637. 物量節約の観点からみた熔融塩炉の投入戦略, (II)

高濃縮ウラン使用転換炉の活用と高温ガス冷却炉との共存性*

古橋 晃**

(1976年 5月4日 受理)

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

*Utilization of Converters Using Uranium-235 and Coprosperity
with High-Temperature-Gas-Cooled Reactors*

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 second report utilization of molten-salt converter reactors using highly enriched uranium as forerunners of molten-salt breeder reactors is examined.

It is shown that the saving effect on the cumulative demand for natural uranium will be fairly large if the repartition of generating capacity among reactor types is suitably planned. Coexistence of high temperature gas cooled reactors with molten-salt breeder reactors is also planned. The former plays the role of ^{235}U producer for the latter and, in later periods, the latter produces excess fuel which enables the introduction of the high temperature gas cooled reactors for nuclear heat utilization.

KEYWORDS: molten-salt reactors, fuel conservation, converters, breeders, neutron economy, nuclear generating capacity, enriched uranium, uranium 233, HTGR type reactors, fuel cycle, thorium cycle, nuclear materials requirement

I. 緒 言

前報(I)⁽¹⁾においては、わが国の長期的な原子力発電設備の予想容量に従って、軽水炉(LWR)→高速炉(FBR)路線を基調としつつも、そのPu生産量の一部をさいて、Puでスタートする熔融塩転換炉 MSCR (Pu)を作り、増殖炉 MSBR についで行くなれば、Puと ^{235}U の二重増殖系の利点が発揮され、長期燃料サイクル上の物量節約と、核分裂性物質の増産が図られる道があることを論じた。本報(II)では、Puを熔融塩炉に使う技術が早急に進展しない場合に備えて、より自然な炉である高濃縮ウラン(HEU)使用の転換炉 MSCR(EU)を先行させ、その生産する ^{235}U によってMSBRを導入するケースと、Th系高温ガス冷却炉(以下HTGRと略記)の入る二・三のケースにつ

いて考察し、こうした諸条件下においても熔融塩炉系が前報の場合にも増して有用であることを示すこととする。

II. 計算に用いた熔融塩炉と 高温ガス冷却炉の特性

高濃縮ウラン使用の熔融塩転換炉 MSCR(EU)としてはTable 1に示す特性のものを計算に用いた。これは(I)で述べたMSCR(Pu)と同じ炉型を異なった燃料で働かせるもので、やはり4年ごとのバッチ処理を考えている。その間に93% HEU の形で初装荷・追加

* 本報の内容の一部分は、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)。

合わせて、1 GWe 当り ^{235}U にして 2.477 t を消費するが、代わりに 3.2 GWe・yr の電力(熱出力は 2,628 GWD)と 1.099 t の ^{235}U を生産するので*、熱出力量 1 MWD 当りの核分裂性物質の正味消費量は 0.524 g になる計算で、転換炉としてはあまり高性能のものでない。これは転換炉用にとくに設計されたものでないことと、前報 (I) と同じく、 ^{235}U の場合の必要量を ^{235}U の場合の 1.34 倍とかなり大きめにみて燃料量を算出したためであり、実際にはもう少し良い性能が得られるものとみられる。増殖炉 MSBR については (I) 報の IV 章と Table 5 で詳述したので、ここでは繰り返さない。

Table 1 Characteristics of MSCR(EU) used in the analyses (1 GWe unit)

	MSCR(EU)
Initial fissile inventory & early feed	93 % EU 1.644 t
Cumulative feed during 4 years of batch-processing cycle	93 % EU 1.019 t
Discharge at every 4 years of batch-processing	U_0 1.099 fis.t†

† Equilibrium fissile uranium consisting of 92% ^{235}U and 8% ^{238}U (To be called U_0)

本報では、さらに Table 2 に示す 2 種のサイクルの HTGR を想定した。HTGR (Re) は自ら生産した ^{235}U を全量リサイクルして** 93% HEU を極力節約する型で、1 年ごとの炉心交換により、炉寿命 20 年間累計で 1 GWe 当り ^{235}U を 7.493 t 消費する。これは HTGR (EU) とともに 770 MWe Summit 発電炉のデータ**を基礎にしているので、熱出力量 1 MWD 当りの分裂物質消費量にして 0.682 g と、やや不利な値となっている。HTGR (EU) はいわゆるノンリサイクル炉で、核分裂性物質としては 93% HEU のみを投入して ^{235}U は全量取り出す。1 GWe 当り 20 年間累計で ^{235}U を 11.325 t 消費する**代わりに、 ^{238}U をちょうど 4 t 生産する。これを上述の MSCR (EU) と比べると、初装荷 HEU 量は大きく、 ^{235}U の消費量は 8.5% くらい少ないが、 ^{235}U の生産量が 27% くらい少ない。このように ^{235}U 生産炉としては MSCR にやや劣るが、わが国にも HTGR 導入の可能性があり、以下においてその際 ^{235}U を同炉にリサイクルするよりは MSBR 用に回す方が良からうということを提案することになるので、 ^{235}U 生産炉としては MSCR より現実性があるかもしれない。そして生産炉と割り切るならば、必要な建設量はそう大きなものとはならないので、炉特性データの悪いことにそれほど神経質にならなくてもよいと思われる。

Table 2 Characteristics of HTGRs used in the analyses (1 GWe unit)

	HTGR(Re)	HTGR(EU)
Initial fissile inventory	93 % EU 1.613 t	93 % EU 1.613 t
Transient 4 years average	feed per year 93 % EU 0.543 t & ^{235}U 0.120 t	93 % EU 0.705 t
	discharge per year 55 % EU 0.158 t & ^{235}U 0.169 t	55 % EU 0.158 t & ^{235}U 0.169 t
In equilibrium cycle	feed per year 93 % EU 0.365 t 30 % EU 0.1 t† & ^{235}U 0.219 t	93 % EU 0.673 t
	discharge per year 30 % EU 0.1 t† & ^{235}U 0.222 t	26 % EU 0.182 t & ^{235}U 0.190 t

† In actual calculation 0.1 t of 30% EUs are omitted in both feed and discharge.

II. MSCR (EU) 24 GWe の計画的投入

前報 (I) の III 章にならって MSCR (EU) を 3 GWe × 8 期をスケジュール的に投入して MSBR につないで行くケースをまず検討した。熔融塩炉系の容量の拡大は (I) 報の Fig. 2 (以下 Fig. I-2 のように記す) の実線に示すとおりであり、LWR → FBR 系との併存の様子は Fig. I-3 と類似のものになるので、今回は図を示さ

* 分裂性の範囲でいって平衡組成として ^{235}U を 8 % 含むが、これを合わせた分裂性の全量を便宜上 ^{235}U と記している。

** ただし、炉寿命間には廃止炉心などから ^{235}U が 1.125 t 余剰として出て来る。

** 電源開発(株)の平田 昭氏に教えて頂いたもので、ここに謝意を表する。

** 濃縮度が下がって回収される分の ^{235}U 量を差し引いての値。

ないが、FBRとLWRの比率が多少改善された形になる。Table I-6 にならって、同一のFBR導入年の下でLWR→FBR単純系と比較して物量の節約量を示すとTable 3 のようになる。これでわかることはNU全累計需要量を節約する点では、前報のMSCR(Pu)の場合に比べてさらに効果が大きく、24 GWeの投入で10数万tから20万tの節約ができ、FBRの導入が1991年と早い場合には、全累計需要量50万t以下を比較的容易

に実現できることである。分離作業量SWUについてはHEUを使うだけに不利な面もあり、MSCR(EU)がLWRの容量ピークに合致して投入されるような場合は、SWU年間ピーク値が却ってふえる場合がある。しかし、2000年以降のSWUは相当減少し、全累計量ではTable 3の右下のケースでも、LWR→FBR単純系の46.2万tに比べて37.9万tとなって、むしろ節約になる。

Table 3 Saving effects in fuel cycle quantities expected by introduction of 24 GWe of MSCR(EU) and succeeding MSBR

First year of FBR	Simple system		with MSCR(EU)	
	LWR(U)→FBR(L)		MSBR from 1991	MSBR from 1996
1991	Cumulative LWR (GWe)	209	- 83	- 70
	Peak LWR (GWe)	115	- 53	- 31
	Cumulative NU (kt)	647	-183	-143
	Peak SWU (kt/yr)	11.83	-2.15	-0.96
1996	Cumulative LWR (GWe)	241	- 89	- 77
	Peak LWR (GWe)	126	- 46	- 24
	Cumulative NU (kt)	746	-204	-164
	Peak SWU (kt/yr)	13.51	-1.75	+0.73

- 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 MSCR is installed 4½ years before the first MSBR.
- Tail enrichment=0.3%₀

なお、MSCR(EU)の場合はMSCR(Pu)の場合と違って、投入時期が早い方が常に効果が大きく出ており、LWRの累計建設量の節約も70~90 GWeに達する。これから考えると、HEUも適当な時期に使用されるものなら惜しまずに使う方が結果が良いということで、MSCR(EU)もHEUを使うからといって毛嫌いすべきではあるまい。ちなみにSWUの全累計量を論じた上記ケースに対応するMSCR(Pu)のケースでは39.8万tで、一時的には多くとも結局は炉型構成の改善のためにMSCR(EU)を用いる方が小さくなるのである。そこでLWRなどSWUを伴うものの容量のピークを避けてMSCR(EU)を比較的遅く投入するという戦略が考えられるが、それについては第Ⅶ章で述べる。

Ⅳ. 軽水炉→高速炉単純系での需給ギャップと後期転換炉の選択

溶融塩炉系を比較的遅く投入する場合、FBRのシェアをくっても燃料の節約にはならず、転換炉の数を減

らすことが肝要である。その目的のためには、以下に述べるLWR→FBR単純系での需給ギャップに着目し、これを埋める形で投入するのが自然な戦略である。(I)報のⅦ章や文献⁽²⁾⁽³⁾で述べたように、LWR→FBR単純系では(FBRの増殖特性がよほど良く、かつPu再使用の時間遅れがあまりない場合以外は、つまり予想されるような条件の下では)Puの中期的不足が起り、FBR導入年以降もLWRを再設せねばならなくなる。この再設量は、例えばFig. I-1の(a)でLWRのシェアを点線で仕切って示したように相当大きい。

もしもFBRの導入と同時にLWRの新設を打ち切り、その範囲でのPuのある限りでFBRのみを作っていくとすると、文献(3)のTable 1に示したように数年でPuが底をつき、予定の設備容量カーブを埋め切れなくなる。その模様を今回の条件下で算出するとFig. 1に示すようになり、大きな需給ギャップを生ずる。このギャップではFBR導入が1996年の場合で最大150 GWeになり、1991年とするとPu量の不足が著しいので220 GWeにも達し、計画容量線を手直し

Fig. 1 Possible power generating capacity determined by fissile Pu balance (LWR(U)→FBR(L) system)

しても自然な形では収まらない。

結局 FBR 導入年以降も転換炉の再設が必要なのわけであるが、こうして再設される転換炉を本報では後期転換炉と名付ける*。Fig. 1 に示した需給ギャップは後期転換炉のみで埋める必要はもちろなく、その生産する核分裂性物質によってスタートできる後期増殖炉とのコンビで埋めればよい。普通の炉型構成のグラフでは、とくに LWR→FBR 単純系では前期分と後期分の区別が付きにくい。そこで Fig. 1-1 の(a)を Fig. 1 の需給ギャップに従って前期分(-1)と後期分(-2)に分割して図示したのが Fig. 2 である。これでわかることは後期転換炉のシェアの大きいことで、Pu 生産性の高くない LWR と Pu インベントリーの大きい FBR との組合せにおいてとくに目立つ。

後期転換炉として Pu 生産性の高い重水炉等を用い、後期増殖炉との比率を改善しようとしたのが文献(2)での提言であったが、今回は MSCR と MSBR など ^{233}U 系の組合せで埋めることを以下において検討する。

V. 後期転換炉に MSCR (EU) を用いる場合

Fig. 1 に示す需給ギャップを MSCR→MSBR のコンビで埋めることを考える。FBR はすでに導入されており、Pu 不足の事態であるから MSCR (Pu) ということは考えられず、MSCR (EU) を起用することになる。この場合 LWR の新設を止めているから SWU の面でも不都合はない。Fig. 3 に、FBR 1996 年導入の場合の需給ギャップを MSCR (EU) → MSBR で埋め

(LWR-1 from 1970_F to 1995_L
FBR-1 from 1996_F
LWR-2 from 2002_L to 2016_L
FBR-2 from 2005_F
Cumulative LWR-1 133 GWe
Cumulative LWR-2 108 GWe
Cumulative N.U. 746 kt
Peak annual SWU 13.5 kt/yr (1994))

Fig. 2 Decomposition of capacity in simple LWR→FBR system into the primary and secondary installations

た例を示した。MSCR の投入量は Pu と ^{233}U のバランスによってきまり 58 GWe であるが、Fig. 2 の場合の LWR-2 が 108 GWe であるのに比べて転換炉容量の節約が著しい。NU 累計需要量の節約は 16.1 万 t で、MSCR がより早く入っている Table 3 の右下のケースに匹敵する。SWU の面では、図の(b)に示すように局所的なピークにおいて LWR→FBR 単純系の値を超えてしまうが、数年間ならして作るならば問題にはならない。

* 著者の研究シリーズでは計算コードの都合上、FBR は導入年から直ちに新設容量のすべてを担当し、Pu がなくなると今度は転換炉のみを作る年があるなど変化の激しいモデルになっており、転換炉の前期・後期の区別がはっきり出るが、現実には FBR 導入年よりしばらくは転換炉と適当な比率で併設するであろう。この場合も FBR 導入年以降に作る転換炉をすべて後期転換炉と呼び、その特性の改善ないしは炉型の選択に本報同様の意を用いるべきである。

Fig. 3 Fuel cycle quantities with no installation of LWR(U) after 1995
(Capacity of FBR are expanded with priority over MSBR as much as the quantity of Pu allows.)

Table 4 Fuel cycle quantities for various options of the secondary converter†

Primary converter	First year of FBR	Secondary converter	LWR	HTGR (EU)	MSCR (EU)	HTGR (Re)	MSCR (Re)
		Secondary breeder	FBR	MSBR	MSBR	none	none
LWR 1970~1990 84 GWe	1991	Installation of the secondary converter (GWe)	1995~2023	1995~2011	1995~2011	1995~2044	1995~2044
		Cumulative NU (kt)	125	72	57	437	437
		Peak annual SWU (kt/yr) (year)	647	460	432	1,037	~610††
			11.8 (2008)	12.0 (2001)	11.9 (2002)	21.6 (2030)	
		Excess fissile material	Pu from 2024	²³⁸ U from 2012	²³³ U from 2011	²³³ U from 1997	²³³ U
LWR 1970~1995 133 GWe	1996	Installation of the secondary converter (GWe)	2002~2016	2002~2016	2002~2016	2002~2037	2002~2037
		Cumulative NU (kt)	108	72	58	232	232
		Peak annual SWU (kt/yr) (year)	746	610	585	842	~600††
			13.5 (1994)	13.5 (1994)	13.7 (2006)	16.0 (2023)	
		Excess fissile material	Pu from 2017	²³⁸ U from 2016	²³³ U from 2016	²³³ U from 2004	²³³ U
		(Refer to)	(Fig. 2)	(Fig. 4)	(Fig. 3)	(Fig. 5)	

† The secondary converter is the converter to be installed after the introduction of FBR because of the Pu shortage.

†† Roughly estimated assuming the conversion ratio of 0.946. (Details of SWU and other items are not analyzed.)

本章での溶融塩炉系の用い方は、計画的に投入し、容量を拡大して行くⅢ章の場合と異なり、いわば消極的利用法であり、物量節約の面では必ずしも好条件下にはない。それにもかかわらず上述の好結果が得られ

ているが、さらに重要なのは、この方式によると溶融塩炉系のシェア拡大を狙わぬ代わりに、図の(c)に見られるように、 ^{233}U が2016年以降14t/yr くらいのピッチで余って来ることで、これは熱源利用の多目的高温

ガス冷却炉を毎年10 GWt 以上新設できることに相当しよう(さらに Pu も 2036 年以降相当なピッチで余って来る)。

FBR の導入が 1991 年の場合は, Fig. 1 に見られるように Pu の蓄積不十分から上記の需給ギャップが拡大するので, 溶融塩炉系併設の効果はより大きくなり, Table 4 に示すように, MSCR(EU) 57 GWe によって LWR 125 GWe を置換することになり, NU 累計需要量は 20 万 t 以上を節約し得て, 全累計で僅かに 43 万 t で済む計算になる。この場合 ^{233}U の余剰は 2011 年以降で生じ, 7t/yr くらいのピッチである。

本章の方式で重要なのは溶融塩炉系の導入がかなり遅くてよいことであり, FBR 1996 年導入の場合では,

後期転換炉として MSCR(EU)が必要となるのは 2002 年下期からであり, MSBR はその 4 年半後で 2007 年上期からとなる。こうした遅い導入において相当の物量節約効果があるということは炉型開発戦略上有利な要因である。

Ⅶ. 後期転換炉に HTGR(EU)を用いる場合

溶融塩炉は連続再処理を伴う MSBR のみということに割り切って遅い年代に入れ, それ以前に導入されて来るであろう HTGR を ^{233}U 生産炉として HEU で働かせるという戦略も考えられる。前章と同じことを HTGR(EU)→MSBR 系でやらせると, Fig. 3 に対応する FBR 1966 年導入の場合で Fig. 4 に示すようにな

Fig. 4 Fuel cycle quantities with no installation of LWR(U) after 1995 (Capacity of FBR are expanded as much as the quantity of Pu allows and the balance is filled with HTGR(EU) plus MSBR thus consisting a dual breeding system.)

る。第Ⅱ章で見たように転換炉としての特性はMSCR(EU)より多少劣るので, 図の(a)で見られるように後期転換炉と後期増殖炉との容量比率は Fig. 3 の場合よりやや悪くなるが, Fig. 2 の後期転換炉に再び LWR を用いる場合に比べれば, HTGR(EU) 72 GWe の投入によって LWR 108 GWe を置換しているため改善は明らかである。物量的な結果は Table 4 に示したが, NU 累計需要量は 13.6 万 t 節約し, SWU の点でも不利を生じていない。 ^{233}U は 2016 年以降 12t/yr くら

いのピッチで余って来る。FBR 1991 年導入の場合は Table 4 の上欄に示したように NU 全累計需要量を 50 万 t 未満に抑えられることになる。

次に, HTGR(EU)は上記と同様に LWR の再設の代わりに Pu 不足量の指示する 72 GWe だけ作すが, MSBR は LWR→FBR 系の需給ギャップ量にとらわれず ^{233}U のある限り自由に延ばし, 核分裂性物質が余る年には FBR の新設の方をむしろ抑えて Pu を余らせたというケースを Fig. 5 に示した。これから HTGR

(EU) 72 GWe の生産する ^{233}U で溶融塩炉系が半分くらいのシェアを占め得ることがわかる。Fig. 4 との比較では、増殖炉の範囲で FBR をとるか MSBR をとるかの違いだけなので物量的な変化はなく*、(b) 図は事実上一致するので再録しなかった。(c) 図では ^{233}U が余らず、このケースでは Pu が 2016 年から余って来ることを示す。いずれを余らせるかという選択の問題であるが、使い易さということを考えると Fig. 4 の ^{233}U を余らせる方が便利であろう。

Fig. 5 Fuel cycle quantities in a dual breeding system (Capacity of MSBR are expanded with priority over FBR as much as the quantity of ^{233}U allows.) (Fig. (b) is almost the same as in Fig. 4.)

Ⅶ. 需給ギャップを転換炉で埋めることの考察

Fig. 1 に見られる核分裂性物質の不足に起因する需給ギャップは相当大きいので、前2章のように転換炉→増殖炉の組合せで埋め、その中でも転換炉がなるべく僅かで増殖炉につながって行くような戦略をとることが望ましいが、もしも転換炉が十分中性子経済の良いものであれば、転換炉だけで埋めても大丈夫かもしれない。もしもこれが可能であれば、連続再処理系を

伴う MSBR が開発不能となっても Th 系燃料サイクルの有用性をなお主張し得ることになる。

本章では、まず Table 2 に示す HTGR(Re) でこれを試みた。これは発電用高温ガス冷却炉がリサイクル方式で多量に入ってくる場合を想定したからである。しかし、結果は Table 4 に併記し、Fig. 6 に図示したように、需給ギャップの小さい FBR 1996 年導入の場合でも、増殖炉でないこの炉を 232 GWe も作らねばならなくなるため、物量的には相当大きくなってしまふ。つまり転換比 0.66 といわれるこの程度の転換炉では無理であることがわかった。ただし、この計算は次の点で物量需要を過大に評価しているので注意すべきである。つまり廃止炉心等から ^{233}U が余剰として出て来て、図の(c)に示すようにとくに 2020 年以降は ^{233}U がかなりあることになるにもかかわらず、最後まで Table 2 に記した初装荷に HEU を使う型の HTGR(Re) を投入し続けるという計算になっている点である。

次に、転換炉をもっと転換比の良い MSCR で置き換えることを考えた。用途からいって ^{233}U を自らにリサイクルする方式のものでなければならないが、これまでに用いて来たデータの中には適当なものがない**。そこで高転換炉として ORNL が考えている Fixed Moderator Design と呼ばれる大型炉心のもの⁽⁴⁾を想定した。この種の炉心に対して初装荷と追加燃料に ^{235}U を使い、6 年ごとのパッチ処理で回収される ^{233}U を全量リサイクルする場合の燃料量が ORNL-4728 の p.25 の表に出ている。これは 30 年の炉寿命(負荷率 80%)に対するものなので、熱出力 1 MWD 当りの核分裂性物質の正味消費量 0.0643 g を保存する形で、われわれの計算条件である炉寿命 20 年のものに換算してみた。その結果は 1 GWe 当初装荷 2.430 t の ^{235}U と、廃止炉心からの $^{235}\text{U} + ^{233}\text{U}$ の回収 2.331 t は同じとして、20 年間の ^{233}U の追加フィードが 0.845 t と計算される。そこで上記の回収量はそのまま余らせるとして、 ^{235}U 合計 3.275 t を炉寿命中に必要とすることになる**。平均転換比は上記の表に 0.946 と記されている。

上のように想定した高転換炉を MSCR(Re) と呼ぶ

* このことは MSCR(EU)→MSBR 系でも計算によって確認している。

** (I) 報の Table 4 に記した MSCR(Uq) がやや似ているが、Pu スタートであるし、4 年ごとのパッチ処理で ^{233}U を余らせている。また転換比も十分でない。

** 93% HEU の形で。

Fig. 6 Fuel cycle quantities with no installation of LWR (U) after 1995
 (Capacity of FBR are expanded as much as the quantity of Pu allows and the balance is filled with HTGR (Re).)

と、これは炉寿命中に 796t/GWe の NU を需要することになる。そこで Table 4 にある HTGR (Re) の累計建設量 437 GWe ないし 232 GWe をそっくり MSCR (Re) で肩代りするとすれば、NU の累計需要量は 34.8 万 t ないし 18.5 万 t となる。これに FBR 導入以前に前期転換炉として建設されている LWR の需要する分*を加えると、NU 全累計需要量は 60.8 万 t ないし 59.7 万 t となり、FBR 導入年が違ってても比較的確った結果となる。これを Table 4 に併記した。この値は特別良いという値ではないが**、FBR 1996 年導入の場合には LWR→FBR 単純系よりも相当良く、MSBR を導入する場合と同程度になる。計算コードを使用していないので SWU の各年量の詳細はわからないが、MSCR (Re) は LWR の容量ピークを避けて入っているし、NU 量から考えても累計 SWU 量がとくに大きいということはない。以上から考えると、需給ギャップが小さい場合には転換比 0.9 程度以上の高転換炉ならば転換炉だけで埋めることも可能ということになる。

Ⅶ. トリウム需要量の検討

これまで NU の需要量を相当問題にして来たが、Th 需要量については述べなかったので簡単な考察を試み

よう。Th は再処理で回収されたものが再使用できるか否かによって需要量が大幅に変わってくる。例えば HTGR (EU) の場合、初装荷の 33.9t/GWe に炉寿命中のフィードを加えると合計は 178.7t/GWe になるが、回収燃料中の Th 量合計 167.9t/GWe を差し引けば正味消費量は 10.8t/GWe にすぎない。HTGR (Re) もほぼ同じ値である。MSCR の場合は途中段階でのフィード量が明確でないが、初装荷分がほとんどで、4 年ごとに入れかえて 20 年間に合計 189t/GWe と推算され、回収量を差し引くと 11.5t/GWe とみられる。MSBR もフィード量が明確でないが、初装荷と合して 78t/GWe、廃止炉心からの回収量を差し引くと 9.9t/GWe と考えられる。ただし、MSBR の場合連続再処理に際しては Th は全量炉心に戻すと考えている。

以上から考えると、回収量を考えない場合で 24~96 GWe の範囲で考えた転換炉の需要分が 0.5~1.8 万 t くらいであり、MSBR は Fig. 5 の例くらい入って 2050 年まで累計しても 771 GWe であるから、6.0 万 t の Th 量ですむ計算である。したがって、合計量*は

* 3,096 t NU/GWe.

** 廃止炉心から回収される ^{233}U を有効に利用すればさらに減らせるはずである。

** いずれも 2050 年までの累計量

Fig. 3 くらいのシェアで2.4万t, Fig. 5の場合で7.3万tくらいである。回収量を差し引いて考えると、それぞれ僅かに0.24万t, 0.84万tにすぎなくなる。

Ⅱ. 結 論

以上により、次のことが結論される。

- (1) 高濃縮ウラン使用の溶融塩転換炉から溶融塩増殖炉に引き継ぐ系(MSCR(EU)→MSBR系)を投入すると天然ウラン節約効果が大きく、とくに早く入れるほど著しいが、分離作業量の面からは他炉によるピークを避けて入れるべきであろう。
- (2) 軽水炉→高速炉単純系でPu不足により中期的に生ずる需給ギャップを上記のMSCR(EU)→MSBR系、または高温ガス冷却炉HTGR(EU)→MSBR系で埋めるのは効果があり、軽水炉を再設する通常のケースに比べて、天然ウラン20万t程度を節約でき、分離作業量も累計量では節約になる。
- (3) 高温ガス冷却炉HTGRは高転換炉としてとくに設計されたものでない限り、多量に入る場合はリサイクル方式で運転せず、 ^{233}U 生産炉として溶融塩増殖炉MSBRにつなぐ方式を考慮すべきであろう。この方式をとればやがて ^{233}U の余剰を生じて多目的高温ガス炉の投入も容易になるので、両炉型の共栄策として効果が上がる。

(4) 転換炉は転換比が0.9程度以上になれば、増殖炉を伴わぬ形で多量に入っても長期サイクルを乱すことはなく、高転換の ^{233}U リサイクル型の溶融塩転換炉MSCR(Re)にはそうした可能性が考えられても良い。

(5) トリウムの累計需要量は多くの場合数万t程度にすぎず、再処理後再使用できるならさらに少なくすむ。

(6) 溶融塩炉系は概してその導入がわりに遅くても物量節約効果が相当大きいので、たとえ高速炉より遅れてもなお戦略上考慮されてよい。なお、導入実現時期に応じて燃料サイクルを選ぶべきであろう。

総じていえることは、Th- ^{233}U 系はU-Pu系に比べて、転換炉の分裂物質生産性の高いこと、増殖炉の分裂性インベントリーの小さいこと、再処理時間遅れの少ないことが特長となって、軽水炉→高速炉系に十分に對抗できるので、後者がすでに戦略に組み込まれている今日においても、今後両者共存の二重増殖系をとるよう考えることが望ましいといえよう。

— 参 考 文 献 —

- (1) 古橋 晃: 本誌, 18(10), 655~663 (1976).
- (2) 同上: 同上, 16(11), 582~590 (1974).
- (3) 同上: 同上, 16(12), 632~639 (1974).
- (4) ORNL-4676 の p. 43, -4728 の p. 21, -4782 の p. 24 など参照.

第14回 理工学における同位元素研究発表会

共催 日本アイソトープ協会、本会、ほか

会 期 1977年6月29日(水)~7月1日(金)
会 場 国立教育会館(東京都千代田区霞が関3-2-3)

論文募集要領

- (1) 内 容 それぞれの研究分野において、その専門的成果を得るに至った同位元素および放射線の利用の技術に重点をおいた論文と、同位元素、放射線の利用の基礎となる研究論文。研究の内容には、少なくとも一部に未発表の部分が含まれていることを必要とする。
- (2) 発表申込区分 プログラム編成の便宜上、次のように申込区分を設ける。
 - ① 同位元素および放射線の基礎的データ
 - ② 放射線照射のための線源および装置
 - ③ 製造、分離、標識化 (安定同位元素を含む)
 - ④ 測定法および測定器 (同上)
 - ⑤ 放射線利用機器 (ラジオグラフィ、エネルギーの利用、発光塗料なども含む)

- ⑥ 放射線照射効果
- ⑦ トレーサ利用 (安定同位元素も含む)
- ⑧ 分 析 (同上)
- ⑨ 安全取扱い (健康管理、廃棄物処理、汚染除去も含む)
- ⑩ 地球科学、宇宙科学および環境科学など (安定同位元素も含む)
- ⑪ その他

(3) 発表時間 1件の発表15分以内の予定

発表者の資格 本会ほか共催学協会の会員

発表申込 所定申込書(1件1通)で下記宛へ。

申込締切 1977年2月28日(月)必着

講演要旨 「講演要旨集」を発行。発表申込みがあり次第、所定の原稿用紙(1,400字程度)を送る。

原稿締切 1977年4月15日(金)必着

申 込 先 (〒113) 東京都文京区本駒込2-28-45

日本アイソトープ協会内 (Tel. 03-946-7111)

「理工学における同位元素研究発表会」運営委員会