

核変換を導入した燃料サイクルの核拡散抵抗性

日本原子力研究開発機構  
原子力基礎工学研究部門 核工学・炉工学ユニット  
西原 健司

(2013年 5月 7日受理)

高速炉(FR)もしくは加速器駆動システム(ADS)を用いた核変換を導入した核燃料サイクルの平衡期におけるマスフローを評価し、新燃料及び使用済燃料中のアクチノイド核種の核物質としての魅力度を評価した。その結果、FR中のプルトニウム及びFRとADS中のネプツニウムの魅力度が比較的高いことなどが分かった。また、魅力度に差はあるものの、全ての燃料サイクルにおいて保障措置対象外となるような低魅力度Puはなく、制度的枠組み等の核拡散抵抗性の他の要因と組み合わせることが重要である。

## Proliferation Resistance of Nuclear Fuel Cycles with Transmutation

Kenji NISHIHARA

Division of Nuclear Data and Reactor Engineering  
Nuclear Science and Engineering Directorate

Japan Atomic Energy Agency  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received May 7, 2013)

Attractiveness as a nuclear material was estimated for fresh and spent fuels in nuclear fuel cycles involving transmutation by fast reactor (FR) and accelerator-driven system (ADS) in equilibrium state. As the result, attractiveness of plutonium in FR and neptunium in FR and ADS was relatively high. Moreover, difference of the attractiveness was observed among fuel cycles, but all plutonium can not be exempted from safeguards, and it is important to introduce other factors of proliferation resistance such as legal framework.

Keywords: Proliferation Resistance, Non-proliferation, Attractiveness, Transmutation, Nuclear Fuel Cycle, Figure of Merit, FOM

## 目次

1	緒言	1
2	評価手法	2
2.1	計算コード	2
2.2	核燃料サイクル	3
2.3	対象元素	3
2.4	魅力度	4
3	評価結果	10
3.1	組成	10
3.2	臨界質量及び放射能	14
3.3	魅力度	19
4	考察	22
5	結言	24
	参考文献	25

# Contents

1.Introduction	1
2.Estimation method	2
2.1 Calculation code	2
2.2 Nuclear fuel cycle	3
2.3 Objective element	3
2.4 Attractiveness	4
3.Results	10
3.1 Composition	10
3.2 Critical mass and radioactivity	14
3.3 Attractiveness	19
4.Discussion	22
5.Conclusion	24
References	25

## 1 緒言

原子力利用によって発生する高レベル放射性廃棄物に含まれるマイナーアクチノイド(MA)、すなわち、ネプツニウム(Np)、アメリシウム(Am)及びキュリウム(Cm)を回収し、原子炉で再び照射することで核変換を行う研究が行われている。核変換により、高レベル放射性廃棄物の潜在的な放射能毒性を大幅に低減することで、高レベル放射性廃棄物処分場の安全性を向上できる可能性がある。核変換を行う原子炉として、高速炉と加速器駆動炉(ADS)が検討されているが、いずれの炉を用いた場合でも、単一照射では十分な核変換(例えば、99%)を達成することは出来ない。そのため、核変換用原子炉で使用した燃料を再処理し、取り出した MA を燃料として加工し、再び炉で照射する必要がある。そのための再処理・燃料製造を、核変換燃料サイクルと呼ぶこととする。高速炉利用の場合、燃料としては、酸化物燃料や金属燃料が考えられ、それぞれの再処理方法として先進湿式分離法や乾式再処理法が考えられる。いずれの場合でも、燃料はウランを主とし、20~30%程度の Pu と 1%程度の MA を含む。高速炉利用の場合は、商用発電炉を兼ねるため、自己完結的に、自らの MA を核変換する。一方で、ADS の場合は窒化物燃料と乾式再処理法を採用し、燃料は、ウランを含まず 4 割程度の Pu と 6 割程度の MA を含む。ADS は中型炉心であって、加速器の電力も必要とすることから、発電を行うが主目的とはせず、発電用の MA を含まない高速炉と組み合わせて用いられる。そのため、高速炉に燃料を供給する商用核燃料サイクルと核変換燃料サイクルの二つの燃料サイクルが併存する。

このような MA を含む核変換燃料サイクルでは、多数回リサイクルすることにより高次化する傾向にある Pu と MA を含んだ放射能の高い核物質を取り扱うことになり、これまでの軽水炉燃料とは放射能の影響が大きく異なる。中でも、遮蔽、臨界管理、核拡散抵抗性が課題となると考えられる。核拡散抵抗性は、核物質としての魅力度に加えて、法・制度的な枠組み、再処理技術の特性、検出しやすさ、施設設計等によって高められる。本稿ではアクチノイド核種の取扱量及び放射エネルギーを評価し、核拡散抵抗性に影響を及ぼす魅力度を評価した。魅力度は、臨界性、発熱、近接困難性等から、核物質として転用される場合の有用性を評価した指標で、魅力度が高いほど核拡散抵抗性が小さく、低いほど大きくなる。

以下、2 章でアクチノイド核種の平衡時組成の評価方法、仮定した核燃料サイクル、及び魅力度の評価方法を説明する。3 章で評価結果を、4 章で考察を行い、5 章で結言を述べる。

## 2 評価手法

### 2.1 計算コード

核燃料サイクルのマスフローを評価するために、NMB(Nuclear Material Balance)コードを開発した。NMB コードは、文献<sup>1)</sup>の SCENARIO コードを元に作られた物であり、以下の特徴を有する。

- 半減期が数日よりも長い 26 のアクチノイド核種と 2 つの核分裂生成核種(表 1)に対して、燃焼及び貯蔵期間中の組成変化を計算する。計算精度は、ORIGEN コード<sup>2)</sup>等の燃焼コードと同等である。
- 初期の <sup>235</sup>U 濃縮度や Pu 富化度を、無限実効増倍率を用いて決定する。その事で Pu 富化度の Pu 組成への依存性を考慮できる。
- 軽水炉、CANDU 炉、ガス炉、ナトリウム冷却高速炉、ADS が利用可能である。それぞれの炉心は、UO<sub>2</sub>、MOX、窒化物燃料等と組み合わせることが出来る。
- 核分裂生成物を幾つかのグループに分けて評価し、廃棄体発生量を評価可能である。その際には、温度制限を考慮して地層処分場の専有面積も評価する。
- Microsoft Excel 上で動作する。

NMB コードは移行期の評価を行うために作られた物であるが、発電構成が不変な状態で十分に長い期間計算を行うことで、平衡期のマスフローを得ることが出来る。

臨界質量の評価には、MCNPX2.7a 及び、JENDL-3.3 を用いた。

表 1 NMB コードで用いられている核種

Nuclide	Half-life	Nuclide	Half-life
Th-232	1.405E+1y	Pu-240	6.564E+3y
Pa-231	3.276E+4y	Pu-241	14.35y
Pa-233	26.967d	Pu-242	3.733E+5y
U-232	68.9y	Am-241	432.19983y
U-233	1.592E+5y	Am-242m	141y
U-234	2.455E+5y	Am-243	7.37E+3y
U-235	7.038E+8y	Cm-242	162.8d
U-236	2.342E+7y	Cm-243	29.1y
U-237	6.75d	Cm-244	18.1y
U-238	4.468E+9y	Cm-245	8.5E+3y
Np-237	2.14E+6y	Cm-246	4.73E+3y
Np-238	2.117d	I-129	1.57E+7y
Np-239	2.3565d	Tc-99	2.111E+5y
Pu-238	87.74y	Other FPs	-
Pu-239	2.411E+4y		

## 2.2 核燃料サイクル

表 2 に今回評価した核燃料サイクルを示す。軽水炉プルサーマル燃料を参考のために含めた。高速炉核燃料サイクルとして、Pu のみ、Pu と Np、及び、TRU (Pu と MA) をリサイクルする場合を考える。Pu のみをリサイクルする場合は通常核変換とは呼ばない。この場合、使用済高速炉燃料中の Np、Am、Cm は、ADS で核変換を行うことを想定する。使用済み高速炉燃料中の Np は Am と Cm との分離が可能で、放射能も低く Pu と同様に燃料として用いる事が可能であるため、Np を高速炉でリサイクルする選択肢がある。その場合、Am と Cm については、ADS で核変換する。Np、Am、Cm すなわち全ての MA を高速炉でリサイクルする場合は、ADS は不要である。すなわち、核変換の組み合わせとして以下の 3 ケースが考えられる。

- F-Pu+A-MA
- F-PuNp+A-AmCm
- F-TRU

それぞれの原子炉の仮定は、文献 1) と同じである。高速炉は文献 2) から、ナトリウム金属冷却・酸化物燃料の、低増殖比・高内部転換型炉心を採用した。この炉心は F-TRU に相当し、MA の蓄積を抑制するために MA をリサイクルすることを前提としているが、炉心設計や一群断面積に影響をあたえることなく、Pu 炉心あるいは、Pu-Np 炉心に変更可能であると仮定した。この炉心の増殖比は 1.03 であり、径方向ブランケットを持たず、軸方向ブランケットのみで増殖を行う。

使用済燃料の魅力度の評価においては、炉から取り出して 4 年間冷却時点での評価を行った。これは、核兵器への転用を考えるとかなり短い期間であるが、 $^{241}\text{Pu}$  が  $^{241}\text{Am}$  に崩壊し、臨界性が小さくなる効果を考慮すると、保守側の仮定である。

表 2 核燃料サイクル

インデックス		新燃料中元素	FR で核変換される元素	ADS で核変換される元素
L-M	プルサーマル燃料	U, Pu	-	-
F-Pu	Pu リサイクル高速炉	U, Pu	Pu	Np, Am, Cm
F-PuNp	Pu, Np リサイクル高速炉	U, Pu, Np	Pu, Np	Am, Cm
F-TRU	TRU リサイクル高速炉	U, Pu, Np, Am, Cm	U, Pu, Np, Am, Cm	-
A-AmCm	AmCm 核変換 ADS	Am, Cm*	-	-
A-MA	MA 核変換 ADS	Np, Am, Cm*	-	-

\* 実際には、臨界度調整のための Pu 及び、燃焼過程で生成する Np、U も含まれる。

## 2.3 対象元素

高速炉及び ADS の再処理において、Am と Cm を回収する場合、希土類元素 (Ln) が随伴する。高速炉燃料サイクルで先進湿式再処理を採用する場合、Ln は新燃料中に重金属重量に対して 0.14wt%<sup>4)</sup>しか混入しないが、ADS の乾式再処理においては、3wt%程度が混入する。Ln が混入することによる影響については、文献 5) の Fig.3 で TRU に 10%

の Ln が混入した場合が評価されており、後述の FOM 指標で 0.3 程度の影響しかない。このことから、今回の評価においては、Ln の混入については考慮しないものとする。

新燃料及び使用済燃料に含まれるアクチノイド核種の魅力度の評価においては、表 3 に示した元素が再処理で分離されることを仮定して評価を行った。Np については、<sup>237</sup>Np のみが含まれているため、抵抗性は全ての核燃料サイクルで同一となる。また、Am と Cm は分離困難として単一に扱う。

また、兵器級 Pu、20%濃縮ウラン、93%濃縮ウランの 3 組成を比較対象として加えた。

表 3 元素分離

インデックス	着目元素
Pu	Pu
Np	Np
AmCm	Am, Cm
TRU	Pu, Np, Am, Cm

## 2.4 魅力度

魅力度を評価するために、Bathke は Figure of merit(FOM)を次式のように定義した<sup>5)</sup>。

$$FOM = 1 - \log_{10} \left\{ \frac{M}{800} + \frac{Mh}{4500} + \frac{MS}{6.8 \cdot 10^6} + \frac{M}{50} \left( \frac{D}{500} \right)^{1/\log_{10} 2} \right\}$$

High attractiveness, if  $2 \leq FOM$   
 Medium attractiveness, if  $1 \leq FOM < 2$   
 Low attractiveness, if  $0 \leq FOM < 1$   
 Very low attractiveness, if  $FOM < 0$

$M$  : bare critical mass (kg)

$h$ : heat generation (W/kg)

$S$ : spontaneous fission neutron generation (n/s/kg)

$D$ : dose of  $0.2M$  evaluated at 1m (rad/h)

式(1)の右辺常用対数中の第 1 項は臨界質量、第 2 項は発熱、第 3 項は自発核分裂、第 4 項は製造時の被ばく線量に、それぞれ起因する。これらの全ての項は正值であり、4つのうちの 1 つが支配的となることが多い。FOM は次式のようにそれぞれの項に分解できる。

$$FOM_{BCM} = 1 - \log_{10} \frac{M}{800}$$

$$FOM_{heat} = 1 - \log_{10} \frac{Mh}{4500}$$

$$FOM_{SF} = 1 - \log_{10} \frac{MS}{6.8 \cdot 10^6}$$



$$FOM_{dose} = 1 - \left( \log_{10} \frac{M}{50} + \log_2 \frac{D}{500} \right)$$

近似的には FOM は式(2)の 4 つの FOM の中で最も小さい値となる。

Bathke は、次式に示す二種類の FOM を定義している。

$$\begin{aligned} FOM_1 &= 1 - \log_{10} \left\{ \frac{M}{800} + \frac{Mh}{4500} + \left( \frac{M}{50} \frac{D}{500} \right)^{1/\log_{10} 2} \right\} \\ FOM_2 &= 1 - \log_{10} \left\{ \frac{M}{800} + \frac{Mh}{4500} + \frac{MS}{6.8 \cdot 10^6} + \left( \frac{M}{50} \frac{D}{500} \right)^{1/\log_{10} 2} \right\} \end{aligned} \quad (3)$$

$FOM_1$ は、(1)式から自発核分裂中性子の項を除いた物であり、国家未満の集団、技術の未熟な核武装国、あるいは、高度な技術を持つ核武装国に適用すべきとされている。自発核分裂中性子の存在は、核爆発装置を高出力化する場合に障害となるので、高出力を必要としない国家未満の集団と、未熟な核武装国には障害とならず、また、高い技術をもつ核武装国にも障害とならない。

一方、 $FOM_2$ は、(1)式と同一であるが、自発核分裂中性子の項を含んでいる。この指標は、高出力を志向する未熟な核武装国に対して適用すべきとされている。

図 1 に、 $FOM_{BCM}$ に応じた分類を示す。M が 800kg 以上の場合、 $FOM_{BCM} \leq 1.0$ となり、Low attractive と見なされる。800kg は 20%濃縮ウランの臨界質量であるから、Bathke は 20%濃縮ウランを  $FOM=1$  相当としたことが分かる。一方、M が 80kg を下回ると、 $FOM_{BCM} \geq 2.0$ となり、核兵器としての魅力度が高くなるとしている。一方、IAEA が行っている INPRO プロジェクトでは核物質の核拡散抵抗性を、Very strong~Very weak の 5 段階で示している<sup>6)</sup>。魅力度とは逆の表現になっており、Very strong が、魅力度が小さい事を意味する。臨界質量 1000kg 以上を very strong と分類しているのに対し、FOM 指標では 8000kg となっている点で乖離があるが、100kg 以下を Weak としており、実用的な領域では類似している。

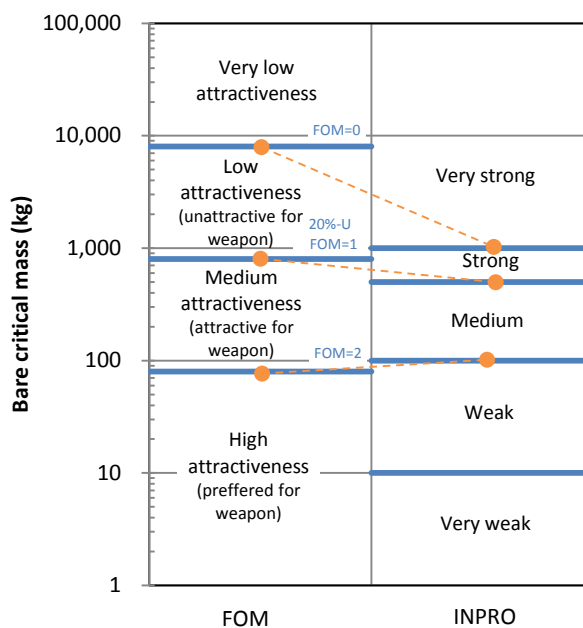


図 1 臨界質量についての指標

同様に、自発核分裂中性子については、 $MS=6.8E+6$  /secを  $FOM=1.0$  の基準としているが、この数値の出典は不明である。文献<sup>5)</sup>では、Pellaud の文献<sup>7)</sup>が引用されており、 $^{240}\text{Pu}$  を 20%以上含む Reactor grade を基準としたと記述されている。しかし、 $^{240}\text{Pu}$  を 20%含む場合の自発核分裂は、 $2E+5$ /sec/kg 程度であって、 $M=10\text{kg}$  を仮定した場合、前述の  $6.8E+6$ /sec と整合しない。Pellaud<sup>7)</sup>の分類との比較を図 2 に示す。ただし、FOM については典型的な Pu の臨界質量である  $M=10\text{kg}$  を用いて算出した。Pellaud は原子炉級の境界を  $2E+5$ /sec/kg とし、conceivable usable すなわち、余り魅力的ではない、とした。また、 $3E+4$ /sec/kg を best quality すなわち、魅力度が高い、とした。表現の違いはあるものの、Bathke は Pellaud に比べて、2~4 倍程度保守的な分類をしたといえる。また、IAEA は 80%以上の  $^{238}\text{Pu}$  を含む Pu を核管理から除外している<sup>8)</sup>が、このような Pu では自発核分裂が非常に大きく、抵抗性が大きいことがわかる。

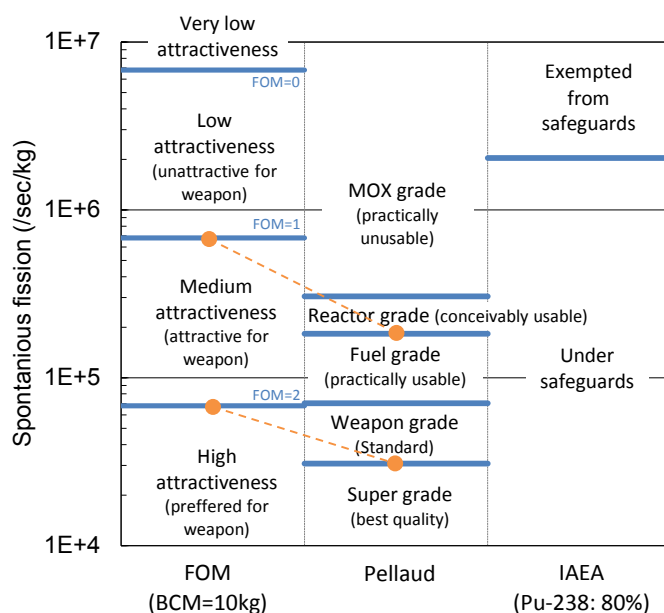


図 2 自発核分裂中性子についての指標

次に、線量については、臨界質量の 1/5 を一回の取扱量と仮定し、1m 点で 500rad/h すなわち 5Gy/h が  $FOM_{dose} = 1$  の基準点として用いられている。これは、100%致死量である 7Sv に対応して設定されたと考えられる。線量が半分になる毎に、 $FOM_{dose}$  が 1 増えるとされているため、2.5Gy/h 以下の線量では  $FOM_{dose} \geq 2$  すなわち "High Attractiveness" の分類となる。線量の項には、 $\log_{10} \frac{M}{50}$  が追加されているが、この項は、物量が増えることで取り扱いが困難になるファクターであるとされている。臨界質量が 50kg の場合が基準であり、例えば典型的な Pu のように  $M=10\text{kg}$  の場合、 $FOM_{dose}$  を 0.7 押し上げる効果がある。

線量のみに着目した場合、図 3 に示したように、INPRO の分類<sup>6)</sup>では、10Gy/h 以上を Very strong としており、FOM と一致しているが、その他の分類は一桁異なっている。

Artisyukらの研究<sup>9)</sup>では、 $\gamma$ 線および中性子による線量が核拡散抵抗性を高めないことが示されている。また、Kangら<sup>10)</sup>の研究でも、TRU からの線量は基準である 1Sv/h よりも 3桁小さく、Ln のうち  $^{144}\text{Ce}$  と  $^{154}\text{Eu}$  を全て随伴させた場合のみ 1Sv/h を上回ることが示されている。更に、 $^{144}\text{Ce}$  の半減期は 0.8 年しかないため、すぐにその効果は無くなる。以上のことから、本研究では、 $FOM_{dose}$  は影響を与えないと判断し、除外する。

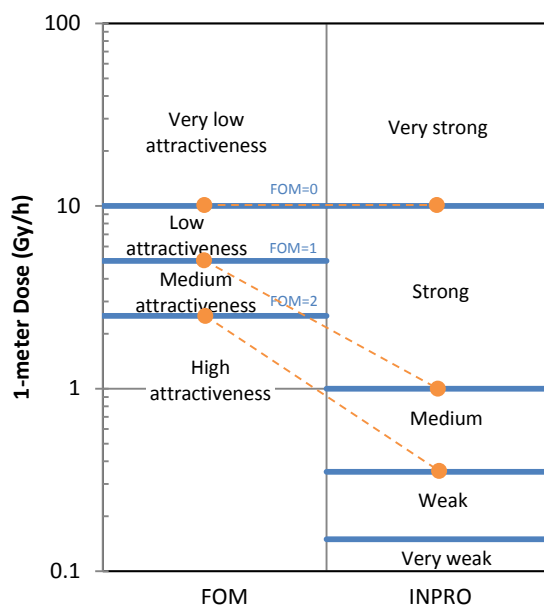


図 3 線量についての指標 (M=50kg の場合)

最後に、発熱量については、 $Mh=4500W$  が  $FOM=1.0$  の基準として用いられている。この値は、IAEA が定めた<sup>8)</sup>  $^{238}Pu$  を 80%以上含む  $Pu$  に対応している。しかし、この基準は保障措置からの除外を定めた物で、 $FOM=0$  に対応するべき値と考える。INPRO の評価では  $^{238}Pu$  を 20%以上含む  $Pu$  を Strong、それ以下を Weak と分類している<sup>6)</sup>。これは FOM の Medium に相当しており、両者の評価は一致している。しかし、Kessler は発熱に起因する爆薬の自然着火点に着目して分類を行っており、6%<sup>11)</sup>以上の  $^{238}Pu$  を含む  $Pu$  は 20%濃縮ウランと同等程度の抵抗性を持つとした。この分類は、臨界質量で定義されたように  $FOM=1$  の分類に相当するため、発熱に関する FOM 指標は Kessler の指標よりも一桁保守的な設定となっている。

ただし、 $^{238}Pu$  の値は、後に Kessler 自身によって 9%に改訂されている<sup>12)</sup>。また、木村らの研究<sup>13)</sup>では  $^{238}Pu$  以外の発熱元素である  $^{240}Pu$  や  $^{242}Pu$  を含まない場合は、転用困難となるためには 15%の  $^{238}Pu$  添加が必要であることが示されているなど、評価によって若干異なる値となっている。

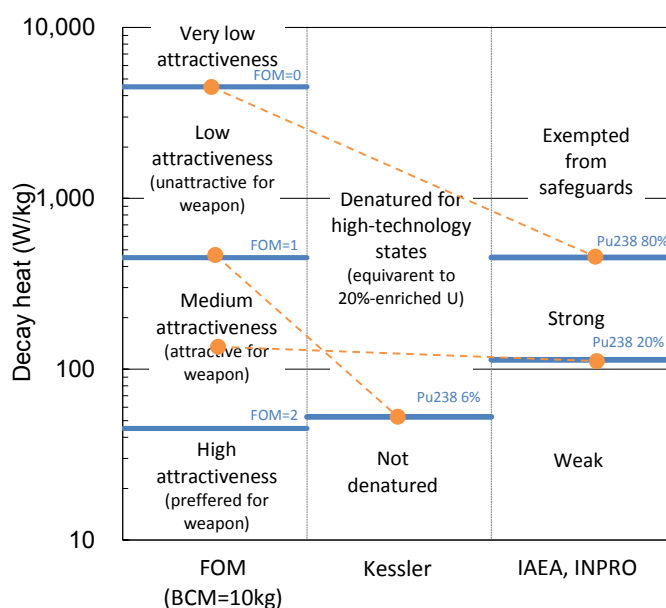


図 4 崩壊熱についての指標

以上に示したように、Bathke の定義した FOM 指標は、必ずしも他の評価と整合の取れた物ではないため、個々の要素に分けて評価することが必要である。本研究では、 $FOM_{BCM}$ 、 $FOM_{SF}$ 、及び、 $FOM_{heat}$  の 3 指標を用いて評価を行った。

### 3 評価結果

#### 3.1 組成

平衡期における各新燃料、4年冷却された使用済燃料、及び、比較対象の4組成を表4、表5、図5～図7に示す。合わせて、1GWeの発電プラントから年間に発生する重金属量を示した。ADSについては、対となる高速炉の発電容量で規格化した。

F-Pu、F-PuNp、F-TRUのPuの富化度はそれぞれ、18.7%、18.8%、19.4%と差は小さい。また、増殖比を1.03に保つための軸方向ブランケットの重量についても僅かな差が見られるが、殆ど同じである。F-TRUの新燃料中MA含有率は1.1%程度となっており、その多くはAmである。ADSでは、Puが4割程度でその他がMAである。

表 4 新燃料および使用済燃料の生成量及び重金属組成

Index	L-M			F-Pu			F-PuNp			F-TRU		
	FF	SF	SBlk	FF	SF	SBlk	FF	SF	SBlk	FF	SF	SBlk
Fuel*	20.00	19.13	4.49	5.32	4.49	1.69	5.32	4.49	1.72	5.32	4.49	1.84
tHM/GWe/yr												
U-234	1.5008E-05	7.0004E-05	2.7702E-04	3.2047E-04	2.7702E-04	1.0605E-03	4.4412E-04	3.9612E-04	1.0605E-03	8.7184E-04	7.7979E-04	1.0605E-03
U-235	1.0140E-02	3.8204E-03	6.5406E-04	2.3834E-03	6.5406E-04	6.5047E-04	6.3972E-03	6.8204E-04	6.5047E-04	2.2840E-03	7.3753E-04	6.5047E-04
U-236	5.1406E-03	4.9277E-03	3.6380E-03	4.4522E-03	3.6380E-03	4.4776E-03	4.4475E-03	3.6459E-03	4.4776E-03	4.1945E-03	3.4809E-03	4.4776E-03
U-237	2.1287E-10	1.3256E-10	4.4317E-06	3.6321E-10	4.4317E-06	1.2624E-11	3.6289E-10	4.4111E-06	1.2624E-11	3.6337E-10	4.1605E-06	1.2624E-11
U-238	9.4644E-01	9.1388E-01	6.6703E-01	8.0549E-01	6.6703E-01	9.0092E-01	8.0247E-01	6.6534E-01	9.0092E-01	7.8713E-01	6.5599E-01	9.0092E-01
Np-237	2.1127E-07	1.1362E-03	8.2960E-06	8.2960E-06	9.2270E-04	7.1255E-04	1.5058E-03	1.3995E-03	7.1255E-04	1.5527E-03	1.4076E-03	7.1255E-04
Np-238	0.0000E+00	1.8919E-12	9.6860E-14	9.6860E-14	8.7593E-07	6.6882E-13	9.6338E-14	1.3222E-06	6.6882E-13	4.0679E-11	1.2998E-06	6.6882E-13
Np-239	0.0000E+00	8.7271E-10	1.2227E-04	6.1052E-12	1.2227E-04	1.9223E-11	6.0639E-12	1.2132E-04	1.9223E-11	1.6589E-09	1.1691E-04	1.9223E-11
Pu-238	7.8268E-04	1.2995E-03	1.6464E-03	1.6464E-03	1.5461E-03	2.4290E-04	2.3095E-03	2.2313E-03	2.4290E-04	4.1676E-03	4.0974E-03	2.4290E-04
Pu-239	2.1441E-02	1.2523E-02	9.5672E-02	1.1292E-01	9.5672E-02	5.8710E-02	1.1340E-01	9.5822E-02	5.8710E-02	1.1475E-01	9.5849E-02	5.8710E-02
Pu-240	8.2779E-03	8.4841E-03	5.9668E-02	5.9668E-02	5.8661E-02	7.0175E-03	5.9884E-02	5.8849E-02	7.0175E-03	6.1613E-02	6.0333E-02	7.0175E-03
Pu-241	5.2380E-03	4.2814E-03	6.8422E-03	6.8422E-03	8.7414E-03	4.0772E-04	6.8559E-03	8.7578E-03	4.0772E-04	6.9839E-03	8.9316E-03	4.0772E-04
Pu-242	2.2681E-03	3.7017E-03	5.8970E-03	5.8970E-03	5.8500E-03	9.3982E-05	5.9180E-03	5.8678E-03	9.3982E-05	6.7241E-03	6.8222E-03	9.3982E-05
Am-241	2.5810E-04	1.3498E-03	3.5948E-04	3.5948E-04	2.1794E-03	1.8518E-04	3.6008E-04	2.1896E-03	1.8518E-04	5.7392E-03	3.9672E-03	1.8518E-04
Am-242m	0.0000E+00	1.0091E-05	5.1661E-07	5.1661E-07	7.9037E-05	3.5672E-06	5.1382E-07	7.9158E-05	3.5672E-06	2.1696E-04	2.2834E-04	3.5672E-06
Am-243	0.0000E+00	1.0155E-03	7.1042E-06	7.1042E-06	1.0385E-03	2.2368E-05	7.0562E-06	1.0381E-03	2.2368E-05	1.9303E-03	1.9466E-03	2.2368E-05
Cm-242	0.0000E+00	2.5542E-07	2.7742E-09	2.7742E-09	1.1347E-04	1.4629E-08	2.7560E-09	1.1340E-04	1.4629E-08	6.1794E-07	2.1223E-04	1.4629E-08
Cm-243	0.0000E+00	4.6577E-06	6.0998E-08	6.0998E-08	1.0138E-05	2.8459E-07	6.0287E-08	1.0091E-05	2.8459E-07	2.5345E-05	2.9484E-05	2.8459E-07
Cm-244	0.0000E+00	5.9410E-04	2.3261E-06	2.3261E-06	3.9463E-04	1.3649E-05	2.2972E-06	3.9224E-04	1.3649E-05	1.3100E-03	1.5844E-03	1.3649E-05
Cm-245	0.0000E+00	9.0266E-05	2.8461E-07	2.8461E-07	4.1266E-05	4.1474E-06	2.7977E-07	4.0826E-05	4.1474E-06	3.5292E-04	3.5050E-04	4.1474E-06
Cm-246	0.0000E+00	7.2298E-06	1.6313E-08	1.6313E-08	2.3519E-06	1.9096E-06	1.5925E-08	2.3109E-06	1.9096E-06	1.5797E-04	1.6807E-04	1.9096E-06
U	9.6173E-01	9.2270E-01	6.7161E-01	8.1265E-01	6.7161E-01	9.0711E-01	8.0976E-01	6.7007E-01	9.0711E-01	7.9448E-01	6.6100E-01	9.0711E-01
Np	2.1127E-07	1.1362E-03	8.2960E-06	8.2960E-06	1.0458E-03	7.1255E-04	1.5058E-03	1.5221E-03	7.1255E-04	1.5527E-03	1.5258E-03	7.1255E-04
Pu	3.8008E-02	3.0290E-02	1.8698E-01	1.8698E-01	1.7047E-01	6.6472E-02	1.8836E-01	1.7153E-01	6.6472E-02	1.9423E-01	1.7603E-01	6.6472E-02
Am	2.5810E-04	2.3754E-03	3.6710E-04	3.6710E-04	3.2969E-03	2.1112E-04	3.6765E-04	3.3069E-03	2.1112E-04	7.8695E-03	6.1421E-03	2.1112E-04
Cm	0.0000E+00	6.9651E-04	2.6908E-06	2.6908E-06	5.6185E-04	2.0005E-05	2.6560E-06	5.5887E-04	2.0005E-05	1.8469E-03	2.3447E-03	2.0005E-05
total	1.0000E+00	9.5720E-01	1.0000E+00	1.0000E+00	8.4698E-01	9.7452E-01	1.0000E+00	8.4698E-01	9.7452E-01	1.0000E+00	8.4704E-01	9.7452E-01

\* FF=Fresh fuel, SF=Spent fuel, SBlk=Spent blanket

表 5 新燃料および使用済燃料の生成量及び重金属組成

Index	A-AmCm		A-MA		Pu-WG	U20%	U93%
	FF	SF	FF	SF			
Fuel	0.26*	0.23	0.23	0.20	-	-	-
tHM/GWe/yr	2.9575E-02	2.9673E-02	3.8302E-02	4.0565E-02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
U-234	4.6473E-03	4.9809E-03	6.3660E-03	6.6627E-03	0.000E+00	2.000E-01	9.3000E-01
U-235	2.3045E-03	2.5909E-03	3.1964E-03	3.5657E-03	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
U-237	4.4620E-10	4.6707E-10	3.5483E-10	3.3995E-10	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
U-238	4.9466E-06	5.4199E-06	6.9953E-06	7.6637E-06	0.000E+00	8.000E-01	7.000E-02
Np-237	1.0564E-02	8.9202E-03	7.3076E-02	5.3806E-02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Np-238	2.7857E-09	2.4680E-09	2.3997E-09	2.1366E-09	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Np-239	1.0121E-07	8.0412E-08	8.5505E-08	7.0065E-08	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Pu-238	1.4928E-01	1.5034E-01	1.7030E-01	1.6901E-01	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Pu-239	3.7792E-02	3.7462E-02	4.3775E-02	4.3479E-02	9.300E-01	0.000E+00	0.000E+00
Pu-240	1.3267E-01	1.2661E-01	1.0648E-01	1.0937E-01	7.000E-02	0.000E+00	0.000E+00
Pu-241	1.4411E-02	1.5085E-02	1.1460E-02	1.0979E-02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Pu-242	7.4966E-02	7.7429E-02	7.2461E-02	7.3594E-02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Am-241	2.9544E-01	2.0891E-01	2.5664E-01	1.8309E-01	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Am-242m	1.4858E-02	1.3163E-02	1.2956E-02	1.1396E-02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Am-243	1.1777E-01	9.3570E-02	1.0152E-01	8.1530E-02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Cm-242	1.7841E-04	7.0031E-04	1.5668E-04	5.3421E-05	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Cm-243	1.7330E-03	1.6048E-03	1.5394E-03	1.3320E-03	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Cm-244	8.4599E-02	8.1745E-02	7.6920E-02	6.7821E-02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Cm-245	2.1074E-02	1.9928E-02	1.8240E-02	1.7529E-02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Cm-246	8.1267E-03	8.4878E-03	6.6092E-03	6.9651E-03	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
U	3.6532E-02	3.7250E-02	4.7871E-02	5.0801E-02	0.000E+00	1.000E+00	1.000E+00
Np	1.0564E-02	8.9203E-03	7.3076E-02	5.3806E-02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Pu	4.0913E-01	4.0692E-01	4.0447E-01	4.0643E-01	1.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Am	4.2806E-01	3.1564E-01	3.7112E-01	2.7602E-01	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
Cm	1.1571E-01	1.1247E-01	1.0347E-01	9.3700E-02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
total	1.0000E+00	8.8120E-01	1.0000E+00	8.8078E-01	1.000E+00	1.000E+00	1.000E+00

\* ADS1 基あたりの使用済燃料発生量は 2tIHM/yr であるが、対となる高速炉の発電容量で規格化した。



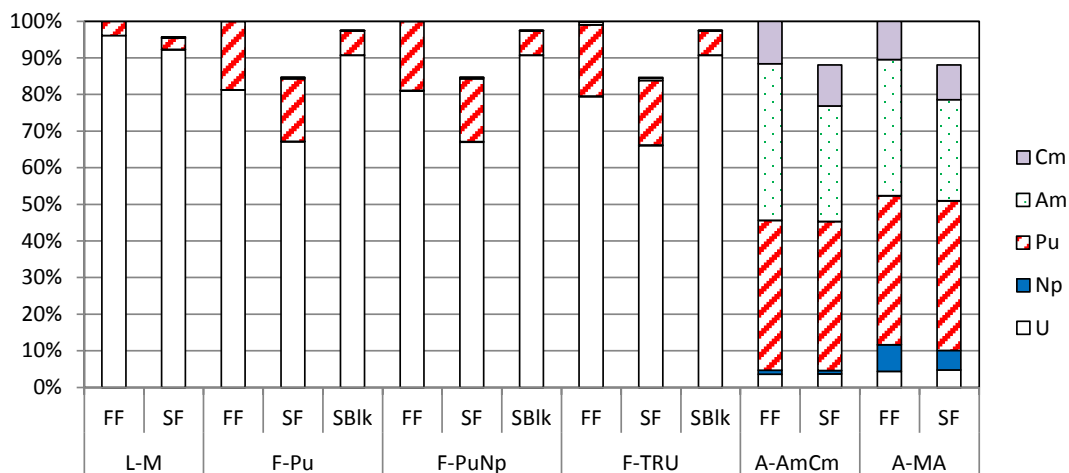


図 5 新燃料および使用済燃料の重金属重量組成

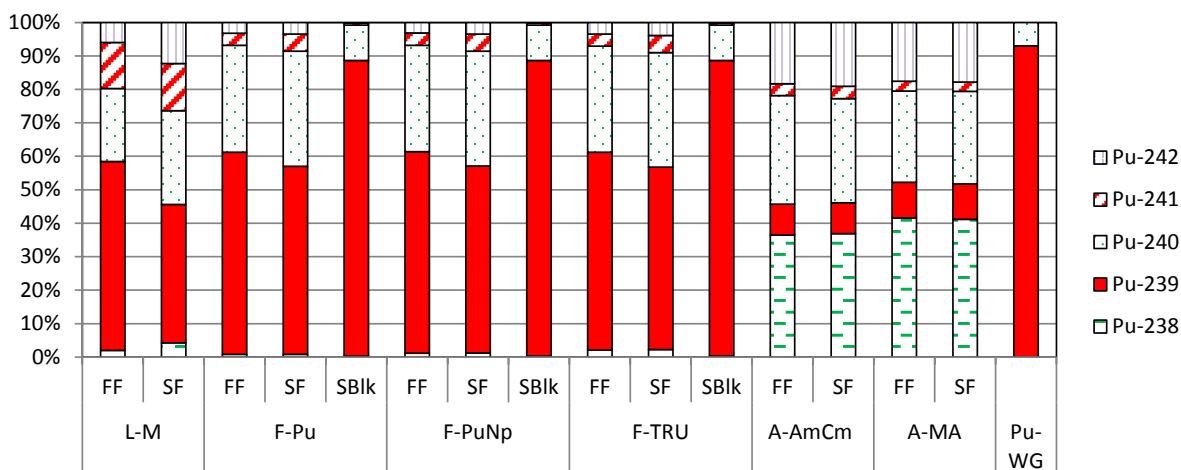


図 6 新燃料および使用済燃料の Pu 組成

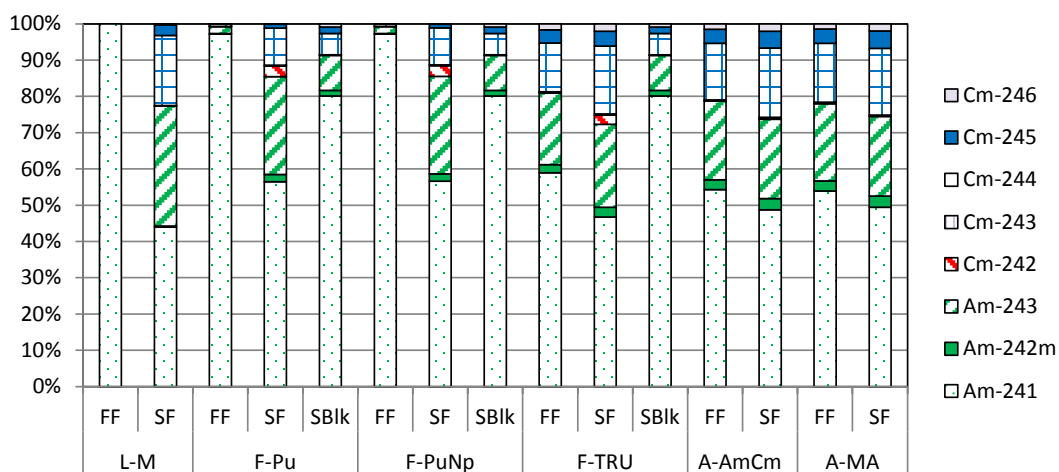


図 7 新燃料および使用済燃料の Am, Cm 組成

### 3.2 臨界質量及び放射能

表 6、表 7、及び、図 8～図 11 に、年間の生成量、臨界質量、自発核分裂中性子数、及び、発熱量を示した。生成量では、Pu が最も大きく、1GWe の出力辺り、年間 100～1000kg が発生している。これは、臨界質量に比べて一桁以上大きい。一方、Np の生成量は、10kg 程度である。AmCm は F-TRU と ADS で大きく、数十～100kg 程度となっている。

臨界質量では、Pu が最も小さくどのような組成でも 10～20kg の範囲に入っている。Np と AmCm の臨界質量は、50～80kg で、高濃縮の U と同程度である。20%濃縮ウランの臨界質量は、今回の評価手法では 750kg と評価された。

自発核分裂中性子発生率では、プルサーマル及び高速炉燃料部では  $5E+5/\text{sec/kg}$  程度である。高速炉ブランケットでは  $1E+5/\text{sec/kg}$  程度まで低下し、これは兵器級 Pu と同程度である。ADS の Pu は  $2E+6/\text{sec/kg}$  程度と比較的大きな値を持つが、これは、 $^{238}\text{Pu}$  が多いためである。Np 及び U からの中性子は非常に小さい。AmCm からの中性子発生量は非常に大きく、 $1E+8\sim 2E+9/\text{sec/kg}$  に達している。TRU としては Pu と AmCm の含有比に応じて変動している。

発熱量については、プルサーマル及び高速炉燃料部は 10～30W/kg 程度である。F-TRU は MA を含んでいるため、 $^{238}\text{Pu}$  が増加することで発熱量が増大する。高速炉ブランケット部では 5W/kg、兵器級 Pu では 2W/kg 程度である。ADS の Pu は 200W/kg 程度の大きな値となるが、これも  $^{238}\text{Pu}$  の影響である。Np 及び U の発熱量は非常に小さい。AmCm の発熱量は大きく、新燃料で 100～1000W/kg、高速炉使用済燃料では 4000W/kg に達している。

表 6 臨界質量と放射能量

Index Fuel*	L-M		F-Pu		F-PuNp			F-TRU			
	FF	SF	FF	SF	SBlk	FF	SF	SBlk	FF	SF	SBlk
生成量(kg/yr/GWe)											
Pu	7.60E+02	5.79E+02	9.95E+02	7.66E+02	1.13E+02	1.00E+03	7.70E+02	1.15E+02	1.03E+03	7.91E+02	1.22E+02
Np	4.23E-03	2.17E+01	4.41E-02	4.70E+00	1.21E+00	8.01E+00	6.84E+00	1.23E+00	8.20E+00	6.85E+00	1.31E+00
Am+Cm	5.16E+00	5.88E+01	1.97E+00	1.73E+01	3.91E-01	1.97E+00	1.74E+01	3.98E-01	5.18E+01	3.81E+01	4.25E-01
TRU	7.65E+02	6.60E+02	9.97E+02	7.88E+02	1.14E+02	1.01E+03	7.95E+02	1.16E+02	1.09E+03	8.36E+02	1.24E+02
臨界質量(kg)											
Pu	13.1	14.9	13.7	14.1	11.0	13.7	14.0	11.0	13.7	14.1	11.0
Np	65.1	←	←	←	←	←	←	←	←	←	←
Am+Cm	78.8	67.0	78.9	67.0	67.0	79.0	66.9	67.0	58.6	51.0	67.0
TRU	13.2	16.0	13.7	14.3	11.1	13.7	14.3	11.1	14.0	14.4	11.1
自発核分裂中性子発生数(n/sec/kg)											
Pu	3.82E+05	6.13E+05	4.06E+05	4.38E+05	1.21E+05	4.14E+05	4.47E+05	1.21E+05	4.43E+05	4.82E+05	1.21E+05
Np	1.05E-01	←	←	←	←	←	←	←	←	←	←
Am+Cm	1.67E+03	2.15E+09	6.97E+07	1.71E+09	7.23E+08	6.88E+07	1.70E+09	7.23E+08	1.62E+09	2.72E+09	7.23E+08
TRU	3.79E+05	1.92E+08	5.43E+05	3.80E+07	2.60E+06	5.44E+05	3.75E+07	2.60E+06	7.73E+07	1.24E+08	2.60E+06
発熱量(W/kg)											
Pu	1.61E+01	2.90E+01	8.89E+00	9.32E+00	4.60E+00	1.08E+01	1.15E+01	4.60E+00	1.60E+01	1.73E+01	4.60E+00
Np	2.07E-02	←	←	←	←	←	←	←	←	←	←
Am+Cm	1.15E+02	6.13E+02	1.31E+02	3.95E+03	2.70E+02	1.30E+02	3.94E+03	2.70E+02	4.63E+02	3.64E+03	2.70E+02
TRU	1.68E+01	8.00E+01	9.13E+00	9.60E+01	5.46E+00	1.10E+01	9.73E+01	5.46E+00	3.71E+01	1.83E+02	5.46E+00

\* FF=Fresh fuel, SF=Spent fuel, SBlk=Spent blanket

表 7 臨界質量と放射能量

Index	A-AmCm		A-MA		Pu-WG	U20%*	U93%*
	FF	SF	FF	SF			
Fuel							
	生成量(kg/yr/GWe)						
Pu	1.08E+02	9.44E+01	9.26E+01	8.16E+01			
Np	2.79E+00	2.07E+00	1.65E+01	1.07E+01			
Am+Cm	1.44E+02	9.93E+01	1.09E+02	7.42E+01			
TRU	2.55E+02	1.96E+02	2.18E+02	1.67E+02			
	臨界質量(kg)						
Pu	16.2	16.3	14.9	15.1	10.6	749.6	47.4
Np	65.1	←	←	←			
Am+Cm	55.9	48.4	55.4	52.0			
TRU	21.0	19.4	20.9	19.8			
	自発核分裂中性子発生数(n/sec/kg)						
Pu	1.62E+06	1.63E+06	1.69E+06	1.69E+06	7.21E+04	1.09E+01	1.21E+00
Np	1.05E-01	←	←	←			
Am+Cm	1.85E+09	2.30E+09	1.92E+09	2.19E+09			
TRU	1.04E+09	1.17E+09	9.59E+08	9.78E+08			
	発熱量(W/kg)						
Pu	2.10E+02	2.13E+02	2.39E+02	2.36E+02	2.29E+00	1.88E-05	5.63E-05
Np	2.07E-02	←	←	←			
Am+Cm	5.51E+02	8.05E+02	5.71E+02	6.04E+02			
TRU	4.00E+02	5.11E+02	3.87E+02	3.85E+02			

\* 濃縮ウランには Pu が含まれていないが、”Pu”の項に示す。

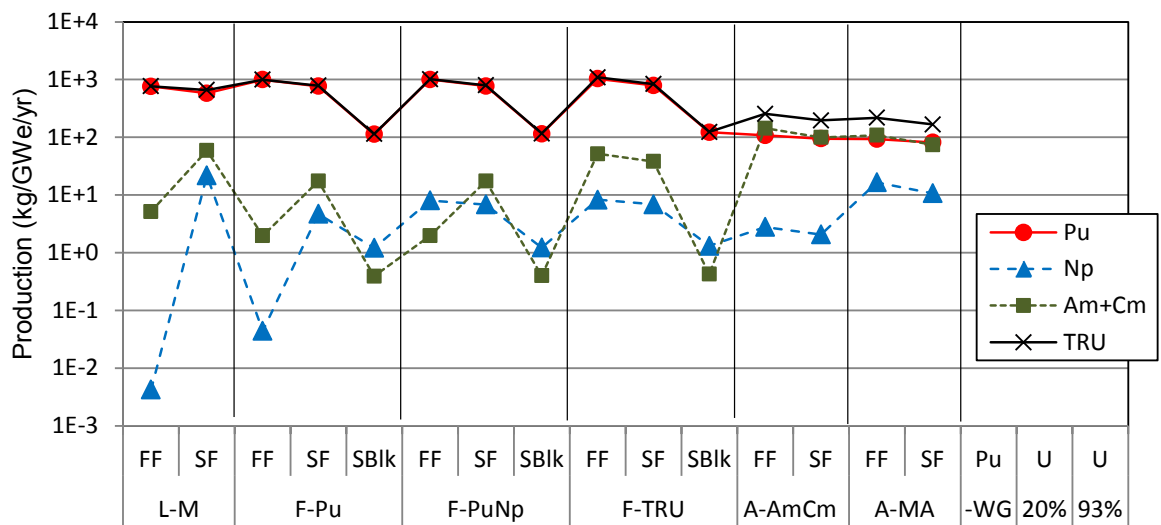


図 8 年間生成量

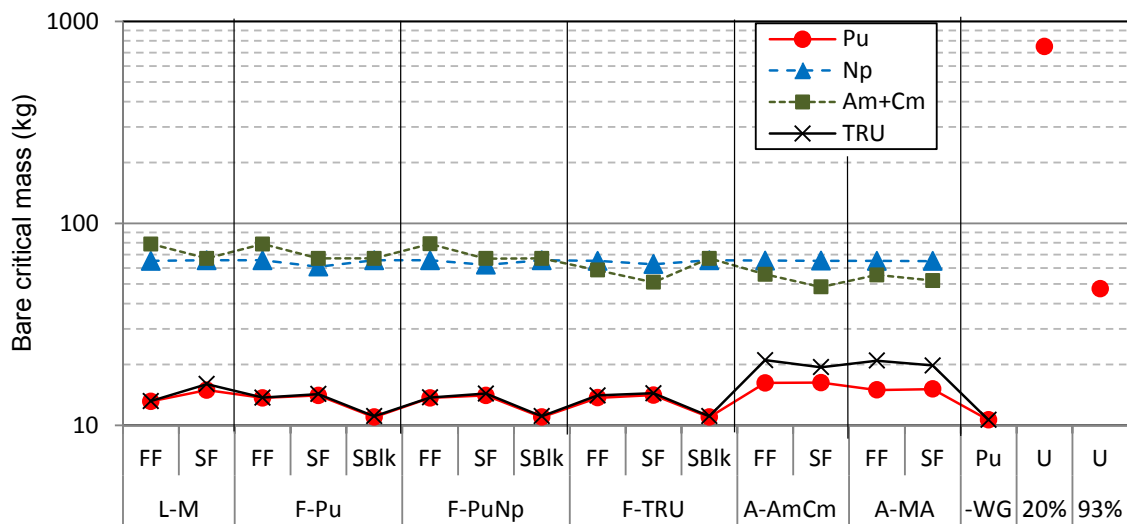


図 9 裸の臨界質量

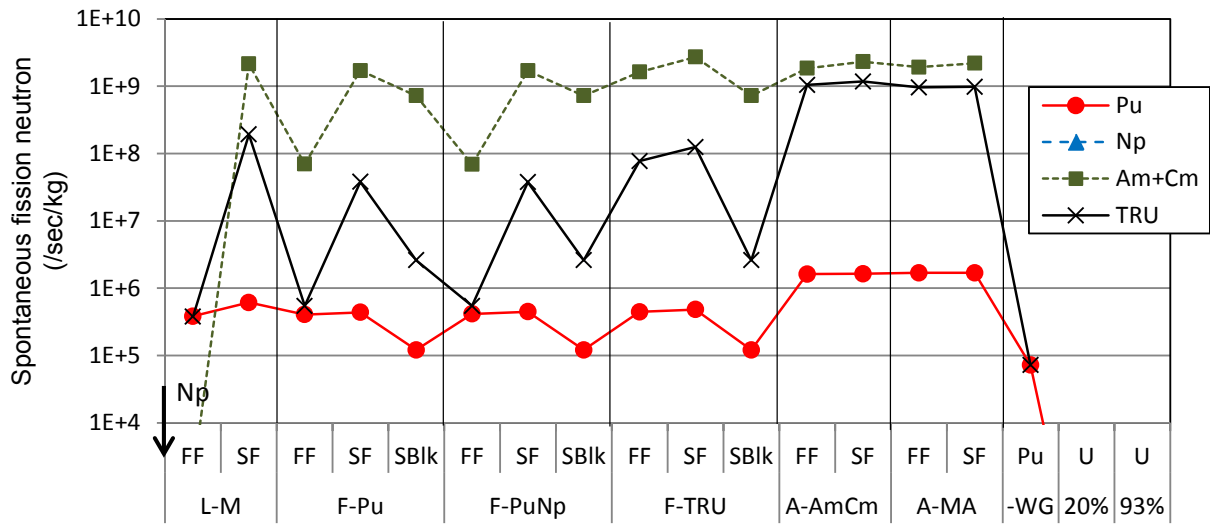


図 10 自発核分裂中性子数

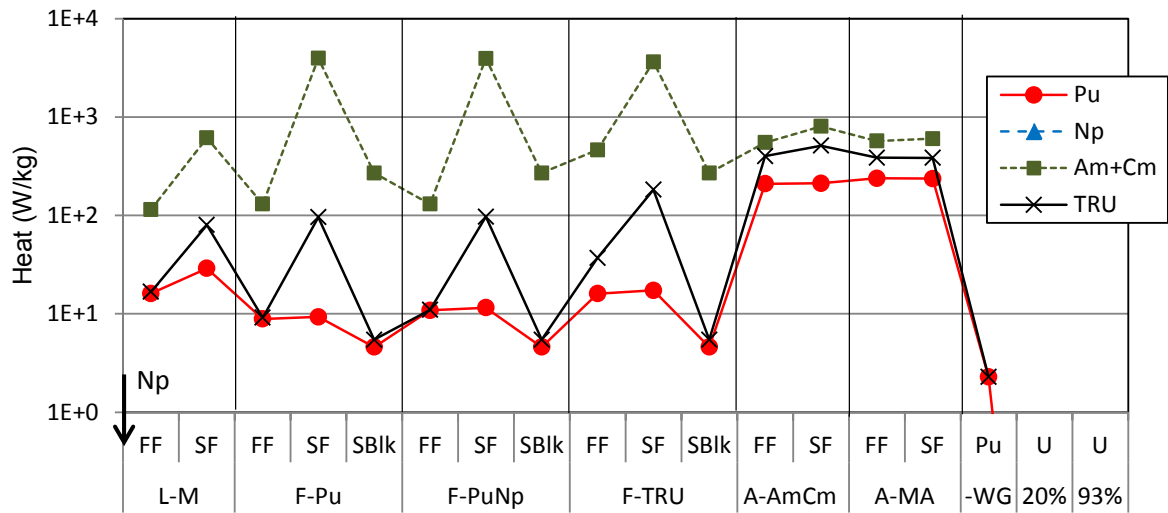


図 11 発熱量

### 3.3 魅力度

図 12 に臨界性についての FOM、すなわち、 $FOM_{BCM}$  を示す。Pu では BCM が 10kg 程度であったことから最も魅力度が高く、 $FOM_{BCM} > 2$  で、High attractiveness に分類される。その他の Np、AmCm、高濃縮ウランも臨界質量は小さく、High(H)と Medium(M)の境界付近となる。すなわち、臨界質量の観点では核拡散抵抗性は小さいと評価される。INPRO の指標でも、全て核拡散抵抗性は Weak 以下と評価される。

図 13 に自発核分裂中性子についての  $FOM_{SF}$  を示す。合わせて Pellaud の分類を示したが、FOM 指標に換算するために臨界質量 10kg を仮定したため、Np 及び AmCm については正確ではない。プルサーマル及び高速炉燃料中の Pu は M と Low(L)の境界に位置し、ブランケット及び兵器級 Pu は H に近い M に位置する。ADS 中の Pu は L である。Pu を  $FOM_{SF}$  で評価した場合、ほぼ、L~M と評価されることになる。Np と U は自発核分裂を殆ど起こさないため、 $FOM_{SF}$  は極めて大きい（魅力的である）。一方、Cm は自発核分裂を起こすため AmCm および TRU の  $FOM_{SF}$  は非常に小さくなる。ただし、プルサーマル新燃料中には  $^{241}\text{Am}$  しか含まれないため、例外的に魅力度が高くなっている。

図 14 に発熱量についての  $FOM_{heat}$  を示す。併せて、Kessler 及び IAEA による分類を示したが、自発核分裂中性子と同様、Np と AmCm については正確ではない。プルサーマル及び高速炉燃料中の Pu は 2~3 すなわち H に位置する。高速炉ブランケットと兵器級 Pu については 3 に位置する。一方、ADS 中の Pu は L に近い M に位置している。Np と U の発熱は極めて小さく魅力度が高い。AmCm は L に位置している。TRU は AmCm と Pu の比に依存して分布し、F-TRU を除いて新燃料は H、使用済燃料と ADS 燃料は M に位置している。

図 15 に  $FOM_1$  を示す。これは、 $FOM_{BCM}$  と  $FOM_{heat}$  の小さい方の値にほぼ等しい。従って、Np と U では  $FOM_{BCM}$  と、Np と U 以外は  $FOM_{heat}$  と同じ結果となる。

一方、図 16 に示した  $FOM_2$  は  $FOM_{BCM}$ 、 $FOM_{heat}$ 、及び、 $FOM_{SF}$  の最小値であるので、 $FOM_{heat}$  の効果は消え、 $FOM_{SF}$  が支配するようになる。 $FOM_2$  は（当然ながら） $FOM_1$  よりも常に小さく、Np 及び高濃縮 U が最も魅力的となる。次いで、ブランケット及び兵器級 Pu が H に近い M に位置し、その他は M と L の境界以下となる。

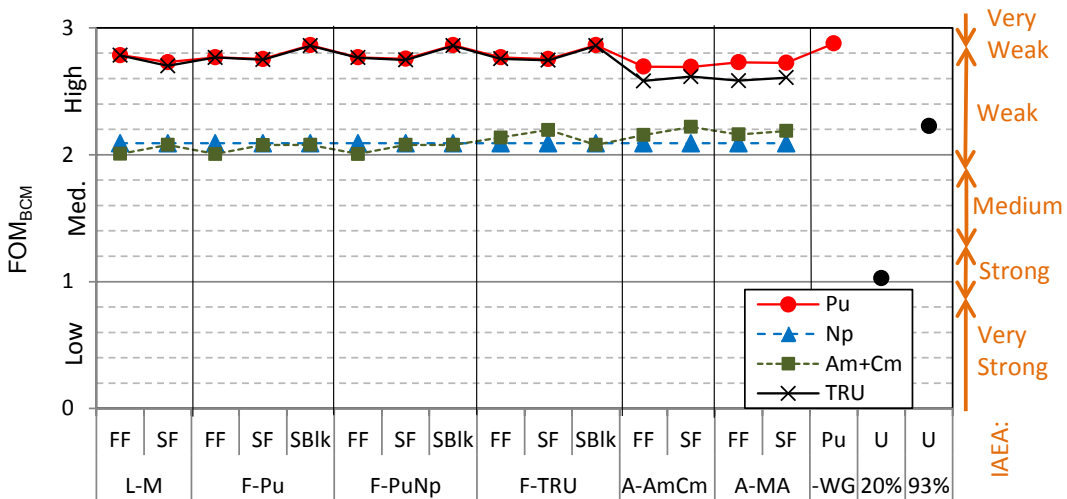


Figure 12 FOM<sub>BCM</sub>

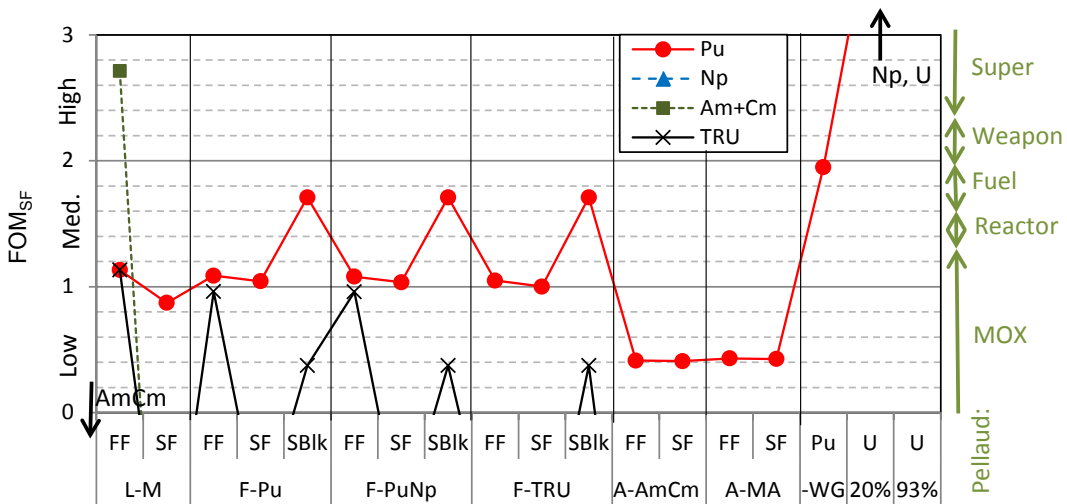


Figure 13 FOM<sub>SF</sub>

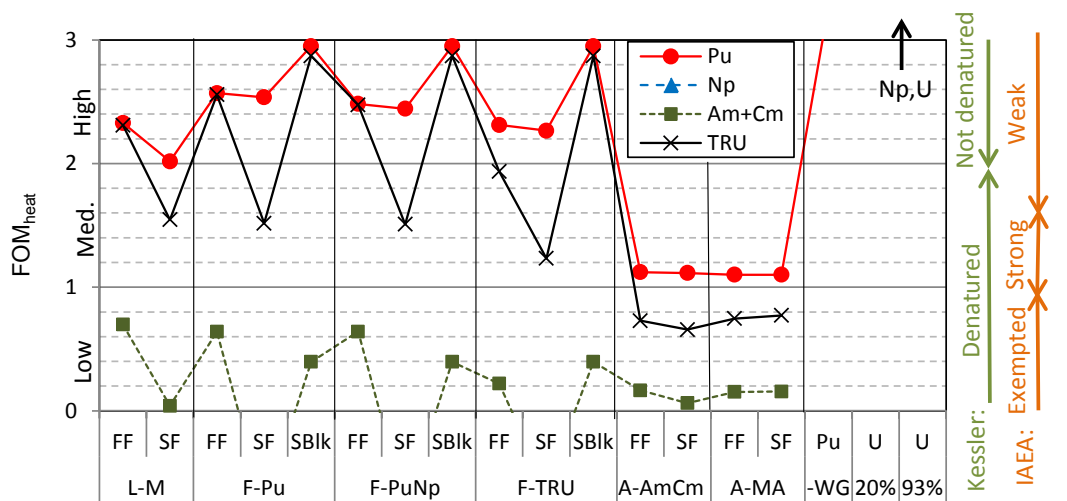


Figure 14 FOM<sub>heat</sub>



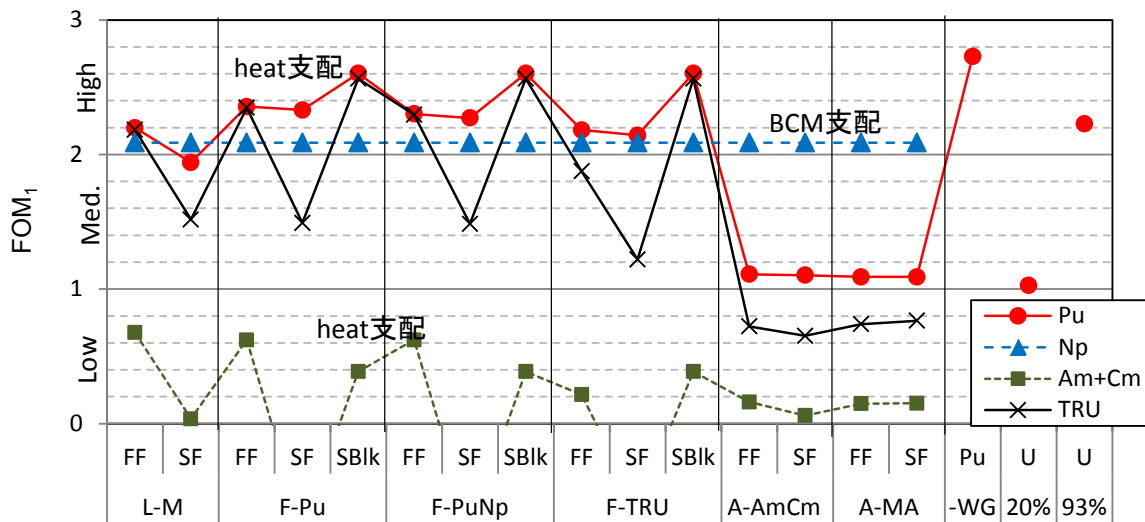


図 15 FOM<sub>1</sub>

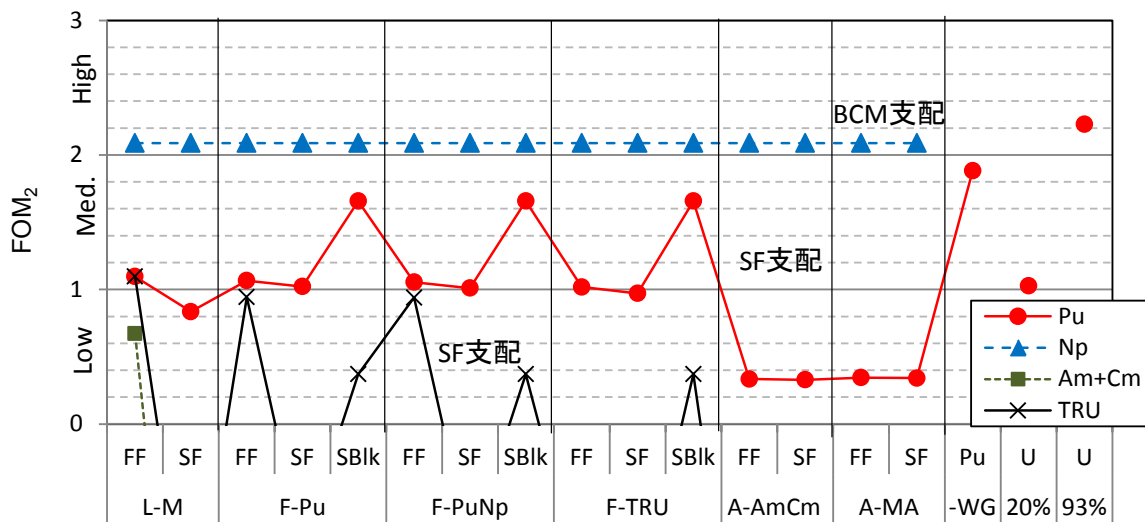


図 16 FOM<sub>2</sub>

## 4 考察

プルサーマル燃料では、新燃料と使用済み燃料の FOM 指標がほぼ同一である。Pu、Np、及び、TRU は、U から分離されれば、M~H の魅力度を有する（表 8）。すなわち、プルサーマル新燃料/使用済み燃料の転用可能性は高い。この結果は FOM<sub>1</sub> が自発核分裂中性子を考慮せず、また、発熱についても魅力度を他の指標よりも大きく評価していることに起因する。Bathe はより厳しい結果を与える FOM<sub>1</sub> を利用すべきとしているが、FOM<sub>2</sub> を採用した場合は、Pu は L~M の魅力度に下がる。

FOM<sub>1</sub> 指標の結果を表 9 にまとめる。F-Pu と A-MA の組み合わせで核変換を行った場合、高速炉の新燃料にはロス分と若干量の <sup>241</sup>Am を除いて、MA は含まれない。燃料及びブランケット中の Pu の魅力度は H である。ブランケット中の Pu は燃料中よりも魅力度が大きい、軸方向ブランケットの場合と径方向ブランケットの場合で、再処理工程での抵抗性が異なると考えられる。今回の解析結果は軸方向ブランケットに対する物であり、再処理工程では燃料部と混合されるためであり、この点は別途評価されるべきである。Np は使用済み燃料には含まれ、M~H の魅力度を有する。AmCm については魅力度が小さく、これらが混入している使用済み燃料の TRU については魅力度が M と小さくなる。ADS 燃料では Np の魅力度が最も高く M~H である。ただし、取扱量は 10kg/GWe/年程度であり、臨界量の 65kg を蓄積するのに、相当な規模の転用が必要である。ADS 燃料中の Pu の魅力度は L~M であり、高速炉燃料やプルサーマル使用済み燃料よりも小さい。

次に、F-PuNp と A-AmCm の組み合わせで核変換を行う場合、高速炉核燃料サイクルの魅力度は殆ど変わらないが、Np の取扱量が 8kg/GWe/年程度に増えるので、抵抗性が弱まる。その一方で、ADS 燃料中の Np 取扱量は 2~3kg/GWe/年に小さくなるため抵抗性が高まる。Np の取り扱い箇所が 2 カ所に増えるため、Np に着目した場合には、F-Pu と A-MA の組み合わせに比べて抵抗性で劣る。

最後に F-TRU のみで核変換を行う場合、新燃料及び使用済み燃料中の Pu の魅力度が M~H と F-Pu や F-PuNp に比べて小さくなる。これは Am と Cm を混入させた効果である。TRU 全体としても、使用済み燃料においては L~M の魅力度となる。ただし、Np については、F-PuNp と同様に 8kg/GWe/年程度の取扱量がある。抵抗性は高いものの ADS 燃料サイクルが存在しない事は、抵抗性を高めることに寄与する。

以上の結果のうち、Pu の魅力度は発熱量によって決まっている。しかし、図 4 で示したように、FOM 指標は他の評価よりも魅力度を高く評価しているため、全体的に Pu の魅力度が高く評価されている可能性がある。核分裂中性子生成量の扱いを含め、今後の評価の進展を注視する必要がある。

今回の評価では Np の魅力度が高く、無視できないことが分かった。ただし、取扱量は数 kg/GWe/年程度であり、Pu に比べて小さい。

最後に、今回評価した魅力度を低下させることで核拡散抵抗性を高めることは出来るが、最も抵抗性に寄与する制度的な因子、すなわち、保障措置を中心とした法的手段や、

技術の転用可能性、計量管理の容易さ等が重要である。今回評価した範囲では例えば Pu の魅力度にはサイクル間の差異は小さく、ADS 燃料も含めて、全て保障措置の範囲内であると考えられる。従って、更に核拡散抵抗性についての理解を深めるためには、国際的な保障措置の推移を反映した各施設の設計検討等に基づいた評価が必要である。

表 8 プルサーマル燃料の核拡散抵抗性(FOM<sub>1</sub>指標)

	新燃料	使用済燃料
Pu	M~H	M~H
Np	(M~H)*	M~H
AmCm	(L)	L
TRU	M~H	M

\* 括弧は生成量が 1kg/GWe/年以下であることを意味する。

表 9 核燃料サイクルの核拡散抵抗性(FOM<sub>1</sub>指標)

		FR 燃料		FR ブランケット		ADS	
		新燃料	使用済燃料	新燃料	使用済燃料	新燃料	使用済燃料
F-Pu +A-MA	Pu	H	H	-	H	L~M	L~M
	Np	(M~H)*	M~H	-	(M~H)	M~H	M~H
	AmCm	(L)	L	-	(L)	L	L
	TRU	H	M	-	H	L	L
F-PuNp +A-AmCm	Pu	H	H	-	H	L~M	L~M
	Np	M~H	M~H	-	(M~H)	M~H	M~H
	AmCm	L	L	-	(L)	L	L
	TRU	H	M	-	H	L	L
F-TRU	Pu	M~H	M~H	-	H		
	Np	M~H	M~H	-	(M~H)		
	AmCm	L	L	-	(L)		
	TRU	M~H	L~M	-	H		

\*括弧は生成量が 1kg/GWe/年以下であることを意味する。

## 5 結言

本稿では、MA を核変換するための核変換を含んだ核燃料サイクルで取り扱われるアクチノイド量とその放射エネルギーを計算し、核物質としての魅力度を評価した。

核燃料サイクルとして、高速炉で Pu のみを利用し、併存する ADS で MA を核変換する場合 (F-Pu+ADS-MA)、高速炉で Pu と Np を利用し、ADS で Am と Cm を核変換する場合 (F-PuNp+ADS-AmCm)、及び、高速炉で Pu と MA を全て利用する場合 (F-TRU) の 3 通りを想定し、5 つの核燃料サイクル (高速炉 3+ADS2) を評価した。

まず、平衡時の新燃料と使用済燃料の組成を求め、それらから、Pu を分離した場合、Np を分離した場合、AmCm を分離した場合、TRU を分離した場合について、それぞれの裸の臨界質量(BCM)、自発核分裂中性子発生率、及び、発熱量を計算した。いずれの場合も、核分裂生成物は完全に除去されていると仮定した。これらの計算結果を Bathke が提案した FOM<sub>1</sub> 指標に換算した。ただし、FOM<sub>1</sub> 指標には自発核分裂中性子発生率は含まれない。FOM<sub>1</sub> 指標では、核物質の魅力度を High (H)、Medium (M)、Low (L)、Very low (VL) に分類する。20%濃縮ウランは M と L の境界に位置している。また、参考値として計算した軽水炉プルサーマル燃料中の Pu は M~H の魅力度となった。以下に得られた結果を示す。

- F-Pu と F-PuNp の燃料部に含まれる Pu の魅力度は H であり、F-TRU では MA を含んで高次化することで M~H に若干低下する。また、
- F-Pu と F-PuNp の燃料部に含まれる TRU の魅力度は新燃料で H、使用済燃料で M であり、F-TRU では、それぞれ M~H、L~M に低下する。
- F-のブランケット部に含まれる Pu の魅力度は H で、核兵器級 Pu と同等である。ただし、平衡期の高速炉は軸方向ブランケットしか持たないため、同時に再処理することにより緩和される。
- ADS 燃料中の Pu は L~M、TRU 及び MA は L であり、高速炉サイクル中よりも小さい。
- Np を含む全ての燃料で、分離 Np の魅力度が M~H であり無視できない。特に ADS の場合は、Np の魅力度が Pu よりも大きくなる。ただし、取扱量は数 kg/GWe/年程度であり、Pu に比べて小さい。
- 分離された Am と Cm の魅力度は常に L 以下である。

このように、相対的な比較では F-Pu と F-PuNp よりも F-TRU の方が、魅力度が若干小さかった。また、ADS-AmCm 及び ADS-MA では魅力度が更に小さくなるが、ADS サイクルは FR サイクルと共存しなくてはならず、FR サイクルの魅力度が支配的となる。全ての核燃料サイクルにおいて、Pu 或いは Np の魅力度が M 以上あり、保障措置を免れないことから、その他の核拡散抵抗性の要素、すなわち、制度的枠組み、再処理における転用の容易さ、検出の容易さ、施設設計等が重要である。その一方で、Am・Cm や ADS

における TRU の魅力度は L 以下であり、これらに対する高頻度な計量は不要であると考えられる。

今回用いた Bathke の FOM 指標は他の評価指標と比べて不整合が見られ、また、高出力を阻害する自発核分裂中性子を考慮しない点など、改善すべき点が見られる。今後のより合理的な指標の開発が必要である。

## 参考文献

- 1) 西原健司, 大井川宏之, アクチニド核種のマスバランス解析に基づく群分離・核変換サイクルの導入シナリオと効果の検討, JAEA-Research 2006-081, 2006.
- 2) OECD Nuclear Energy Agency, ZZ ORIGEN2.2-UPJ, A complete package of ORIGEN2 libraries based on JENDL-3.2 and JENDL-3.3, <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/NEA-1642/>, (2006).
- 3) 核燃料サイクル開発機構, 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ II 中間報告－燃料サイクルシステム技術検討書－, JNC TN9400 2004-036, 2004.
- 4) 日本原子力研究開発機構, 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズ II 技術検討書－(2) 燃料サイクルシステム－, JAEA-Research 2006-043, 2006.
- 5) Bathke, C. G., Ebbinghaus, B. B., Sleaford, B. W., et al., The Attractiveness of Materials in Advanced Nuclear Fuel Cycles for Various Proliferation and Theft Scenarios, Proceedings of Global 2009, Paris, France, 6-11 Sep 2009, Paper No. 9544, 2009.
- 6) IAEA, Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems INPRO Manual — Proliferation Resistance, IAEA-TECDOC-1575 Rev. 1
- 7) Pellaud, B., Proliferation Aspects of Plutonium Recycling, J Nucl Mater Management, vol. 31, 2002, pp. 30-38.
- 8) IAEA, The Structure and Content of Agreements Between the Agency and States Required in Connection with the Treaty on the Non-proliferation of Nuclear Weapons, INFCIRC/153, 1972.
- 9) Artisyuk, V., Saito, M., Takibayev, A., Sagara, H., Radiation dose as a barrier against proliferation for advanced fuel composition, J Nucl Scie Technol, vol. 45, no. 10, 2008, pp.1009-1015.
- 10) Kang, J., Hippel, F., Limited Proliferation-Resistance Benefits from Recycling Unseparated Transuranics and Lanthanides from Light-Water Reactor Spent Fuel, Science and Global Security, vol. 13, 2005, pp. 169-181.

- 11) Kessler, G., Plutonium Denaturing by  $^{238}\text{Pu}$ , Nucl Scie Eng, vol. 155, 2007, pp. 55-73.
- 12) Kessler, G., et. al., A new scientific solution for preventing the misuse of reactor-grade plutonium as nuclear explosive, Nucl Eng Design, vol. 238, 2008, pp. 3429-3444.
- 13) Kimura, Y., Saito, M., Sagara, H., Evaluation of Proliferation Resistance of Plutonium Based on Decay Heat, J Nucl Scie Technol, vol. 48, 2011, pp. 715-723.