.5 年となる。

V. 使用した物量計算コード

長期サイクルの物量収支は上記の設備容量と炉型特性の下で、FUEL DEMAND-III コードを半年を 1 期として働かせて計算した。このコードは文献(6)に記す FUEL DEMAND-II コードを著者が改良したもので、

* ORNL-4541 に記載の 1 GWe 一流体 MSBR を基礎にしたもので、転換炉向きに改めて設計したものではない。

** ^{235}U は ^{233}U に比べて余計に必要とするが、その等価係数を 1.34 と考えてデータを作成した。(等価係数は Ebasco 社の Ott 氏による)

*** 実際には分裂性の範囲でいって ^{235}U 92%、 ^{238}U 8% の平衡組成になる。この分の ^{233}U を合わせた分裂性の全量をここでは便宜上 ^{233}U と表示した。

*** バッチ処理ごとに初装荷用と初期フィード用の Pu 量を再投入する必要がある。

*** ORNL-4541, -4832 などを参考にして評価したものである。

Table 4 Characteristics of MSCRs used in the analyses (1 GWe unit)

	MSCR(Pu)	MSCR(U _q)
Initial fissile inventory & early feed	fis. Pu 0.896 t	fis. Pu 0.896 t
Cumulative feed during 4 years of batch-processing cycle	93% EU1.019 t	1st 4 years cycle 93% EU1.019 t 2nd to 5th 4 years cycle U _q 0.722 fis. t†
Discharge at every 4 years of batch-processing	U _q 1.099 fis. t†	U _q 1.099 fis. t†

† Equilibrium fissile uranium consisting of 92% ²³⁵U and 8% ²³⁸U (To be called U_q)**Table 5** Characteristics of MSBR used in the analyses (1 GWe unit)

Initial fissile inventory & early feed	²³⁵ U 1.572 t	(U _q)
Annual ²³⁵ U gain	1st year 0.0278 t/yr 2nd to 20th year 0.0556 t/yr	(¹¹)
Annual fissile yield at equilibrium state†	3.5%/yr	(¹¹)
Simple doubling time†	28.5yr	
Cumulative ²³⁵ U gain in 20 years of reactor life†	1.048 t	(¹¹)

† At 80% load factor with 1% of reprocessing loss

Pu と ²³⁵U の二重増殖系の建設の優先順位を指定して取り扱うことができ、指定する増殖炉の導入年以降に、もしも核分裂性物質が十分ない場合は、転換炉を(2種以上の場合はその比率を指定して)再設して必要容量を満たすようにする、いわゆる核分裂性物質バランス法を適用できる。また、MSCR(Pu) など指定する炉を年代と容量を指定して優先新設し得るなど、本研究に便利なように作られている。

今回共通的に用いた主な計算条件を以下に列挙す

る。①炉の寿命はいずれも20年、②負荷率は80%一定、③濃縮プラントのテイルは0.3%、④LWR と FBR は新設の1年半後より1年ごとに燃料を交換、MSCR は4年ごとに全量バッチ処理、MSBR は半年以降連続再処理、⑤取出し Pu はロスなしで1年後に再使用可能、²³⁵U は1%ロスで半年後に再使用可能、⑥分離作業のリードタイムは装荷前1年、U 鉱の調達 は2年前、ロス は各0.5%、⑦取出し燃料に天然U (以下 NU と略記) 以上の濃縮度のものがあれば、それに

Fig. 1 Fuel cycle quantities in simple LWR→FBR system (First FBR installed in 1996)

応じて分離作業量(以下 SWU と略記)と NU 需要量に負の寄与をなすとする。

Ⅶ. 軽水炉→高速炉単純系の物量と問題点

第Ⅲ章の LWR と FBR のみをもって、(1)式に示す長期設備容量を FBR の導入を 1996 年上期として核分裂性物質バランス法で分担させる(つまり Pu 量の許す限り FBR を建設し、不足分があれば LWR で補う)と、Fig. 1 に示すような結果を得る。こうした系の特徴と問題点についてはすでに文献(4)で述べたので詳細は繰り返さないが、要するに Pu の中期的不足により図の(a)に LWR のシェアを点線で仕切って示したように、FBR の導入後も LWR を再設せねばならなくなる。このため、この単純系の物量需要は Table 6 の左欄に示すような大きな値となる。

そこで、主にこの再設を余議なくされる LWR を熔融塩炉など中性子経済の良い炉で置き換えるか、少なくともその再設量を減らす戦略をとることが望まれる。そこで LWR→FBR 系に MSCR→MSBR 系を割り込ませることによって、FBR よりも LWR の方の建設量がより効果的に抑えられるかどうかという問題になるが、熔融塩炉系の分裂性インベントリーの小ささが主な武器となって、それが可能となるのである。

Ⅷ. MSCR→MSBR 容量の自己拡大

Table 1 ないし(1)式の計画容量の下では、1 期半年間に新設すべき容量は 1986~91 年頃で 3 GWe 台である。そこで MSCR をこの辺で投入するとして 1 期 3 GWe が限度である。そして新設後満 4 年でバッチ処理をして燃料を入れかえるので、新設は一応 8 期で打ち切ることを想定して、MSCR を計 24 GWe 作るケースを考えた。これにより、満 4 年半後以降再処理で回収される ^{233}U によって MSBR がスタートできるが、その自己増殖性を含めて全容量の拡大の模様を計算してみると Fig. 2 に示すようになる。 ^{233}U を一部 MSCR にリサイクルする MSCR(U_0)の場合は当然容量の伸びが鈍く、 ^{233}U 全量を MSBR に回す MSCR(Pu)や MSCR(EU)*の場合に比べるとおよそその半分になる。MSCR の全部の寿命が終った後の 25 年目において、後者で MSBR の容量は 120 GWe となり、以後システム倍増時間約 20 年で容量が拡大して行くことになる。上記の 25 年間に必要とされる Pu 量**は 107 t、 ^{233}U は 114 t で、結果的に 120 GWe の増殖炉を得ているから、実効的な比インベントリーは 1.84 t/GWe となり、FBR に Pu を回すより有利であると考

えられる。

Fig. 2 Increase of MSRs capacity starting from 24 GWe of MSCR

Ⅸ. MSCR 24 GWe 投入時の物量節約効果

FBR の導入を Fig. 1 と同じ 1996 年上期に固定し、MSBR の導入もこれと同時にできるように、MSCR(Pu)を 1991 年下期から 8 期各 3 GWe 計 24 GWe を投入した場合の結果を Fig. 3 に示す。(a)中の熔融塩炉の容量は Fig. 2 の通りになっており、このぐらいの投入ではそれほど大きなシェアにはならない。それでも図に点線で示した LWR→FBR 単純系に比べ LWR の建設量を 46 GWe 節約し得ており、転換炉の数の減少と単基の中性子経済の改善**によって、NU の全累計需要量を 11 万 t も減らす結果となっている。SWU は増殖炉導入以前の 1994 年にすでにピークを作ってしまうので、そう大きくは減らないが、(b)に見られるような節約効果があり、さらに(c)に示すように Pu バイルアップを減らす効果もある。

こうした物量節約効果は、FBR と MSBR の導入年によって異なるが、これを 1991 年上期と 1996 年上期に変えた計 4 通りの組合せについて表示したのが Table 6 である。表では LWR の導入年を同一にとった LWR→FBR 単純系との差額の形で示してある。

* 初装荷、フィードともに HEU を用いるもので、続報で取り上げる。

** 以下すべて分裂性の量で記す。

** LWR と MSCR の比較で。

(F means the first half and L the latter half of the year.)
Fig. 3 Fuel cycle quantities with 24 GWe of MSCR(Pu) (First FBR installed in 1996)

Table 6 Saving effects in fuel cycle quantities expected by introduction of 24 GWe of MSCRs and succeeding MSBRs

First year of FBR	System	Simple system LWR(U) →FBR(L)	with MSCR(Pu)		with MSCR(U _q)
			MSBR from 1991	MSBR from 1996	MSBR from 1991
1991	Cumulative LWR (GWe)	209	-20	-20	+39
	Peak LWR (GWe)	115	-22	-29	+18
	Cumulative NU (kt)	647	-34	-66	+127
	Peak annual SWU (kt/yr)	11.83	-2.29	-2.05	+2.30
1996	Cumulative LWR (GWe)	241	-50	-46	+9
	Peak LWR (GWe)	126	-29	-24	+8
	Cumulative NU (kt)	746	-128	-114	+32
	Peak annual SWU (kt/yr)	13.51	-3.67	-1.26	+0.70

- Comparisons are made between simple LWR→FBR system and systems with MSRs at the same first installation year of FBR (i.e. 1991 or 1996).
- First MSCRs are installed 4½ years before the first MSBR.
- Tail enrichment=0.3 w/o

これにより FBR の導入の遅い1996年の場合には、かなりの節約効果があることがわかる。ことに MSBRの方が先き(1991年)に入り得れば SWU も1万t/yr ならず抑えられる。やや不自然のように見えるのは FBR の導入を1991年とした場合、MSBR が遅く(1996年)入った方が概して節約効果が大きい点である*。これについては次章で検討する。

Table 6 には MSCR(U_q)によった場合も記したが、この場合の溶融塩炉系の容量は Fig. 2 の点線に示したように小さい。ただし、²³⁵U リサイクルによって HEU を節約している点がとりえ**なのであるが、全システムを構成しての結果では、表に見られるとお

* SWU の年間ピークを除き。

** Ⅶ章で述べた25年間の²³⁵U 需要は23 t である。

り, MSCR(Pu)の時と比べてはもちろんのこと, LWR → FBR 単純系と比べても各物量が増える結果となってしまう。MSCR(U₂)を遅く投入するケースは試算していないが, やる必要はなさそうで, 要するに²³³Uは転換炉にはリサイクルせず, 全量 MSBR に回してやった方がよいといえるであろう。

Ⅱ. MSCR(Pu)投入時期の検討

前述のように, FBR の導入が1991年と早い場合は, MSCR(Pu)の投入が遅い方がむしろ結果が良くなり, FBR 1996年導入時の常識的な結果と矛盾しているが, これを確認するために MSCR(Pu) の導入年を1986年下期から'94年上期まで変えて計算してみた*とところ Fig. 4を得た。MSCR の投入量は3 GWe×8期であるが, 念のため3 GWe×16期計48 GWe の場合も2ケース併記した。図で明らかなように, NU 累計需要の方は確かに MSCR(Pu)の導入が遅いほど少なくなっており, 投入量と節約量の比例性も良い。これに対して年間 SWU の方は逆の傾向で, また投入量を増しても比例的には下がらない。これらは結局, FBR の導入が早く, それ以前の LWR の建設量**と従って Pu の生産量が必ずしも十分でない所へ Pu を消費する MSCR(Pu)を投入するために起ることである。LWR を Pu 炉で置き換えるので SWU は下がるが, FBR の伸びが抑えられるので MSCR(Pu)を早く入れるほど LWR の再設置が増してしまうのである。

..... Without MSCR (Simple LWR-FBR system)
 — With 3 GWe×8 MSCR(Pu) and succeeding MSBR
 — With 3 GWe×16 MSCR(Pu) and succeeding MSBR
Fig. 4 Fuel savings as functions of the year of first MSCR(Pu) installation in the case of first FBR(L) installation fixed in 1991

しかし MSCR の投入が遅い方がよいということは, 一方で MSBR の開発が遅れてもお効果があるということであって, 溶融塩炉にとってはむしろ都合の良いことであり, たとえ MSBR が2000年以降になったとしても投入する価値があるということになる。

Ⅲ. MSCR 多量投入の諸ケース

MSCR(Pu)を48 GWe 投入するケースはすでに Fig. 4に2ケース併記した。このとき NU 節約量は24 GWe 投入の場合のほぼ2倍になり, ことに1993年上期から投入の場合には, NU 全累計需要が50万 t 足らずで, また SWU の年間ピークも1万 t/yr 未満ですむ解が得られていることは注目すべきである。諸般の情勢からみて物量需要がそのくらいですんでくれることが, わが国にとって望ましいのではなかろうか(ちなみに原子力委員会新型動力炉開発専門部会総括ワーキンググループでは, 世界の資源総量からみて, わが国が窮極調達可能な NU 量は40~60万 t にとどまるのではないかと推算している)。ただし, このケースは FBR 1991年導入時のものであるから, 1996年導入時について計算し直したのが Fig. 5に示すものである。ここでは MSBR の導入も1996年に揃え, MSCR(Pu)の投入は1991年下期より16期としている。(a)からわかるように, MSCR をこのくらい投入すると溶融塩炉系のシェアは半分を超える**。LWR 建設量の節約は76 GWeで, MSCR の48 GWe より十分大きい。24 GWe の時と比べて NU 全累計需要と SWU の節約も顕著となり, それぞれ50万 t と1万 t/yr の大台を少し超える程度である。SWU は(b)に見られるとおりで, うまくなして作れば1万 t/yr 以下の設備で足りるであろう。そのほか(c)に見られるように, Pu バイルアップ削減の効果がある。

次に, LWR からの Pu をすべて MSCR(Pu)に回し, FBR をなしですませるケースを検討した。それには Fig. 2や Fig. 5から見て MSCR(Pu)を96 GWe 作ればすむと考えられ, そのためには Pu が累計430 t 必要である。よって LWR を121 GWe 作ればよく, あとはタイミングをうまく合わせて核分裂性物質と設備容

* MSBR の導入はいずれもその4年半後となる。

** 1990年下期までに LWR だけ作るとして84 GWe。

** ただし, MSBR を FBR に優先して建設するというオプションをとっている。したがって(c)に見られるように, ²³³U でなく Pu の方を余らせる方式になっているが, 逆の順位にしても物量需要はほとんど同じに出る。

Fig. 5 Fuel cycle quantities with 48 GWe of MSCR(Pu) (First FBR installed in 1966)

Fig. 6 Fuel cycle quantities with 96 GWe of MSCR(Pu) and no FBR

量に不足を生じないようにすることである。Fig. 6に示したのが解の1例で、ここでは簡単のためLWR(1970年)→MSCR(Pu)(1995年)→MSBR(2002年)は時間的に単純にシリーズに投入するとしている。実際

には少しずつ併設して滑かに移行させれば核分裂性物質の無駄なパイルアップも減り、建設も自然で、かつ物量的にももう少し節約が可能になる。Fig. 6のままで各炉をまとめて作りすぎているので、とくにSWU

と Pu 蓄積量の点で必ずしも良い解になっていないが、NU は 48.7 万 t ですんでおり、何よりも LWR でスタートしていながら、FBR なしでも電力需要を満たしつつ核分裂性物質を余らせてゆける解が得られたことに意義が認められる。この電力伸び率の下ではこのケースにおいて ^{233}U が余ってくるのは(c)で見られるとおり 2025 年以降になり、次報(II)で取り扱う諸ケースに比べて多少遅いが、この余剰 ^{233}U によって核熱利用の多目的高温ガス冷却炉も投入できよう*。これから考えても MSBR を FBR の保険として、あるいは ^{233}U 増産用として、もっと重要視すべきではなかろうか。

II. 結 論

本報(I)の範囲で次のことが結論される。

- (1) ^{233}U を転換炉にリサイクルするのは損であり、 ^{233}U リサイクル型の溶融塩転換炉 MSCR(U_0)は少なくとも Pu スタート方式では、あまり考える必要はなさそうである。
- (2) Pu でスタートし ^{233}U を生産する型の溶融塩転換炉 MSCR(Pu) 24~48 GWe 程度とそれに引き続く溶融塩増殖炉 MSBR を投入することによって、天然 U 累計需要量を 10 数万 t、年間分離作業需要量を 0.2 万 t/yr くらい節約できる(この節約量は比較対象としての軽水炉→高速炉単純系の条件によっても異なるが、それぞれほぼ 20 と 15% ぐらいに当たる**)。高速増殖炉 FBR の導入が遅れる場合とくにその有効性が高まるので、Pu プレシチャーの軽減をもはかりつつ、一部の Pu を MSCR(Pu) に投入することには価値が認められよう。
- (3) FBR の導入時期が早い場合、MSCR(Pu) はむしろゆっくり入れた方がよい場面があるが、これ

は溶融塩炉の開発が遅れてもなお有効ということにつながり、炉型戦略上有利である。

- (4) LWR→MSCR(Pu)→MSBR のみの系で FBR なしでバランスをとって行け、かつ天然 U 需要量を相当低く抑えられる解があり得る。

以上のほか溶融塩炉系を導入すると、固体燃料に対する中央再処理工場の容量を低減できる、発電コストは他の炉型よりも安く⁽⁷⁾⁽⁸⁾、かつ資源および経済条件に左右される度合いが減るなどの利点もあり、また Pu の熱炉利用として Pu 価値を高く保てる可能性もあるので⁽⁸⁾、これらをよく吟味し、また続報(II)をも検討すれば、わが国でも溶融塩炉系について戦略的検討を行うことが無意味でないことがわかるであろう。

— 参 考 文 献 —

- (1) 原産 動力炉開発戦略検討小委員会ワーキンググループ報告書, (1974).
- (2) 動燃 核燃料サイクル開発調査委員会報告書「核燃料サイクルの諸量の見通し」, (1975).
- (3) 原子力委員会 新型動力炉開発専門部会総括ワーキンググループの会合に 原子力局調査国際協力課や日本エネルギー経済研究所より提出された計算結果の諸資料など, (1976).
- (4) 古橋 晃: 本誌, 16[11], 582 (1974).
- (5) 同上: 同上, 16[12], 632 (1974).
- (6) 安川 茂, 古橋 晃: JAERI-Memo 3946, (1970).
- (7) McNEESE, L.E., ROSENTHAL, M.W.: Nucl. News, p.52 (Sep. 1974).
- (8) REICHEL, L.F.C.: Statement before the Joint Committee on Atomic Energy, Feb. 6, 1974.

* 図(b)に見られるように、このケースでは SWU が早く減るので、多目的炉は HEU 使用でもっと早く投入し始められる。

** また、さらに重要なことは、これらの物量需要の絶対量が、種々の意味での制約量を超えるのを防止する場面があるだろうということであり、単純な % 以上の意味を持ち得ると思われる。

炉中性子研究の現状と今後の課題

(「炉中性子利用」研究専門委編)

好評発売中(限定出版)

B 5 判 タイポオフセット印刷, 234 p. (1976 4.)

定価 3,000 円(会員特価 2,000 円), 千 200 円

内容詳細は本誌 3 月号(p.184)参照。

「昭和51年 秋の分科会」予稿集

残部僅少

炉物理・炉工学分科会 (262頁) 2,500 円(千 250 円)
研究発表 268 件

核燃料・炉材料分科会 (78頁)

研究発表 77 件

化学・化学工学分科会 (56頁)

研究発表 55 件

保健物理分科会 (26頁)

研究発表 25 件

3 分科会合本

1,500 円(千 210 円)