研究論文

917. 小型熔融塩発電炉の核的特性

三田地 紘史*, 古川 和男**,
南 多 善**, 加藤 義夫**

(1989年 2月2日 受理)

*Nuclear and Burn-Up Characteristics of
Small Molten-Salt Power Reactor*

By Kohshi MITACHI, Kazuo FURUKAWA,
Kazuyoshi MINAMI and Yoshio KATO

A preliminary design study is performed for small molten-salt power reactors fueled with ^{233}U . Nuclear characteristics of the reactor are analyzed by using two-dimensional diffusion and burn-up calculation code "CITATION" together with 9 group reactor constants. Two semi-optimized reactors (initial cores) are found out after performing the design studies of 57 reactor-cores which are different from each other in the fuel salt composition, the graphite volume ratio, the geometry and size etc.. Burn-up characteristics are examined on the semi-optimized reactors for 1,000 days after beginning the reactor operation. It is found that the fuel conversion ratios of the reactors range of 0.98~1.00 without any continuous chemical processing except the fission gas removal. The reactor can be operated for about 25 years without any exchange of the core graphite, owing to the low neutron flux density. These results support that the small molten-salt power reactor has several advantages in the aspects of operation and maintenance, safety, nuclear proliferation resistance, energy resource problems etc..

KEYWORDS: molten salts, chemical compositions, molten salt fueled reactors, reactor core, configuration, nuclear characteristics, burn-up, criticality, uranium 233, thorium, neutronic calculation

I. 序 論

Th(トリウム)資源を合理的に利用できる原子炉の1つとして、Th-U(トリウム-ウラン)サイクルを用いる熔融塩炉がある。この炉は一般に、①炉心構造が極めて単純であり、②燃料集合体の製造、解体および運転中の燃料集合体の配置交換作業が不要である。このために炉の建設費および運転保守費は低くなり、出力容量が小さくとも高い経済性を維持できると予想される。また、③炉内にあるのは燃料塩と黒鉛のみであり、常圧系で空気や水と激しい反応を起すことはない。④炉の過剰反応度が小さく、自己制御性も高く、⑤たとえ事故時でも炉心熔融あるいは再臨界の危険は

ない、など安全性の観点からも本質的に優れた長所を持っている。さらに Th-U サイクルを採用することから、⑥長寿命の超ウラン核廃棄物(Pu, Am, Cm)をほとんど生産せず、⑦核分裂性物質は実効的に強い γ 線を出すので監視が容易であり、謀略用ないし兵器用としては不向きであるなど、環境汚染および核拡散防止

* 豊橋技術科学大学 エネルギー工学科 (Dept. of Energy Eng., Toyohashi Univ. of Technol.)

** 東海大学 開発技術研究所 (Inst. of Res. & Development, Tokai Univ.)

** 富士通科学技術システム開発部 (Dept. of Sci. System Development, Fujitsu Ltd.)

** 日本原子力研究所燃料・材料工学部 (Dept. of Fuels & Mater. Res., Japan At. Energy Res. Inst.)

の点でも優れている。

このような熔融塩炉については、過去に米国の Oak Ridge 研究所 (ORNL) や Ebasco 社を中心として、1,000 MWe 級の増殖発電炉 (MSBR) の設計研究が行われた⁽³⁾⁻⁽⁵⁾。しかし米国の増殖炉開発政策の変更と、それに続く在来技術 (軽水炉) 重視および核融合炉開発優先の風潮により、1976 年以降この炉型はあまり顧みられぬ状態となった。

しかしながら、来世紀の電力生産、供給の立場から見ると、①大規模発電炉のための用地の確保難、②長距離化する配電設備の負担増、③季節的な負荷変動への対応、④僻地や開発途上国向けの単純な設備の必要性などの点より、中小規模で経済性の高い発電炉への要請が強い、さらに、⑤核燃料増殖作業は公共施設の発電所から分離すべきであり、それにより小型かつ単純な炉型が期待できる。⑥U に比べて埋蔵量の世界的に豊富かつ普遍的な Th 資源の有効利用は、1 次エネルギー源の多様化の観点からも重要である。

このような種々の事情を考慮して、著者らは Th-U サイクルを用いる小型熔融塩発電炉について、過去 4 年間にわたり Th 利用体系内での位置づけ等を中心に検討を進め、その成果を速報してきた⁽⁶⁾⁻⁽⁸⁾。これらの速報をまとめ、またその後の追加核計算結果も合わせて、本報では小型炉の核設計および核特性の概要を報告する。また次報ではこれに基づいて炉内熱設計に関する検討結果を報告する予定である。

II. 設計の基本方針

小型熔融塩発電炉の設計研究を進めるにあたり、以下の基本方針を定める。

1. 炉出力

熱出力 350 MW_{th} の小型炉を考える。水蒸気発電系の熱効率を 43~46% とすれば、電気出力は約 150~160 MWe となる。

2. 炉心構成

黒鉛減速、一流体多領域炉心の熱中性子炉とする。炉内の黒鉛減速材の体積率分布を変化させることにより、中性子束分布の平坦化および核燃料転換比の向上を図る。

3. 燃料塩の組成

初装荷の燃料塩は、熔融塩増殖炉 MSBR における燃料塩を参考として⁽⁹⁾、基本的に次に示す 4 成分系とする。

ここで、 ${}^{233}\text{UF}_4$ の濃度 x は約 0.2~0.4 mol%， ThF_4 の濃度 y は約 12~16 mol% である。 BeF_2 の濃度は 16 mol% とする。これは、この組成付近で燃料塩の粘性が最低となるためでもある。残りを ${}^7\text{LiF}$ とし、 ${}^7\text{Li}$ の濃縮度は 99.99% 程度とする。これは ${}^6\text{Li}$ からのトリチウム発生量を極力減少させ、 ${}^7\text{Li}$ からの発生量と同程度にするためである。

4. 黒鉛非交換方式

炉心内の最大中性子束を低く抑える。これにより減速材や反射体などの黒鉛構造体を交換せずに、炉寿命が来るまで継続運転できるようにし、炉構造・運転・保守の単純化、建設費を含むコストの低減化を図る。

MSBR の設計基準に従えば⁽²⁾、黒鉛の耐照射限界は 50 keV 以上の高速中性子に対して 3×10^{22} nvt である。本研究でもこの設計基準を参考として、32 keV 以上の高速中性子に対して耐照射限界を評価する。炉の負荷率を 50% (負荷追従方式運転) とし*、炉寿命を 25 年とするためには、最大中性子束は 8.4×10^{13} n/cm²・s 以下でなければならない。

5. 炉容器材料

炉容器は、すでに燃料塩との材料共存性が確認されている Modified Hastelloy N で製作する。MSBR の設計基準に従い⁽²⁾ 上記と同様にして、Modified Hastelloy N に対する中性子束の最大許容値 (650℃ 以下) を求めると、熱中性子 (0.18 eV 以下) に対しては 1.2×10^{18} n/cm²・s、高速中性子 (0.8 MeV 以上) に対しては 2.3×10^{11} n/cm²・s となる。

6. 連続化学処理の廃止

核分裂生成ガス (fission gas, Xe と Kr) は中性子吸収断面積が大きい。しかし、燃料塩への溶解度が充分低いので、その大部分を燃料塩より連続的に除去する。他の核分裂生成物の大部分は燃料塩中に残留させるが、ORNL の提案⁽⁴⁾に従って、生成トリチウムは 2 次冷却系に移行させて処理する⁽⁹⁾。燃料塩中に含有される核分裂生成物がある限界 (中性子吸収および化学的不適合から決まる) を越したならば、バッチ的に化学処理することとする (5~10 年に 1 回の割合)。なお MSBR など提案された連続化学処理は⁽⁹⁾、今後開発されるべき事項が多く、その上、たとえ開発されたとしても小型熔融塩発電炉の場合には、運転保守の煩雑さおよび経済的理由から、不適当と思われるので採用しない。これは核物質管理上からも好ましい。

* 比較的独立した小規模の community 用電源を想定しており、負荷追従性も良いので、大きい負荷変動にも対応させることを期待している。

Ⅲ. 初期臨界特性

1. 炉心構造と計算モデル

核特性のシミュレーション計算に用いた計算モデルをFig. 1に示す。炉形状の対称性より、中性子束分布および熱発生率分布を対称と仮定して、炉の上下対称面より上半分の領域の計算を行なった。

Fig. 1 Reactor model adopted in neutronic calculation

炉心部は、炉心Ⅰ、炉心Ⅱ、ブランケットの3領域構成とする。図中には示していないが、炉心部は多数の六角柱形状(対辺距離約32cm,長さ約2m)の黒鉛減速材を密に詰めた構造を想定しており、燃料塩は黒鉛減速材中および間に設けた小さな流路を通り、核分裂反応を起こしながら流れる。炉心部は厚い黒鉛反射体で囲み、厚さ約5cmのModified Hastelloy N製の炉容器中に収納する。

2. 計算の方法

2次元・拡散・燃焼核計算コードCITATIONを使用してシミュレーション計算を行い、炉の初期臨界特性を求めた。炉内(反射体を含む)は、半径方向に35分割し、炉の上半分を軸方向に30分割して計算した。中性子束は、Table 1に示すように、エネルギーレベルにより9群に分けており、各群の定数はEngelらの⁴⁾値を使用した。これは1970年頃行われたMSBRの概念設計用に、ENDF/B-IIの断面積データを用いて、ORNLで整備されたものである。本計算では燃料塩および黒鉛の核定数は炉内平均温度(約630℃)の値を使用しており、核熱カップリングの効果は省略した。計算に際しては炉特性を支配する因子、すなわち燃料塩中の²³⁵UF₄濃度、ThF₄濃度、炉心直径、炉心高さ、ブランケット厚さ、反射体厚さ、炉心およびブランケットの黒鉛体積率を変化させた。これらのパラメータの組合せの中で核特性が最良なもの、すなわち、①炉内黒鉛減速

材および炉容器材料の照射損傷が許容範囲内で、②核燃料転換比が1.00に近く、③²³⁵Uの保有量の低いもの、を試行錯誤的に求めた。

Table 1 Group structure of 9 group reactor constants

Group	Energy region
1	~ 820 keV
2	820 keV ~ 32 keV
3	32 keV ~ 1.2 keV
4	1.2 keV ~ 48 eV
5	48 eV ~ 1.8 eV
6	1.8 eV ~ 0.77 eV
7	0.77 eV ~ 0.18 eV
8	0.18 eV ~ 0.06 eV
9	0.06 eV ~ 0.0047 eV

本研究で計算した57ケースの中で、代表的なものをTable 2に示す。この中で核特性の特に良好なものは、ケース42'(FUJI-I)およびケース51(FUJI-II)に示すパラメータの組合せである。計算費用の制約から十分に細かくパラメータを変えていないので、最適値とは考えていない。しかしながら、このパラメータの組合せを採用しても、かなり高性能の溶融塩炉が期待できる。以下にまず、ケース42'の設計値を中心として炉心の核特性について述べる。

3. 炉心寸法

最大中性子束を黒鉛の最大許容値以下とするためには、炉心体積を大きくして出力密度を低下させ、また炉心の中性子束分布をできるだけ平坦とすることが有効である。数ケースの試行計算結果を比較し、また高密度の等方性黒鉛で、気孔径が1μm以下の黒鉛材料(長尺品)の製造技術の現状を勘案して、Table 2に示すように、ブランケットを含む炉心直径(2r_B)を4.0m、高さ(2t_B)を2.6mとした。なお、上記の炉心寸法の付近では、炉心高さを大きくして炉容積を20%増加させるよりも、炉心直径を大きくして炉容積を10%増加させる方(扁平炉心)が、最大中性子束を低下させ、初期炉心における反応度 β_{eff} および核燃料転換比CR⁰を上昇させる点で有利であった。

4. ブランケットおよび反射体の厚さ

Fig. 1に示すように、ブランケットは炉心Ⅰと炉心Ⅱの外側に、半径方向および軸方向に設ける。ブランケットは厚いほど初期転換比CR⁰が向上する。しかし、この場合には炉内の核燃料保有量を急激に増大させる難点がある。種々の試行計算結果より、ブランケットの厚さは30cmとした。

Table 2 Influence of core parameters on nuclear characteristics of reactor

No.	$r_1 \ r_{11} \ r_b \ r_p \ r_R$ (m)					$t_1 \ t_b \ t_p \ t_R$ (n)				$x \ y$ (mol%)		$G_1 \ G_{11} \ G_B$ (vol%)			k_{eff}^0	CR^0	Peak Power (kW/l)	$\phi_{max}^{>32keV}$ $\times 10^{13}$	Radial Wall $\phi_{max}^{<18eV} >.8MeV$ $\times 10^{12} \times 10^{11}$		Axial Wall $\phi_{max}^{<18eV} >.8MeV$ $\times 10^{12} \times 10^{11}$	
0	-	1.7	2.0	-	2.5	1.0	-	-	2.0	0.3 12	93 93 70	1.19	0.66	22.6	10.7	6.1	1.9	8.2	2.0			
10	0.6	1.6	1.9	1.92	2.62	1.0	1.2	1.22	2.22	0.25 12	93 93 75	1.14	0.75	18.9	8.0	8.4	1.8	5.0	1.1			
12	"	"	"	"	"	"	"	"	"	"	" 65	1.12	0.78	23.1	9.0	7.4	1.7	4.8	1.1			
13	"	"	"	"	"	"	"	"	"	"	80 90 75	1.14	0.78	18.2	9.1	7.3	1.6	5.2	1.1			
15	"	"	"	"	"	"	"	"	"	"	" 65	1.12	0.82	20.0	10.1	5.6	1.3	8.1	1.8			
16	"	"	"	"	"	"	"	"	"	"	" 93 75	1.14	0.75	19.4	9.6	8.1	1.8	5.4	1.2			
18	"	"	"	"	"	"	"	"	"	"	" 65	1.13	0.80	21.8	11.0	7.1	1.6	4.9	1.1			
19	"	"	"	"	"	"	"	"	"	0.23 12	93 90 65	1.09	0.87	19.0	9.0	6.9	1.5	5.1	1.1			
21	"	"	"	"	"	"	"	"	"	0.3	" 93	1.21	0.68	19.3	9.0	6.2	1.6	4.2	1.0			
22	"	"	"	"	"	"	"	"	"	" 14	"	1.14	0.79	19.2	9.6	6.7	1.7	4.6	1.1			
26	"	"	"	"	"	"	"	"	"	" 16	"	1.07	0.87	17.2	9.2	8.4	1.8	5.5	1.1			
27	"	"	"	"	"	"	"	"	"	0.35 18	"	1.09	0.85	18.2	9.6	7.9	1.8	5.1	1.1			
28	"	"	"	"	"	1.2	1.4	1.42	2.42	0.23 12	" 90	1.09	0.86	15.3	8.0	5.4	1.1	7.1	1.5			
34	0.7	1.7	2.0	2.02	2.72	1.0	1.2	1.22	2.22	"	"	"	1.09	0.87	15.5	8.0	6.2	1.3	4.7	1.0		
35	"	"	"	"	"	"	"	"	"	"	88	"	1.10	0.85	15.0	7.7	6.6	1.4	4.5	0.9		
38	"	"	2.05	2.07	2.77	"	"	"	"	"	65	"	1.09	0.87	15.2	8.0	5.6	1.2	4.5	0.9		
39	"	"	"	"	"	"	"	"	"	"	88	"	1.10	0.86	14.6	7.5	5.9	1.3	4.5	0.9		
42	0.7	1.7	2.0	2.02	2.7	1.0	1.3	1.32	2.0	0.23 12	93 90 68	1.09	0.87	14.7	7.7	6.5	1.4	4.4	1.0			
51	"	"	2.05	2.07	2.75	"	1.35	1.37	2.05	0.207	" 65	"	1.003	1.044	17.5	8.2	2.8	0.65	5.7	1.3		
42'	"	"	2.0	2.02	2.7	"	1.3	1.32	2.0	0.205	"	68	1.006	1.023	21.4	8.8	3.5	0.72	5.9	1.4		
42''	"	"	"	"	2.65	"	"	"	"	"	"	"	"	"	"	"	6.3	1.3	"	"		
51'	"	"	"	"	2.7	"	"	"	"	0.207	" 65	"	1.003	1.044	17.5	8.2	5.2	1.1	5.7	1.3		

Case No. 42' = FUJI-I, Case No. 51 = FUJI-II

反射体の厚さは、外側の金属容器(Modified Hastelloy N)の中性子に対する耐照射限界を考慮して決める。本研究ではケース42'に基づき一応68cmとして計算を進めている。しかし、耐照射限界(熱中性子で $1.2 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 、高速中性子で $2.3 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$)にはまだ余裕があるので、ケース42'あるいはケース51'のように、反射体はもう少し薄くできるようである。なお、容器壁の温度を650℃以下に保つために、炉入口の低温の燃料塩を少しバイパスさせて冷却することとする。

5. 黒鉛体積率

一般に炉内の黒鉛体積率を大きくすると、初期反応度 k_{eff}^0 が上昇して核燃料保有量が減少するが、その反面、初期転換比 CR^0 は低下する。このため炉設計に際しては、炉内の各領域ごとに黒鉛体積率をバランス良く選び、炉全体の特性を高めることが重要である。本研究でも種々の黒鉛体積率の組合せについて試行計算を行なった。ただし、燃料塩による熱除去に支障があってはならない。このことに関しては次の熱設計の報告で論ずる予定である。

計算結果を検討して、炉心Iの黒鉛体積率 G_1 は、燃料塩による熱除去を考慮しつつ93%とした。 G_1 を90%とすると CR^0 が1%ほど上昇する利点があるが、最大中性子束も大きく上昇してしまい、炉寿命が短縮する。炉心IIの黒鉛体積率 G_1 は90%とした。 G_1 を93%とすると、 CR^0 が2%ほど低下し好ましくない。ブランケットの黒鉛体積率 G_B は68%とした。 G_B を小さくするとThが増加するので CR^0 が大幅に改善される。しか

し同時に、炉内の ^{233}U 保有量も増加するので、 G_B はあまり小さくできないため、反射体の黒鉛体積率 G_R は99%とした。

6. $^{233}\text{UF}_4$ の濃度およびThF₄の濃度

$^{233}\text{UF}_4$ の濃度 x は低い方が望ましい。 x を0.30%まで大きくすると、最大中性子束が 9.2×10^{13} まで上昇する。しかも炉の初期 k_{eff}^0 および CR^0 はほとんど改善されない。したがって、むしろ x を低く選ぶ方が、① ^{233}U の初装荷量が少ないので調達し易く、また将来において、②加速器溶融塩増殖炉などと組み合わせて運転する場合に、ターゲット塩を濃縮せずに利用できる利点がある⁽⁶⁾⁻⁽⁸⁾。 $^{233}\text{UF}_4$ の濃度 x はケース42'では0.205%、ケース51では0.207%と低くでき、予期以上の低装荷量となった。

ThF₄の濃度 y は CR^0 に密接に関連している。 CR^0 を高くするためには y を大きくすれば良い。しかし y を増大させると、炉を臨界にするために x も増やさねばならない。 y を変えた計算結果を比較検討して最終的に y は12%とした。

7. 初期炉心の中性子束分布

Fig. 2に、運転初期の炉心の中性子束分布を示す(ケース42')。図中の実線は炉中心を通る水平面内の中性子束分布である。破線は炉中心より軸方向に0.5mずれた位置の水平面内の、また点線は軸方向ブランケット内の中性子分布である。本設計では炉心容積を大きくして出力密度を低く(約10 kW_{th}/l)設定しているため、炉心部の中性子束は低い。また炉心を、炉心I、炉心II、ブランケットの3領域構成としたため中

Fig. 2 Neutron flux distributions in initial reactor condition (Case 42')

中性子束は炉内全域にわたりかなり平坦に分布している。

8. 初期反応度および初期核燃料転換比

炉の反応度は燃焼の進行に伴って低下が見込まれるゆえ、運転初期にはある程度の余剰が必要である。しかし液体核燃料を用いることから、軽水炉等に比べて炉の過剰反応度はかなり低く設定できる。ケース42'の設計値を採用することとすれば、小型熔融塩炉の k_{eff} は約1.006となり、 CR^0 は約1.023となる。またケース51を採用すれば $k_{eff}=1.003$ および $CR^0=1.044$ となる。MSBR⁽¹⁾⁻⁽³⁾に比べて、全体的に中性子の減速を強めたためスペクトルが軟化し、Thからの ^{233}U 生成反応が促進されて、より高転換比の小型炉が得られた。

IV. 燃焼特性

炉を運転し続けると燃料塩中に含まれる ^{233}U およびThが消費され、一方、核分裂生成物の蓄積が進み、炉の反応度 k_{eff} は次第に低下する。このため炉内の燃料塩に対して定期的に ^{233}U およびThを追加補給しなければならない。核計算コードCITATIONを用い、前項の炉設計条件(ケース42')に対して、Table 3のサイクルで ^{233}U およびThを追加するものとして燃焼計算を進めた。なお、前述のように核分裂生成ガスのみ

は99%連続除去し、その他の液相および固相の核分裂生成物は全量が燃料塩中に保有されるものと仮定した。全出力運転を仮定した計算結果は下記の通りである。優れた炉特性の得られることが明らかになった。

1. 中性子束分布

Fig. 3は、炉運転開始後1,000日における炉内の中性子束分布である。図中の実線、破線、点線はFig. 2の場合と同様であり、それぞれ炉中心の水平面内、炉中心より0.5 mずれた位置の水平面内、および軸方向ブランケット内の中性子束分布である。Fig. 2と比較すればわかるように、熱中性子束分布も高速中性子束分布も共に、燃焼が進行してもそれほど変化しない。ケース42'の場合には、炉内の最大中性子束 ϕ_{max} (32 keV以上)は $8.8 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ であり、また炉容器壁の最大中性子束は、熱中性子 ϕ_{th} (0.18 eV以下)が $5.9 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 、高速中性子 ϕ_f (0.8 MeV以上)が $1.4 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ となった。このままでは炉寿命は計画値よりも約1年短いものとなる。しかしながらケース51の場合には、 $\phi_{max}=8.2 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 、 $\phi_{th}=5.7 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 、 $\phi_f=1.3 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ となった。これらの値は黒鉛およびModified Hastelloy Nに対する設計基準を満足しており、黒鉛減速材を交換せずに負荷率50%で約25年間にわたり炉運転を継続できることを示している。

2. 核燃料転換比

Fig. 4に示すように、炉運転の初期には、 CR は1.02となった。 CR は約120日後まで少しずつ低下するが、その後は急速に安定して、 $CR=0.98$ という優れた値が得られた。ブランケットを5 cm厚くしたケース51ではすでに CR^0 が1.00を越しており、これらの結果は、炉心設計の最適化により理想的な $CR=1.00$ (外部より

Table 3 Intervals of fuel charge

Period	Charge cycle
0~ 40 d	2 d/cycle
40~ 200 d	8 d/cycle
200~1,000 d	20 d/cycle

(a) Fast neutron flux distribution

(b) Thermal neutron flux distribution

Fig. 3 Neutron flux distributions in reactor after operation for 1,000 d (Case 42')

核燃料の補給なしに炉を運転できる)を実現できることを示唆している。

Fig. 4 Burn-up behavior of reactor (Case 42')

3. ^{233}U および Th の追加補給量

Fig. 4 に示すように、ケース42'の場合、 ^{233}U の追加補給は最初 1 kg/d 程度必要であるが、時間経過と共に急速に減少してゆき、200日後には約 30 g/d となる。炉の運転開始後 400 日程度で約 16 g/d まで減少しほぼ定常状態に達するが、この補給量は ^{233}U の炉内総保有量 322 kg の 0.005% 以下である。ケース51の場合には、 ^{233}U の補給は全く不要である。

Th の補給量は炉運転の初期からはほぼ一定であり、約 400 g/d である。この値の炉内の Th 総保有量 17.7 t の約 0.0023% である。

定常状態に達した後の ^{233}U の追加補給量は、ケース42'で考えると負荷率50%で約 2.9 kg/yr である。この程度の少量の核燃料では、たとえ輸送中に 1 回盗難に

会ったとしても、原子爆弾を作ることはできないであろう。これを 1 年当り数回に分割して輸送することもできる。

4. ^{233}Pa および U の保有量

Fig. 5 に示すように、 ^{233}Pa の保有量は、炉の運転開始後約 180 日ではほぼ平衡に達し約 22 kg である。 ^{234}U 、 ^{235}U なども急速に増加するが、数年後にはほぼ平衡値に達する。

Fig. 5 Inventory of ^{233}Pa and U isotopes (Case 42')

5. 核分裂生成物の保有量

核分裂生成ガスは99%連続除去し、その他の核分裂生成物はすべて燃料塩中に留まると想定して計算した。Fig. 6 に示すように、炉内に保有される核分裂生成物は20日で定常に達し、 ^{135}Xe 換算値で 22 mg となる。代表的な核分裂生成物である ^{140}Sm 、 ^{151}Sm はそれぞれ100日後に 13 g および500日後に 240 g となった。

6. 炉出力の制御

炉出力の制御方法を検討するために、炉中心軸を中心とした半径 20 および 30 cm の円柱領域内の黒鉛減速

Fig. 6 Inventory of fission products (Case 42')

材を取り除き、燃料塩で満たした炉心の核特性を求めた。これはちょうどFig. 7に示すように、大きな制御棒(上下可動の黒鉛減速材の集合体)を炉より完全に引き抜いた場合に相当する。結果は図中に示す通りである。0.91~1.57%の反応度変化を引き起こすことがわかる。MSBRの設計例から類推して⁽¹⁾⁻⁽³⁾、小型溶融塩炉では0.1~0.2%の過剰反応度で十分に炉運転の制御が可能と思われるので、実効半径7~10cmの制御棒(黒鉛減速材の集合体)の引抜きで十分であろう。

Fig. 7 Reactor model adopted in calculation of reactivity changes by control-rod

7. 反応度の温度係数

初期炉心および運転開始後1,000日の炉心について燃料塩温度を変化させ、下記のように温度係数を求めた。

$$(\Delta k_{eff}/\Delta T)_{initial} = (1.0043 - 1.0060)/(1,000\text{K} - 900\text{K})$$

$$= -1.7 \times 10^{-5}/\text{K}$$

$$(\Delta k_{eff}/\Delta T)_{after 1000\text{days operation}}$$

$$= (1.0017 - 1.0030)/(1,000\text{K} - 900\text{K})$$

$$= -1.3 \times 10^{-5}/\text{K}$$

この炉は過剰反応度が充分低く抑えられている上に、上記のように、大きな負の温度係数を持っているので、炉温度が上昇しても核的暴走を引き起こすことは考えられない。さらに燃料塩および黒鉛はいずれも熱容量が大きいので、炉負荷が急変化しても急速な制御棒操作は不要である。

Table 4 Several important parameters and performances of reactor (Case 42')

Thermal capacity	350 MWth
Net electric generation	150 MWe
Thermal efficiency	43%
Reactor vessel	
Inner diameter	5.4 m
Height	4.0 m
Core-zone I	
Maximum radius	0.7 m
Graphite fraction	93 %
Core-zone II	
Maximum radius	1.7 m
Graphite fraction	90 %
Blanket-zone	
Thickness	0.30 m
Graphite fraction	68 %
Reflector	
Thickness	0.68 m
Graphite fraction	99 %
Power density	
Average	10.4 kWth/l
Peak	21.4 kWth/l
Maximum neutron flux	
Thermal	$1.9 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$
Graphite damage (>32 keV)	$8.8 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$
Metal damage (>0.18 eV)	$5.9 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$
Fuel salt	
²³³ UF ₄ concentration (1,000 d)	0.217 mol%
ThF ₄ concentration	12.0 mol%
Volume in reactor vessel	8.1 m ³
Volume in primary system (sum)	12.1 m ³
Flow rate	33.2 m ³ /min
Inlet temperature	560°C
Outlet temperature	700°C
Fuel conversion ratio (1,000 d)	0.98
Inventory	
²³³ U(initial)	304 kg
²³³ U(final)	322 kg
²³² Th	17.7 t
Graphite	158.3 t

8. 環境汚染防止および核拡散防止

発電に際して高温で使えて高熱効率となるので、小型熔融塩発電炉の核分裂生成物の生産量は全体として、現在の軽水炉よりも、同一発電量に換算して約30%低減できる。特にPu, Am, Cm等の長寿命の核分裂生成物の発生量は、核燃料として ^{235}U を使用するので極めて少なく、多くても現在の軽水炉の $10^{-3}\sim 10^{-4}$ 程度と推算される。さらにもし超ウラン元素の消滅作業が必要な場合には、これらの核種をこの炉に少量ずつ添加すれば、発電を行いつつ自動的に消滅できる。

^{235}U は実効的に強い γ 線を出すので、監視が容易である。その上定常運転状態に達した後では、燃料塩の輸送量も輸送回数も極めて少ないことから、小型熔融塩発電炉の核盗難などに対する抵抗力は十分に大きい。

以上に述べた小型熔融塩発電炉の特性値の一部をまとめてTable 4に示した。

V. 結 論

安全性が高く、経済性の優れた小型炉を実現するために、Th-Uサイクルで運転される小型熔融塩発電炉の核特性を明らかにした。

本研究で取り上げた小型炉では運転保守を単純にするために、炉内黒鉛要素は炉寿命が来るまで交換せずに使用することとした。同じ理由から、MSBR等で計画された燃料塩連続再処理方式は採用しないこととした。それにもかかわらず、本小型炉では多領域炉心とすることにより、また全体的に中性子の減速を強めることにより、燃料転換比0.98以上を実現でき、現在の大型発電炉を上回る高性能となる見通しが得られた。

本小型炉では、液体燃料を用いることから過剰反応度はかなり低いレベルに設定できるが、さらに反応度の温度係数は -1.3×10^{-5} 以下と大きな負値となっている。これらより本小型炉が再臨界核暴走事故等に対

して安全性の高い炉となる可能性がある。

本研究を進めるに当たり、米国オークリッジ研究所 J.R. Engel 博士より“燃料塩の9群定数”を提供頂いた。また近畿大学 大沢孝明助教授より CITATION 使用に関連する種々の助言を頂いた。心より感謝の意を表します。

— 参考文献 —

- (1) ROBERTSON, R.C. (ed.): Conceptual design study of a single-fluid molten-salt breeder reactor, ORNL-4541, (1970).
- (2) Ebasco: 1,000 MWe MSBR conceptual design study, Final report-task I, TID-26156, (1972).
- (3) 原子力学会「熔融塩増殖炉」研究専門委編: “熔融塩増殖炉”, (改訂増補版), (1981).
- (4) ENGEL, J.R., GRIMES, W.R., BAUMAN, H.F., MCCOY, E.H., DEARING, J.F., RHOADES, W.A.: Conceptual design characteristics of a denatured molten-salt reactor with once-through fueling, ORNL/TM-7207, (1980).
- (5) 三田地 敏史, 古川和男, 相沢淳一, 大石 純, 中村規男: “150 MWe小型熔融塩発電炉の設計研究”, 熔融塩熱技術研究会60年度報告書, 114 (1986).
- (6) FURUKAWA, K., MINAMI, K., OOSAWA, T., OHTA, M., NAKAMURA, N., MITACHI, K., KATO, Y.: “Emerging Nuclear Energy Systems” (Ed., VEIARDE, G., et al.), 235 (1987), World Sci., Singapore.
- (7) FURUKAWA, K., MINAMI, K., MITACHI, K., KATO, Y.: Compact molten-salt fission power stations and their developmental program, Proc. Int. Symp. Molten Salt, Vol. 87-7, 896 (1987).
- (8) FURUKAWA, K., MITACHI, K., MINAMI, K., KATO, Y.: High safety and economical small molten-salt fission power stations and their developmental program, “Alternative Energy Sources III” (Ed., VEZIROGLU, T.N.), Vol. 2, 3 (1989) [Proc. 8th Miami Int. Conf. Alternative Energy Source, Florida (1987)].
- (9) MAYS, G.T., SMITH, A.N., ENGEL, J.R.: Distribution and behavior of tritium in the coolant-salt technology facility, ORNL/TM-5759, 186 (1977).

◇第9回空気清浄とコンタミネーション◇
コントロール研究大会

主 催 日本空気清浄協会, 協 賛 本会ほか21学協会

会 期 1990年5月8日(火), 9日(水)

会 場 日本大学会館大講堂, 他
(東京都千代田区九段南4-8-24)

一般講演(67件), 招待講演(1件)

参 加 費(予稿集代含む)

発表者 7,000円, 発表者外 12,000円

問合せ・申込先 (〒101) 東京都千代田区内神田1-2-14 巴家ビル
日本空気清浄協会 (03-233-1486, FAX 03-233-1750)
詳細プログラムは在本会事務局。

文部省学術用語集(増刷第5版)

原子力工学編

A5判, 282p (1978), 本会発行。

会員 1,575円(定価1,751円)・千300円

(消費税込み)

ご希望の方は学会事務局へ。