自給自足型溶融塩高速炉の特性

三田地 紘史^{1,*}

Performances of Molten-Salt Fast Reactor with Self-Sustainability

Koshi MITACHI^{1,*}¹86-5 Nishizawa, Takashi-cho, Toyohashi-shi, Aichi 441-8156, Japan

(Received January 11, 2017; accepted in revised form May 22, 2017; published online October 13, 2017)

A study is performed on a molten salt fast reactor (MSFR) of 1.5 GWe output. The reactor is started up by using transuranium elements reprocessed from spent fuel of a BWR. The fuel salt of the reactor is the mixed fluoride salt $\text{NaF-KF-UF}_4\text{-TRUF}_3$, which is reprocessed almost continuously by an oxide-precipitation process during the reactor operation. By performing calculations using the nuclear analysis code PIJ-BURN in SRAC2006 and the nuclear data file of JENDL-3.3, the following results are obtained. (1) The burn-up characteristics of the reactor are mainly determined by the uranium inventory (U_{inv}) in the reactor and the reprocessing cycle (L_{rep}), which is the time interval necessary to reprocess all the fuel salt in the primary loop. (2) A large U_{inv} and short L_{rep} enhance the breeding performance of the reactor. (3) The period necessary to keep the radioactive waste under control will be about 400 years in the case of L_{rep} longer than 400 efpd. (4) Power stations consisting of 20 MSFRs (total output of 30 GWe) can operate for 600 years by utilizing 14,000 t of uranium obtained from the spent fuel of LWRs in Japan.

KEYWORDS: molten-salt reactor, fast reactor, breeder reactor, fluoride salt, U-Pu fuel cycle, transuranium elements, burnup calculation, self-sustainability, SRAC, numerical analysis

I. 緒 言

2011年3月の福島第一原子力発電所の爆発事故以来、日本では多くの原子炉が運転停止に追い込まれている。本来なら原子力発電は、温暖化防止対策およびエネルギー資源の備蓄や多様化の有効手段として重用されるはずであったが、事故に伴う放射能汚染、長寿命核廃棄物処分の見通しの悪さ、保管プルトニウム(Pu)の増加、核テロリズム勃発などに対する漠然とした危惧により、現況では社会に受け入れられ難い状況にある。これ等の難問の多くを解決できる炉型の1つとして弗化物溶融塩高速炉がある。

従来提案されている代表的な弗化物塩を用いる溶融塩炉として、溶融塩増殖炉(MSBR)^{1,2)}、小型溶融塩転換炉(FUJI-II)^{3,4)}、自給自足型トリウム溶融塩炉(FUJI-U3)^{5,6)}、溶融塩高速増殖炉(MSFBR-U)⁷⁾が挙げられる。これ等はいずれも炉を起動する際に初装荷燃料として多量の兵器級ウラン(濃縮度が100%に近い²³³Uまたは²³⁵U)を必要と

する。日本では例え研究開発に成功しても利用には制約がある。我々としては軽水炉の使用に伴い発生するPu、すなわち、現在すでに国内に多量に蓄積し問題視され始めている軽水炉使用済燃料に含まれるPuを利用して溶融塩炉を起動する方が望ましい。

軽水炉使用済燃料から得られるPuを利用して起動する溶融塩炉として、Merle-Lucotteは LiF-ThF_4 溶媒塩に PuF_3 を溶解させた燃料塩を用いる溶融塩高速増殖炉(MSFBR-Pu)を提案し⁸⁾、またPonomarevは FLiNaK 溶媒塩に UF_4 と PuF_3 を溶解させた燃料塩を用いる溶融塩高速増殖炉を提案した⁹⁾。両者とも優れた増殖炉であるがリチウムの濃縮作業およびトリチウムの環境への漏えい防止対策などが必要になる。また、原子力の発電割合を20~22%とする我が国の方針を考えると、無理に炉の増殖比を上げ多量の核分裂性物質を生産する必要はない。

筆者らは燃料塩として超ウラン元素(TRU)を含む $\text{NaF-KF-UF}_4\text{-TRUF}_3$ 弗化物燃料塩を用いる溶融塩高速炉を取り上げ¹⁰⁾、燃料塩の特性および酸化物沈殿法の再処理プロセスを中心に検討してきた^{11,12)}。本研究ではこの燃料塩を用いる溶融塩高速炉の核的特性を中心に検討を行う。今ま

¹ No affiliation

* Corresponding author, E-mail: mitachi@re.commufa.jp

でと同様に再処理には酸化物沈殿法を適用する¹³⁾。炉を増殖比=1.0に近い条件で運転すれば、燃料を自身で賄う自給自足型の溶融塩炉となり、Puを増やさずに長期に渡り炉内に閉じ込め置くことができ、同時に軽水炉の使用済燃料中のウランを有効活用できる。日本に蓄積するPuの隔離およびエネルギー資源確保の上で大きな意味をもつ。

II. 炉の概要

1. 炉構造および1次系

本溶融塩炉の概略をFig. 1に示す。炉構造はMerle-Lucotteと同形であり⁸⁾、中央部が炉心で、直径3.08 m、高さ2.86 mあり、ここには燃料塩のみが入っている。炉心の外側を厚さ40 cmのステンレス鋼製の反射材で囲み、ハステロイ-N製の炉容器に収納する。炉心内の燃料塩体積は21.3 m³となる。

炉容器の外側に燃料塩循環ポンプと1次熱交換器を配置し、これ等全体を円筒形状の熱遮蔽容器の中に収める。1次系内の燃料塩体積は32 m³あり、この中の約2/3が炉心内にある。炉心の平均温度は950 Kとする。炉の熱出力は3.2 GWthであり、電気にすると出力1.5 GWeになる。炉の稼働率は0.89とする。

Fig. 1 Vertical section of the reactor. IHX is the intermediate heat exchanger

Table 1 Composition of nuclei in the trans uranium elements obtained from BWR spent fuel (burn-up of 45 GWD/t and 5 years storage)¹⁴⁾

Nucleus	[mol ratio]	Nucleus	[mol ratio]
²³⁸ Pu	0.0252	²⁴¹ Am	0.0318
²³⁹ Pu	0.4632	^{242m} Am	7.60E-05
²⁴⁰ Pu	0.2315	²⁴³ Am	0.0168
²⁴¹ Pu	0.0982	²⁴² Cm	9.98E-07
²⁴² Pu	0.0741	²⁴³ Cm	4.80E-05
²³⁷ Np	0.0525	²⁴⁴ Cm	6.09E-03
		²⁴⁵ Cm	5.46E-04
		²⁴⁶ Cm	7.17E-05

2. 燃料塩

廣瀬が提案する50.4NaF-21.6KF-28UF₄(数値はmol%, 融点490℃)の溶媒塩にウラン(U)と超ウラン元素(TRU=Pu+MA, MAはマイナーアクチニド)の弗化物(UF₄とTRUF₃)を溶解させた燃料塩を用いる¹¹⁾。ここで、初装荷および追加補給に用いるUは²³⁸Uとし、TRUは沸騰水型軽水炉(BWR)で45 GWD/tまで燃焼した後5年間冷却した使用済燃料より得られるTRUとする¹⁴⁾。このTRUの組成をTable 1に示す。

燃料塩の密度は次に示す廣瀬の実験整理式により算出する^{11,12)}。炉運転期間中の同位体組成変化が密度評価に大きく影響しないことを前提とする。

$$\rho = -0.0008X^2 + 0.1074X + (2.4164 - 0.0011T_c) \left[\frac{g}{cm^3} \right] \quad (1)$$

ここで、燃料塩中のUF₄の組成をUF₄(mol%), TRUF₃の組成をTRUF₃(mol%)とすればX≡UF₄+1.389×TRUF₃であり、T_c[℃]は燃料塩の温度である。

3. 再処理の概要

燃料塩の再処理方法として、酸化物沈殿法¹³⁾を用いる連続再処理に近い方法を想定する^{10,12)}。すなわち、燃料塩を1次系より連続的に少量ずつ引抜きUとTRUを回収し、同時に1次系に少量ずつ同じ体積だけ新燃料塩を補給する。回収されたUとTRUは補給する新燃料塩の一部として使用する。連続的に再処理しながら全出力運転する溶融塩炉に於いて、1次系の全体積(Vol[m³])に相当する燃料塩を1次系より引抜く(再処理する)のに要する期間(日数)を再処理周期(Lrep)とし、その単位をefpd(effective full power day)で表す。再処理設備は小容量であるので炉の近くに配置するものとする。

III. 計算の方法

1. 核特性の解析方法

核解析コードSRAC-2006のPIJ解析により炉心の実効増倍係数を求める¹⁵⁾。核データはJENDL-3.3である。PIJ解析では、炉心内で燃料塩組成が均一と仮定し、半径10 cmの無限円柱を半径方向に10分割したセルを用いることとし、また、炉心外への中性子の漏えいを考慮するために炉心のバックリングを使用する。

炉心のバックリングは以下の手順で求めた。まず本研究の炉心と同じ体系(炉心直径3.08 m, 炉心高さ2.86 m, 炉心を囲む反射材の厚さ40 cm)に対して、モンテカルロ解析コードMVPを使用して¹⁶⁾実効増倍係数(k_{mvp})を求める。次に炉心のバックリングの値を仮定してSRACのPIJルーチンにより実効増倍係数(k_{srac})を求め、k_{srac}がk_{mvp}に一致するまでバックリング値を増減し、試行錯誤によりバックリング値を決める。数種類の条件下にMVP解析とPIJ解析を行い、その結果よりバックリングの値を

2.76×10^{-4} とした。本研究では燃焼解析を含め、炉心のバックリングをこの値に固定した。

炉の燃焼特性は上記の円柱セルを用い PIJ-BURN 解析により求める¹⁵⁾。まず TRU 補給量を仮定して微小期間 (Δ day) だけ燃焼計算し、 Δ day 後の実効増倍係数 (k_{eff}) が 1.0100~1.0104 となるよう TRU 補給量を試行錯誤により決める。ただし、炉が増殖炉となる場合には TRU 引抜き量を同様の試行錯誤により決める。次に 1 次系内の燃料塩より、これに含まれる核分裂生成物 (FP) の Vol/Lrep* Δ day 倍だけ FP を除き (Vol は 1 次系内の燃料塩体積、Lrep は再処理周期)、 Δ day 間に消費された U 量だけ ^{238}U を補給した後、燃料塩の液体成分原子の価電の総和がゼロとなるようにフッ素 (F) を追加または除去する。以上の計算操作を運転 40 年に相当する分だけ繰り返す。ただし、炉の運転開始~Lrep の期間は燃料塩に含まれる FP が少ないので再処理しない。実際の発電プラントでは 1 日ごとに少量の燃料塩を引抜き、再処理や成分調整を行うと予想されるが、本研究では必要となる計算時間が多大になることを考え Δ day を 25 日にした。また再処理周期は 800 efpd を代表例として検討を進めた。

2. バックリングの確認

Table 2 の (a) 0 year に初期炉心の結果を示す。炉内の U インベントリー (Uinv) が 66 t の場合である。全粒子数を 2.0×10^7 として MVP 解析により炉心の実効増倍係数を求めた結果 $k_{\text{mvp}} = 1.0087$ となった。SRAC の PIJ 解析で求めた実効増倍係数は $k_{\text{srac}} = 1.0117$ であるので、両者の差を次式で評価すると、

$$\Delta k_{\text{eff}}/k_{\text{eff}} = (k_{\text{srac}} - k_{\text{mvp}})/k_{\text{mvp}} = 0.0030 \quad (2)$$

となり誤差は $\Delta k_{\text{eff}}/k_{\text{eff}} = 0.3\%$ となった。

次に、炉心から外に漏えいする中性子数 (leakage) を求めた。中性子の発生数を 1 に標準化して表すと、MVP 解析では漏えい中性子数が 0.0475 となり、SRAC 解析では 0.0491 となった。実効増倍係数と同じように評価すると、誤差は $\Delta \text{leakage}/\text{leakage} = 3.4\%$ となる。

同様に、再処理周期を 800 efpd とし PIJ-BURN によ

り 40 年間燃焼計算した後の炉心について、MVP 解析と SRAC 解析の比較をして (b) 40 year に示した。バックリングの固定に伴う誤差は燃焼期間を通じて k_{eff} で 1% 程度、leakage で 3~4% と評価している。

IV. 炉の特性

1. 実効増倍係数、炉の温度係数、燃料塩組成の変化

SRAC の PIJ と PIJ-BURN により求めた実効増倍係数 (k_{eff})、ドップラー効果、密度変化の効果、炉の温度係数を **Table 3** に示す。1 次系内の U インベントリー (Uinv) が 66 t、再処理周期が 800 efpd の場合である。ドップラー効果は基準体系 (温度 950 K、密度は (1) 式) から温度のみを変更した断面積について k_{eff} を求めて計算し、また、密度変化の効果は基準体系から密度のみを変更して k_{eff} を求めて計算する。いずれの場合もバックリングは変化しないと仮定した。炉の温度係数はドップラー効果と密度変化の効果を加算して求める。

表中の 0 年は初期炉心の値、20 年と 40 年は運転 20 年後と運転 40 年後の値である。運転 40 年間に渡り、微小燃焼期間 Δ day の初めに k_{eff} は 1.012 以下に、 Δ day の終わりには 1.0100~1.0104 となった。また、密度変化の効果はドップラー効果の 3 倍程度あり、炉の温度係数は $-7.4 \times 10^{-5} \sim -7.51 \times 10^{-5} [1/\text{K}]$ となった。

Figure 2 に運転 40 年間の燃料塩組成の変化を示す。左縦軸は燃料塩の組成、横軸は炉の運転開始からの年数で、Uinv が 66 t、再処理周期が 800 efpd の場合である。NaF、KF、UF₄、TRUF₃ の各濃度は運転開始より 20 年間は多少変化するものの、運転 30 年以後はほとんど一定に保たれ、運転 40 年付近では平衡炉心に近い状態と考えられる。図中の破線は TRUF₃ 中の MA/Pu である (右縦軸)。運転初期には MA は消費されるが、40 年近くでは一定値に漸近する。

2. 中性子スペクトル

Figure 3 (a) に熔融塩高速炉 (MSFR) の炉心内に於ける中性子スペクトルを示す。縦軸が中性子束、横軸が中性子のエネルギーである。太線は初期炉心のスペクトルで、細

Table 2 Effective neutron multiplication factors (k_{eff}) and neutron leakages estimated by SRAC and MVP

(a) 0 year			
	SRAC	MVP	error
k_{eff}	1.0117	1.0087	0.3%
leakage	0.0491	0.0475	3.4%
(b) 40 year			
	SRAC	MVP	error
k_{eff}	1.0103	1.0096	0.07%
leakage	0.0459	0.0446	2.9%

Table 3 Changes of the effective neutron multiplication factor (k_{eff}) and the temperature coefficients of the reactor (Uranium inventory is 66 t and reprocess cycle is 800 efpd)

Operation time [year]	k_{eff} [—]	Doppler effect [1/K]	Density effect [1/K]	Temp. coefficient [1/K]
0	1.0117	-1.95E-05	-5.45E-05	-7.40E-05
20	1.0101	-1.75E-05	-5.77E-05	-7.51E-05
40	1.0103	-1.80E-05	-5.64E-05	-7.44E-05

Fig. 2 Evolution of the fuel salt's composition by reactor operation (Uranium inventory is 66 t and reprocess cycle is 800 efpd).

線は運転 40 年後のスペクトルである。ほぼすべてのエネルギー領域で細線は太線に重なるが、わずかに 100~500 eV で微小な差異を見分けることができる。MSFR では燃料塩組成の経年変化が小さいためと考えられる。

Figure 3(b)に各種原子炉の初期炉心の中性子スペクトルを比較する。MSFR は溶融塩高速炉、LMFBR はナトリウム冷却高速増殖炉(もんじゅ)¹⁷⁾、BWR は沸騰水型軽水炉、そして FUJI-U3 は自給自足型トリウム熔融塩炉⁶⁾のスペクトルである。BWR および FUJI-U3 では熱領域(~1 eV)のスペクトルにピークが現れ、核分裂領域(1~10 MeV)に到るまでほぼ同程度のスペクトル強度(約 0.001~0.06)であるのに対し、MSFR では熱領域がなく、スペクトル主要部が 0.1 keV 以上の領域に現れ、LMFBR に近い分布になっている。なお MSFR のスペクトルの 3 keV 付近の落込みは、Na の共鳴散乱・吸収による。また 100 keV~1 MeV の落込みは、フッ素(F)を含む FUJI-U3 でも現れており、F の散乱によると考えられる。燃料塩中では F の数密度が U 等に比べて 1 桁程度大きく、影響が顕著に現れる。

3. 運転 40 年間の物量収支

Table 4 に炉の運転 40 年間の物量収支を示す。1 次系内の U インベントリ(Uinv)が 66 t、再処理周期が 800 efpd の場合である。U の初装荷量は 66.07 t、40 年間の補給量は 41.53 t であるので、これらを加算した 40 年間の U 投入量は 107.6 t となる。運転 40 年後に 1 次系内に残る U 量は 65.92 t である。Pu, MA, TRU(=Pu+MA)についても同様である。

Figure 4 に TRU の補給と引抜の様子を示す。縦軸は TRU の 1 年ごとの補給量または引抜量であり、横軸は炉の運転開始からの年数である。1 次系内の Uinv が 66 t、再処理周期が 800 efpd の場合である。運転が始まると炉内の核分裂性核種が消耗し実効増倍係数が低下するので、外部より TRU を補給して炉の臨界を維持する。1 年当た

(a) Neutron energy spectra of molten salt fast reactor [MSFR]. The bold line is the spectrum at start up, and the fine line after 40 years burn up.

(b) Neutron energy spectra of initial cores. MSFR is molten salt fast reactor, LMFBR is sodium cooled fast breeder reactor "Monjyu"¹⁷⁾, FUJI-U3 is Thorium molten salt reactor with self-sustainability⁶⁾ and BWR is boiling water reactor.

Fig. 3 Neutron energy spectra of various cores

Table 4 Mass balance of the reactor in 40 year's operation (Uranium inventory is 66 t and reprocess cycle is 800 efpd)

	U [t]	Pu [t]	MA [t]	TRU [t]
Initial charge	66.07	16.98	2.05	19.03
Feed in 40 years	41.53	2.52	0.31	2.83
Total input	107.60	19.50	2.36	21.86
Remain at 40 years	65.92	19.95	1.57	21.52
Removed in 40 years	0.00	0.122	0.010	0.132

りの TRU 補給量は、運転 1 年目に 0.681 t、運転 2 年目に 0.687 t であるが、3 年目からは図に示すように急減する。運転 2.5 年(800 efpd)以降には再処理が開始し、燃料塩中の FP の一部が除去されるためである。TRU 補給を必要とする運転開始から 16 年間の TRU 補給量は合計 2.83 t となる。運転 17 年以降には外部からの TRU 補給

Fig. 4 Changes of the TRU fed to the reactor in a year or the TRU removed from the reactor in a year (Uranium inventory is 66 t and reprocess cycle is 800 efpd).

Fig. 5 Changes of the TRU removed from the reactor in 40 year's operation (the reprocess cycle is 800 efpd).

なしに炉の臨界を保てるようになるが、炉内の Pu 量は運転経過に伴い少しずつ増加し、運転 23 年以降には、増え過ぎた TRU を炉外に引抜いて炉の臨界を調節するようになる。運転 23～40 年までの 18 年間に炉から引抜いた TRU 量は 0.132 t となった。

4. 炉の燃焼特性に及ぼすウランインベントリーの影響

再処理周期が 800 efpd 一定の条件下に、炉内の U インベントリー (Uinv) を変えて燃焼特性に及ぼす影響を調べてみた。**Fig. 5** の縦軸は運転 40 年間の TRU 引抜量、横軸は Uinv である。再処理周期が 800 efpd の場合には Uinv が 65.4 t 以下では増殖炉にならない。Uinv が 66 t では 40 年間の炉運転で 0.132 t の TRU を引抜くことができ、Uinv が 70 t では 1.16 t の TRU を引抜くことができる。このように本溶融塩炉では炉内の Uinv を調節することにより TRU 引抜量、すなわち炉の増殖性能を増減できる。なお炉の起動期間(運転開始から増殖炉になるまでの

Fig. 6 Changes of the uranium inventory and the TRU input needed to start-up the reactor (Removed TRU is 0.13–0.19 t in 40 years).

期間)の TRU 投入量は、Uinv が 66 t と 70 t で各々 21.9 t と 21.8 t となった。再処理周期が一定の場合 Uinv が起動期間の TRU 投入量に及ぼす影響は小さい。

5. 炉の燃焼特性に及ぼす再処理周期の影響

TRU 引抜量が 40 年間の合計で 0.13～0.19 t となる場合(自給自足炉に近い場合)に限定して、再処理周期と Uinv および TRU 投入量の関係を調べてみた。**Fig. 6** の左縦軸は Uinv、右縦軸は炉の起動期間の TRU 投入量であり、横軸は再処理周期である。図中の実線に示すように、再処理周期が 300 efpd の場合には Uinv が 62 t で増殖炉になり、また一点鎖線のように起動期間の TRU 投入量は 20.5 t となった。

一方再処理周期が 1,300 efpd では、増殖炉となるために Uinv が 70 t も必要になり、起動期間の TRU 投入量は 22.9 t に増えた。再処理周期が短いほど、少ない Uinv と少ない TRU 投入量で炉は増殖炉になる。逆に再処理周期が長い場合には、炉内に蓄積する FP 量が増えるので炉の臨界を保つためにより多くの Pu 生成が必要となり、より多くの Uinv が必要となる。

6. 高レベル廃棄物の発生量に及ぼす再処理周期の影響

TRU 引抜量が 40 年間で 0.13～0.19 t となる場合について、再処理周期と高レベル廃棄物の発生量との関係を調べてみた。**Fig. 7** の左縦軸は炉の運転 40 年間に再処理する TRU 量、横軸は再処理周期である。図中の実線に示すように、再処理周期が 300 efpd の場合には再処理する TRU 量は 860 t になるが、再処理周期が 1,300 efpd では再処理 TRU 量は 204 t に減る。

Figure 7 の右縦軸は高レベル廃棄物に含まれる TRU の割合である。図中の一点鎖線は IAEA により示された PWR で 50 GWD/t 燃焼したあと Pu と MA の 99.5% を分離回収する場合であり¹⁸⁾、この場合には廃棄物の放射能は約 400 年で「LWR 使用済燃料を直接地層処分する場合

Fig. 7 Amount of reprocessed TRU in 40 years and the rate of TRU included in high level radioactive waste (Removed TRU is 0.13–0.19 t in 40 years).

の13万年後のレベル」まで減衰する^{12,18)}。図中の破線は本溶融塩炉に対する結果である。Ignatiev に従い酸化物沈殿法の廃液に残留する TRU の濃度を 5×10^{-4} mol% とすれば¹³⁾、運転40年間に廃液中に残留する TRU 量は再処理周期に依り 55–11 kg となり、これを40年間に発生する FP 量(ガス成分を除く)で除算すると $1.6 \times 10^{-3} \sim 0.33 \times 10^{-3}$ となる。本溶融塩炉を再処理周期 400 efpd 以上で運転する場合、発生する高レベル廃棄物の放射能は約400年で「LWR 使用済燃料の直接地層処分13万年後のレベル」まで減衰すると期待できる。

7. 今後の展望

本研究の溶融塩高速炉は Uinv が 66 t、再処理周期が 800 efpd の場合、炉を起動し増殖炉になるまでの16年間の起動期間に 21.86 t の TRU と 82.7 t の ^{238}U を投入する。いったん増殖炉になった後には1年当たりに約 1.04 t の ^{238}U を補給して運転を続ける。これを出力 30 GWe 当たりに換算すれば溶融塩高速炉 20 基の運転に相当し、その起動期間には 437 t の TRU と 1,654 t の ^{238}U が必要となる。16年間の起動期間のあとは毎年 20.8 t の ^{238}U を補給する。

現在 日本には約 220 t の TRU が蓄積してあり¹⁹⁾、今後出力 30 GWe の軽水炉を燃焼度 45 GWD/t で 30 年間運転すれば、使用済燃料として TRU が約 217 t 発生する。すなわち 30 年後の日本には合計 437 t の TRU が存在することになり、30 GWe 相当の溶融塩高速炉を起動できる。

さらに現在ウラン濃縮過程の搾り滓として、あるいは使用済燃料体中の燃え残りとして、日本には約 14,000 t のウランがある²⁰⁾。このウランを利用すれば、40 年ごとに炉容器、熱交換機、ポンプなどを更新しながら、30 GWe 相当の発電を約 600 年に渡り継続でき、この期間、初めに投入された TRU は炉内に閉じ込め置かれ、全体として TRU は増えない。日本の蓄積 Pu の隔離およびエネルギー資源確保の観点より極めて有意義である。

V. 結 論

本研究の自給自足型溶融塩高速炉は、燃料塩として $\text{NaF-KF-UF}_4\text{-TRUF}_3$ の弗化物混合塩を用い、燃料塩の再処理には酸化物沈殿法を適用する。本研究で得た主な結果をまとめると以下になる。

- (1) 炉の増倍-転換特性の大略は炉内のウランインベントリ (Uinv) および再処理周期に依り決まる。
- (2) Uinv が多いほど、また再処理周期が短いほど、炉の増殖性能は向上する。
- (3) 再処理周期が短いほど、少ない Uinv と少ない TRU 投入量で炉は増殖炉になる。
- (4) Uinv を調節して増殖比 ≈ 1.0 として炉を運転すれば、現在ある超ウラン元素 (TRU) を長期に渡り炉内に閉じ込め置くことができる。
- (5) 再処理周期が 400 efpd 以上では、発生する高レベル廃棄物の放射能は約 400 年で「LWR 使用済燃料を直接地層処分する場合の13万年後のレベル」まで減衰すると期待できる。
- (6) 本溶融塩高速炉を用いて日本に蓄積する使用済燃料中のウラン 14,000 t を利用すると、出力 30 GWe 規模の発電を約 600 年継続できる。

本研究を進めるに当たり、元 産業創造研究所 廣瀬保男氏、福井大学 島津洋一郎教授、原子力研究開発機構 奥村啓介氏より有益な助言を頂いた。深く感謝の意を表します。

— 参考文献 —

- 1) R. C. Robertson, editor, *Conceptual Design Study of a Single-fluid Molten-salt Breeder Reactor*, ORNL-4541, Oak Ridge National Laboratory (1971).
- 2) Yoyuen Zoshokuro Kenkyu Senmon Iinkai, *Yoyuen Zoshokuro*, At. Energy Soc. Japan (1977), [in Japanese].
- 3) K. Mitachi, K. Furukawa, K. Minami *et al.*, “Nuclear and burn-up characteristics of small molten-salt power reactor,” *J. At. Energy Soc. Jpn.*, **32**[4], 377–384 (1990), [in Japanese].
- 4) K. Furukawa, K. Mitachi, Y. Kato, “Small molten-salt reactor with a rational thorium fuel-cycle,” *Nucl. Eng. Des.*, **136**, 157–165 (1992).
- 5) K. Mitachi, T. Yamamoto, R. Yoshioka, “Performance of a 200 MWe Molten-Salt Reactor Operated in Thorium-Uranium Fuel-Cycle,” *Proc. Global 2005*, Tsukuba, Japan, Oct. 9–13, paper N-089 (2005).
- 6) K. Mitachi, T. Yamamoto, R. Yoshioka *et al.*, “Characteristics of thorium molten-salt reactor with self-sustainability,” *Trans. At. Energy Soc. Jpn.*, **7**[2], 127–133 (2008), [in Japanese].
- 7) L. Mathieu, D. Heuer, A. Billebaud *et al.*, “Proposal for a simplified thorium molten-salt reactor,” *Proc. Global 2005*, Tsukuba, Japan, Oct. 9–13, paper N-428 (2005).

- 8) E. Merle-Lucotte, D. Heuer, M. Allibert *et al.*, "Optimized transition from the reactors of second and third generations to the thorium molten salt reactor," *Proc. ICAPP 2007*, Nice, France, May 13–18, paper 7186 (2007).
- 9) L. I. Ponomarev, "Molten salt fast reactor based on LiF-NaF-KF," *Proc. INES-4*, Tokyo, Japan, Nov. 6–8, paper A12-1 (2013).
- 10) K. Mitachi, Y. Hirose, Y. Shimazu, "Feasibility and use of fluoride molten salt fast breeder reactor, (II) nuclear physical properties of TRU fluoride MSFBR," *Proc. AESJ 2015 Spring Meeting*, Hitachi, Japan, Mar. 20–22, K37 (2015), [in Japanese].
- 11) Y. Hirose, K. Mitachi, Y. Shimazu, "Feasibility of molten-salt reactor for emerging national tasks," *Proc. 2015 ANS Int. High-level Radioactive Waste Management*, Charleston, SC, USA, Apr. 12–16, 608–617 (2015).
- 12) Y. Hirose, K. Mitachi, Y. Shimazu, "Operation control of molten-salt U-Pu fast breeder reactor," *Proc. ICAPP 2016*, San Francisco, CA, USA, Apr. 17–21, paper 16124 (2016).
- 13) V. Ignatiev, R. Zakirov, K. Grebenkine, "Molten salts as possible fuel fluids for TRU fueled systems: ISTC #1606 approach," *Proc. 6th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, Madrid, Spain, Dec. 11–13, 841–851 (2000).
- 14) R. Ando, H. Takano, *Estimation of LWR Spent Fuel Composition*, JAERI-Research 99-004, Japan Atomic Energy Research Institute (1999).
- 15) K. Okumura, K. Kaneko, K. Tuchihashi, *SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System*, JAEA-Data/Code2007-004, Japan Atomic Energy Agency (2007).
- 16) Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori *et al.*, *MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods*, JAERI-1348, Japan Atomic Energy Research Institute (2005).
- 17) H. Hayashi, M. Yamadate, N. Kurosawa *et al.*, "Core design studies on various forms of coolants and fuel materials," *JNC Tech. Rev. No. 12 Extra Edition* (2001), [in Japanese].
- 18) IAEA, *Implications of Partitioning and Transmutation in Radioactive Waste Management*, IAEA Technical Reports Series No. 435 (2004).
- 19) Naikakuho Genshiryoku Seisaku Tantoushitsu, *Wagakuni no Purutoniumu Kannri Jokyo*, 28 Kai Genshiryoku Iinkai Shiryo 3 (2015), [in Japanese].
- 20) RIST, *Rekka Uran to Sono Riyo*, ATOMICA 04-02-01-11 (2009), [in Japanese].