

原子炉における燃料資源利用効率の考察

キーワード： 原子炉， 燃料サイクル， 天然ウラン， プルトニウム， 劣化ウラン， 燃料燃焼度

山 地 憲 治

〔要 旨〕

14 種類の原子炉（ウラン燃料装荷転換炉 9 種， プルトニウム燃料装荷転換炉 3 種， 高速増殖炉 2 種）の平衡サイクル特性を前提として， いくつかの原子炉システムについて燃料資源利用効率の解析を行なった。資源利用効率は， 原子炉システムにおいて消費される天然ウランの潜在エネルギーに対するシステムのエネルギー生産量の比率として定義した。

まず， ウラン燃料装荷転換炉について， 取出燃料中の未燃焼ウランやプルトニウムの再利用を行なう場合と行わない場合の燃料資源利用効率を比較した。残存燃料の再利用を行わない場合の効率（ワンスルー効率）は在来型軽水炉で 0.57% 程度であり， 燃料の燃焼度を高めることで 1～2 割上昇すること等がわかった。回収燃料中の核分裂性物質の全量リサイクルを行なうと効率は軽水炉においても 1% 程度まで上昇するが， 燃料リサイクルによる効率向上度合は， 高燃焼度化軽水炉や新型軽水炉のようにワンスルー効率を高めた転換炉では小さくなる傾向があることがわかった。

次に増殖炉の燃料資源利用効率を親物質のフローに着目して評価した。増殖炉システムにおいては， 親物質のリサイクル中に燃料サイクル工程でのロスとして失われる量が利用効率の上限を定める。ロス率 2% という仮定で評価して増殖炉の燃料資源利用効率として 67～80% という値を得た。

最後に， ウラン燃料装荷転換炉（プルトニウム生産炉）で生産したプルトニウムをプルトニウム燃料装荷転換炉（プルトニウムリサイクル炉）へ供給する原子炉システムについて燃料資源利用効率を評価した。プルトニウム生産炉 7 種とリサイクル炉 3 種を組み合わせ， 21 ケースについて検討した。その結果， 軽水炉をプルトニウム生産炉とし， 高転換炉（HCR）をプルトニウムリサイクル炉として組み合わせれば， 全体として 2% を越える燃料資源利用効率を達成することも可能であるが， リサイクル炉として軽水炉プルサーマルや新型転換炉（ATR）を使う場合には， 1.5% 程度が限度であること等がわかった。ただし， リサイクル炉の取出燃料は再利用せず， プルトニウムのリサイクルは 1 回だけとした場合には， HCR へのプルトニウムリサイクルによる効率向上は非常に小さいものとなり， この場合には ATR へリサイクルする組合せにおいて最も効率向上度合が大きくなる。その他回収ウランの再濃縮リサイクルによる効果や濃縮プロセスの廃棄分も含めて ^{235}U の完全利用が実現した場合の効果も評価された。

1. 緒言
 2. 燃料資源利用効率解析の基本式
 - 2.1 ワンスルー効率
 - 2.2 転換炉における燃料リサイクル効果
 - 2.3 増殖炉における燃料資源利用効率
 3. 転換炉におけるプルトニウム利用
 - 3.1 原子炉内でのプルトニウム燃焼
 - 3.2 プルトニウムリサイクルによる効率向上
 4. ^{235}U 損失の回収
 - 4.1 減損ウランリサイクルによる効率向上
 - 4.2 ^{235}U の完全利用の効果
 5. 結語
- 参考文献

1. 緒言

原子力の特長は燃料重量あたりのエネルギー集約度が極めて高く、かつ燃料の自己再生産を行うことである。原子力の燃料であるウランやトリウムはそのすべてが核分裂してエネルギー生産を行えば重量あたりにして石油の約 200 万倍のエネルギーを発生する。後で解析するように、現在実用化されている軽水炉での利用においても、天然ウランから同重量の石油の 1 万倍程度のエネルギー発生を実現しており、発生エネルギーの 1/3 強は自己生産したプルトニウムにより生じている。また、増殖型原子炉がその燃料サイクルを含めて実用化されれば、燃料の拡大再生産が可能となり、理論的には、燃料資源利用効率の上限である石油の約 200 万倍のエネルギー集約度に近い効率を達成できることが示される。

エネルギー集約度が高く、しかもその集約度が技術に強く依存するということは、エネルギーコストが燃料資源の価格にほとんど依存せず、エネルギーを生産する技術のコストによって主に決められることを意味する。つまり、原子力という特殊なエネルギーにおいては、それを発生する技術（原子炉と燃料サイクル）によってコストも資源の利用効率も決定的な変化をうけるのである。本稿では、いくつかの種類の原子炉、より正確には、燃料資源と原子炉群の

組合せである原子炉システムについてその燃料資源利用効率の解析を行なう。

ここで考察の対象とする原子炉システムは、システム規模が一定で定常状態にあるものとする。つまり、原子炉の装荷燃料および取出燃料の構成が各々一定になる平衡燃料サイクルにおける原子炉システムの特性を前提とする。具体的には、原子力長期戦略検討にしばしば用いられているデータを収集して、表 1、表 2 のような平衡サイクル特性を前提とした。なお、規模変化を伴う原子炉システムを扱うには初装荷燃料インベントリと寿命後の廃止炉心、更により厳密に扱うには過渡サイクルの特性も含めて考察せねばならない。このような燃料サイクルを介した原子炉システムの動学的な特性の検討については、参考文献 [3, 6, 7, 8] 等を参照されたい。

2. 燃料資源利用効率解析の基本式

原子力における燃料資源利用効率は、燃料が発生するエネルギー量を、その原料として消費された天然ウラン（あるいはトリウムも考えられるが、以下天然ウランについてのみに言及する）の持つ最大潜在エネルギー量に対する比率として表現することで示される。天然ウランの持つ最大潜在エネルギー量とはそのすべてが核分裂した場合に発生するエネルギー量である。天然ウラン中の原子核 1 個が核分裂すると約 200

表 1 前提としたウラン燃料装荷原子炉の平衡サイクルの特性 (原子炉出力 1,000 MWe あたり)

炉型	BWR (在来の沸騰 水型軽水炉)	PWR (在来の加圧 水型軽水炉)	BWR(HB) (在来型 BWR) (の高燃焼度化)	PWR(HB) (在来型 PWR) (の高燃焼度化)	ABWR (新型 BWR)	APWR (新型 PWR)	ATR(U) (濃縮ウラン装 荷新型転換炉)	CANDU (天然ウラン 装荷重水炉)	GCR (天然ウラン装 荷重鉛減速炉) ス冷却炉
諸元									
平衡装荷燃料	重ウラン濃縮度 (%) 28.37	25.4	25.5	18.0	20.3	17.2	27.472	171.0	300.0
	28.37	25.4	25.5	18.0	20.3	17.2	27.472	171.0	300.0
	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	3.0	3.20	3.4	4.7	4.0	4.0	2.320	0.71	0.71
平衡取出燃料	重ウラン濃縮度 (%) 27.41	24.5	24.4	17.1	19.3	16.3	26.522	170.0	298.0
	27.17	24.3	24.2	16.9	19.1	16.1	26.318	170.0	298.0
	0.160	0.17	0.15	0.11	0.12	0.12	0.108	0.470	0.600
	0.90	0.90	0.78	1.06	0.73	0.56	0.208	0.23	0.40
取出平均燃焼度 (MWD/t)	29,500	31,900	38,000	49,700	45,000	51,200	32,000	7,300	4,500
備考	12ヶ月運転3ヶ月定検	3ヶ月定検	15ヶ月運転2ヶ月定検	15ヶ月運転3ヶ月定検	18ヶ月運転2ヶ月定検	15ヶ月運転3ヶ月定検	設備利用率76%	設備利用率100%	
データ出所	参考文献〔2〕による			ヒアリングによる			参考文献〔2〕による		参考文献〔4〕による。 但し、平衡取出燃料の重金 原量は燃焼度が小さいので ウラン量と同じとした。

表 2 前提としたプルトニウム燃料装荷原子炉の平衡サイクルの特性 (LWR(Pu) を除いて原子炉出力 1,000 MWe)

諸元	炉型	LWR(Pu) (軽水炉プルサーモ ル中 MOX 燃料 分約 310 MWe) 相当	ATR(Pu) (プルトニウム装 荷新型転換炉)	HCR (プルトニウム装 荷高転換炉)	FBR(1) (高速増殖炉)		FBR(2) (高燃焼度化した高速増殖炉)	
					炉心	ブランケット	炉心	ブランケット
平衡装荷燃料	重	7.99	27.506	21.3	9.075	17.945	5.2	6.9
	ウ	7.46	26.795	18.7	7.472	17.945	4.1	6.9
	分裂性	0.30	0.512	1.8	1.154	—	0.76	—
	ウラン濃縮度 (%)	0.71	0.711	0.2	0.3	0.3	0.3	0.3
平衡取出燃料	重	7.67	26.558	20.2	8.357	17.898	4.5	6.9
	ウ	7.28	26.097	17.8	6.809	17.599	3.5	6.6
	分裂性	0.21	0.176	1.7	1.050	0.287	0.65	0.27
	ウラン濃縮度 (%)	0.44	0.140	0.07	0.167	0.260	0.1	0.2
取出平均燃焼度 (MWd/t)		31,900	32,000	42,000	74,000 (炉心)	150,000 (炉心)		
備考	炉型毎に運転パターン (が異なるので年間電力 生産量は一定ではない)	設備利用率 76%	設備利用率 80%	設備利用率 80%	設備利用率 80%			
データの出处		参考文献 [2] による 但し LWR(Pu) は PWR(Pu-SGR) のプルトニウム装荷燃料集合体に関する特性とした。				ヒアリングによる		

MeV のエネルギーが発生するので、すべて核分裂するとすれば重量あたりで表現して、天然ウラン1グラムあたり約 0.95 MWd となる¹⁾。この最大潜在エネルギー量との比率で燃料資源利用効率を定義する。

2.1 ワンスルー効率

まず、天然ウランをそのまま或いは濃縮して燃料に加工し、平衡サイクルの原子炉に装荷して1回だけ炉内で利用し、取出燃料中に含まれる未燃焼のウランや生産されたプルトニウムの再利用は考えないケースを考える。この場合の燃料資源利用効率をワンスルー効率と呼ぶことにする。

ワンスルー効率は燃料の単位重量あたりの発生エネルギーで定められる 燃焼度 (MWd/t という単位が用いられる) と濃縮プロセスにおけるウラン損失で決定される²⁾。

ウラン濃縮プロセスにおける物質バランスから次式が成立する³⁾。

$$\frac{F}{P} = \frac{e_p - e_t}{e_f - e_t} \quad (1)$$

ここに

P : ウラン燃料装荷量 (t/年)

F : Pを生産するに要する天然ウラン量 (t/年)

e_p : ウラン燃料の濃縮度 (%)

e_t : 濃縮プロセスにおける廃棄ウラン濃度 (%)

e_f : 天然ウランの濃縮度 (0.71%)

一方、燃焼度を B(MWd/t) とすると、平衡サイクルにおけるエネルギー発生量は BP (MWd/年) となるので、天然ウラン 1g の最大潜在エネルギー量が 0.95 MWd であることを考慮して、ワンスルー効率 E₁ は次式で与えられる。

$$E_1 = \frac{BP}{0.95 \times 10^6 F} = \frac{B}{0.95 \times 10^6} \cdot \frac{0.71 - e_t}{e_p - e_t} \quad (2)$$

表1に示すウラン燃料装荷原子炉の特性を用いて E₁ を算出することができる。e_t=0.2% の場合の結果が表5の第一行に、e_t=0 の場合の結果が表11の第一行に各々示されている。

表5からわかるように、現行の軽水炉のワンスルー効率は 0.57% 程度であるが、高燃焼度化或いは新型軽水炉の導入によりこれが1~2割増大し APWR では 0.72% 程度まで高ま

- 1) 核分裂反応が定常状態で継続されている場合 (つまり核分裂連鎖反応が維持され核分裂生成物の崩壊連鎖が平衡に達している時)、核分裂あたり放出されるエネルギーはほぼ下表のように分配される (出所 [1])。

(単位: MeV)	
核分裂片の運動エネルギー	167
中性子の運動エネルギー	5
即発γ線のエネルギー	7
余分の中性子の吸収からのエネルギー†	3-12
小計	182-191
核分裂生成物からのγ線のエネルギー	6
核分裂生成物からのβ線のエネルギー	8
中性微子のエネルギー	(12)
小計 (回収可能なエネルギー)	14
合計 (回収可能なエネルギー)	196-205

† 余分の中性子が何個どのように吸収されるかによる。

核爆発時や原子炉出力急上昇時のように、瞬間的に発生するエネルギーは上表の上4項の和 (182~191 MeV) になる。また中性微子のエネルギーは利用できない。したがって、上表より定常運転の原子炉で利用可能なエネルギーは核分裂あたり約 200 MeV と考えることができる。これは、核分裂する原子核の重さを ²³⁵U で代表して考えると、1g の燃料がすべて核分裂すると約 0.95 MWd のエネルギーが発生することを意味する (なお 1 MeV=1.6×10⁻¹³ J, 1 MWd=8.64×10¹⁰ J)。

- 2) ウラン濃縮プロセス以外の燃料サイクル工程でのウラン損失は、転換比が1に近い高転換炉で燃料をリサイクル利用する場合の効率を求める場合を除けば、転換炉の燃料資源利用効率算定においては重要でない。ただし、2.3で述べるように、増殖炉における資源利用効率算定では燃料サイクル工程のロス率が重要な因子となる。
- 3) ウラン濃縮工程での、ウラン重量 (²³⁵U+²³⁸U) バランスと ²³⁵U 重量バランスを表わす下の2式より導出される。

$$F = P + T, \quad e_f F = e_p P + e_t T$$

ここで Tは廃棄ウラン量

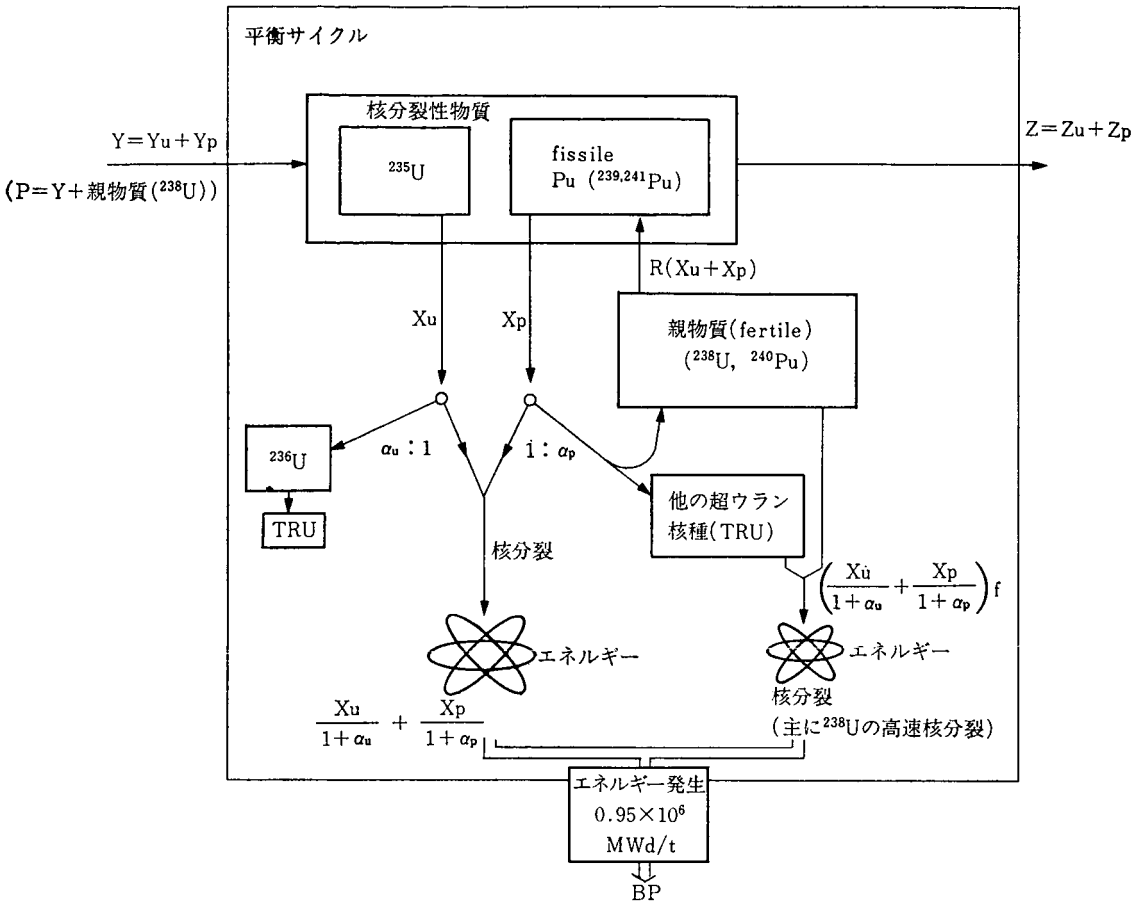


図 1 平衡サイクルにおける核分裂性物質のバランスとエネルギー発生

る見通しである。重水炉である ATR(U) と CANDU のワンスルー効率は 0.8% 程度と高いが、天然ウラン使用 GCR はワンスルー効率は 0.5% 以下で最も低い。また表 5 と表 11 を比較して、濃縮廃棄濃度をゼロとすればワンスルー効率は 3 割程度増大することがわかる。

2.2 転換炉における燃料リサイクル効果

ワンスルー効率においては取出燃料中に残存する未燃焼ウランやプルトニウムの燃料としての価値が無視されている。これらの少なくとも一部は回収して原子炉にリサイクルすることでエネルギー発生に寄与することができる。

(1) 核分裂性物質フロー

この燃料リサイクルの効果を解析するために、原子炉における燃料の燃焼過程を図 1 に示す簡略化されたモデル⁴⁾ で表現する。

まず平衡サイクルにおける ^{235}U と核分裂性プルトニウムの物質バランスから各々以下の (3), (4) 式が成立する。

4) 簡略化のための主要な条件は、核反応特性を表わすパラメータである R, α_i, f を平衡サイクル期間中一定と考えたことである。実際には、燃焼に伴う核種構成と中性子束の変化によって、これらの値は少しずつ変化する。また、核分裂性プルトニウムには ^{239}Pu と ^{241}Pu の 2 核種があるが 1 変数で代表させた。ただし既報 [6, 8] では ^{238}U も含めて核分裂性物質をひとまとめにモデル化しており、それよりは改善されている。

$$Y_u - X_u = Z_u \quad (3)$$

$$Y_p - X_p + R(X_u + X_p) = Z_p \quad (4)$$

ここに

X_i : 中性子との核反応で消滅した量(燃焼量)
(t/年)

Y_i : 装荷量 (t/年)

Z_i : 取出量 (t/年)

$i = u$: ^{235}U , p : 核分裂性プルトニウム

R : 転換比(核分裂性物質の消滅速度に対する生産速度の比, これが1より大きいと増殖比と呼ぶ)⁵⁾

一方, エネルギー生産のバランスから次式が成立する。

$$BP = 0.95 \times 10^6 \left(\frac{X_u}{1 + \alpha_u} + \frac{X_p}{1 + \alpha_p} \right) (1 + f) \quad (5)$$

ここに

α_i : 物質 i について核分裂反応に対する捕獲反応の比

f : 核分裂性物質の核分裂に対するその他の核種の核分裂(主として ^{238}U の高速核分裂)の比

前提とした平衡サイクル特性から Y_i, Z_i, B, P は与えられるので, X_u は(3)式より定まり, 残りの未知数 $X_p, R, \alpha_u, \alpha_p, f$ のうち3変数に値を設定すれば, 他の2変数は(4), (5)式より導ける。これら未知数のうち, 転換炉において原子炉の種類にそれほど大きく依存しないと思われるものは α_i と f であるので, これらを以下のように設定した⁶⁾。

HCR を除くすべての転換炉について

$$\alpha_u = 0.2, \alpha_p = 0.5, f = 0.05$$

HCR について

$$\alpha_u = 0.2, \alpha_p = 0.3, f = 0.1$$

以上の条件下で各転換炉での燃焼過程の核分

裂性物質バランスを算出した。結果を表3と表4に示す。この結果を用いてプルトニウムリサイクルの効果と未燃焼ウランのリサイクルの効果を分離して解析することが可能であるが, これについては後述する。ここでは ^{235}U と核分裂性プルトニウムを区別せず, 一括して核分裂性物質として扱い燃料リサイクル効果の基本特性を説明する。

(2) 転換比と核分裂性物質残存率

今, 平衡サイクルにおける核分裂性物質の燃焼量, 装荷量および取出量を各々 X, Y, Z とすれば

$$X = X_u + X_p : Y = Y_u + Y_p : Z = Z_u + Z_p \quad (6)$$

であり, (3), (4), (6)式より次式が導かれる。

$$Y - (1 - R)X = Z \quad (7)$$

ここで, 平衡サイクルにおける核分裂性物質残存率 β を次のように定義すれば,

$$\beta = \frac{(\text{平衡サイクル核分裂性物質取出量})}{(\text{平衡サイクル核分裂性物質装荷量})} = \frac{Z}{Y} \quad (8)$$

5) R の値は, 核分裂性物質に吸収される1個の中性子について, 核反応や炉外へのモレを考慮した中性子バランスを解析することで求められるが, ここでは, 前提とした平衡サイクルにおける積分量としての物質バランスから逆算する。

6) 参考文献[1]ではPWRにおける熱中性子に対する核種の実効特性値として次の α 値が示されている。

	α
^{235}U	0.2398
^{239}Pu	0.5430
^{241}Pu	0.3765

また, HCR では中性子スペクトルが硬いので核分裂性プルトニウムの α 値が小さくなる。これらを参考にして α の設定を行なった。また, 同参考文献ではPWRにおける高速核分裂係数として1.0476が示されている。これを参考に, 通常の転換炉については $f=0.05$ とした。ただしHCRでは高速核分裂効果が増えるので2倍の値を設定した。

表 3 平衡サイクルにおける核分裂性物質バランスと導出された平均炉物理パラメータ（ウラン燃料装荷原子炉について）

諸 元		炉 型		BWR	PWR	BWR (HB)	PWR (HB)	ABWR	APWR	ATR (U)	CANDU	GCR
装 荷 量 (Y)	^{235}U (t/年)	0.8511	0.8128	0.867	0.846	0.812	0.688	0.6374	1.2141	2.13		
	核分裂性プルトニウム (t/年)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	合 計 (t/年)	0.8511	0.8128	0.867	0.846	0.812	0.688	0.6374	1.2141	2.13		
燃 焼 量 (X)	^{235}U (t/年)	0.6066	0.5941	0.6782	0.6669	0.6726	0.5978	0.5826	0.8231	0.938		
	核分裂性プルトニウム (t/年)	0.5003	0.4758	0.6093	0.5117	0.5330	0.5770	0.5937	0.8483	0.8576		
	合 計 (t/年)	1.1069	1.0699	1.2876	1.1786	1.2055	1.1748	1.1763	1.6714	1.7956		
取 出 量 (Z)	^{235}U (t/年)	0.2445	0.2187	0.1888	0.1791	0.1394	0.0902	0.0547	0.391	1.192		
	核分裂性プルトニウム (t/年)	0.16	0.17	0.15	0.11	0.12	0.12	0.108	0.47	0.6		
	合 計 (t/年)	0.4045	0.3887	0.3388	0.2891	0.2594	0.2102	0.1627	0.861	1.792		
核分裂性物質残存率 ($\beta=Z/Y$)		0.4753	0.4782	0.3907	0.3418	0.3195	0.3055	0.2553	0.7092	0.8413		
サイクル平均転換比 (R)		0.5965	0.6036	0.5897	0.5275	0.5416	0.5933	0.5965	0.7887	0.8118		
サイクル平均 $\alpha(\sigma_c/\sigma_f)$ (核分裂性物質の中性子捕獲/核分裂比)		0.3193	0.3172	0.3255	0.3141	0.3164	0.3307	0.3347	0.3356	0.3267		

表 4 平衡サイクルにおける核分裂性物質バランスと導出された平均炉物理パラメータ（プルトニウム燃料装荷転換炉について）

諸 元		炉 型		LWR(Pu)	ATR(Pu)	HCR
装 荷 量 (Y)	^{235}U (t/年)	0.0530	0.1905	0.0374		
	核分裂性プルトニウム (t/年)	0.3	0.512	1.8		
	合 計 (t/年)	0.3530	0.7025	1.8374		
燃 焼 量 (X)	^{235}U (t/年)	0.0209	0.1540	0.0249		
	核分裂性プルトニウム (t/年)	0.3571	1.1311	1.0859		
	合 計 (t/年)	0.3780	1.2851	1.1108		
取 出 量 (Z)	^{235}U (t/年)	0.0320	0.0365	0.0125		
	核分裂性プルトニウム (t/年)	0.21	0.176	1.7		
	合 計 (t/年)	0.2420	0.2125	1.7125		
核分裂性物質残存率 ($\beta=Z/Y$)		0.6857	0.3025	0.9320		
サイクル平均転換比 (R)		0.7066	0.6187	0.8875		
サイクル平均 $\alpha(\sigma_c/\sigma_f)$ (核分裂性物質の中性子捕獲/核分裂比)		0.4795	0.4564	0.2976		

β と転換比 R との間に次の関係式が導ける。

$$1 - \beta = (1 - R) \frac{X}{Y} \quad (9)$$

各転換炉の平衡サイクルにおける β の値は表 3, 表 4 に示されている。

核分裂性物質残存率 β は転換率と呼ばれる場合もあるので、転換比 R と混同しないよう注意が必要である。原子炉の炉心特性である転換比 R は、厳密には各瞬間における核分裂性物質の消滅速度と生成速度の比であり、時間的に変化し得るものであるが、ここでは一定と仮定している。一方、核分裂性物質残存率 β は平衡サイクルでの核分裂性物質バランスを積分したもので平衡サイクルに対し一意に決まるが、転換比 R が一定であっても平衡サイクルにおける核分裂性物質の燃焼量が違えば変化する。(9) 式より明らかのように、転換炉においては装荷量 (Y) より燃焼量 (X) が多ければ β は R より小さくなる。表 3, 表 4 にみられるように、 X と Y の大小には原子炉の種類により様々な場合があり、軽水炉では、燃焼量 (X) が装荷量 (Y) より大きく、残存率 β は転換比 R より小さくなっている。燃料リサイクルによる資源利用効率向上の具体的な数値の算出において重要な役割をはたすのは核分裂性物質残存率 β の方であるが、利用効率を一般的に論じる理論的検討においては原子炉炉心特性から一意的に決まる転換比 R を用いるのが適切である。

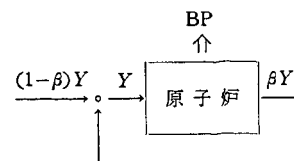
(3) 1 回リサイクル効率と無限回リサイクル効率

核分裂性物質残存率 β を用いて燃料のリサイクルによる資源利用効率の向上効果を算出する手順を示す。まず、原子炉 A_1 の使用済燃料から回収される核分裂性物質 βY を同じ原子炉 A_1 へ 1 回だけリサイクルする場合の効果を考える。この効果を表現する手段として、 βY

を A_1 と全く同じ平衡サイクル特性を持つ別の原子炉 A_2 への装荷燃料とすると考える。原子炉 A_2 の平衡サイクルにおける発生エネルギーは装荷する核分裂性物質の量に比例して A_1 より小さくなるので、 βPB である。原子炉 A_1 自身への 1 回のリサイクルでも βPB に相当する追加的なエネルギー発生があると考えられる。そして原子炉 A_2 の平衡サイクル取出燃料中の核分裂性物質 $\beta^2 Y$ を更に全く同じ平衡サイクル特性を持つ原子炉 A_3 に装荷し、以下これを続けるとすると、発生エネルギー量は $BP + \beta BP + \beta^2 BP + \dots = BP / (1 - \beta)$ に増大する(図 2 参照)。これは原子炉 A_1 で無限回のリサイクルを行なった場合に相当する⁷⁾。このような燃料リサイクルによるエネルギー増分は核分裂性物質 Y を源泉として、それ自身も燃焼し、かつ親物質である ^{238}U の一部をプルトニウムに変じて燃焼することで達成されている。転換炉の場合、リサイクル毎に必要な親物質質量も減少していくので、親物質の補給は取出し燃料からの回収でまかなうことができる。

ここで、源泉となる核分裂性物質 Y を天然ウラン中の ^{235}U を用いて供給すると考えれば(つまり、前提とした平衡サイクル特性のうち、ウラン燃料装荷原子炉について具体的に考えるとすれば)、原子炉 A_1 の平衡サイクルで必要

7) 無限回リサイクルは下図のように燃料リサイクルによるフィードバックの定常状態を想定したことと同等である。つまり、燃料リサイクル時の平衡サイクルにおける核分裂性物質の正味消費量あたりのエネルギー発生量は、図 2 のように特定の核分裂性物質に着目して考えると無限回リサイクル後に達成できるエネルギー量なのである。



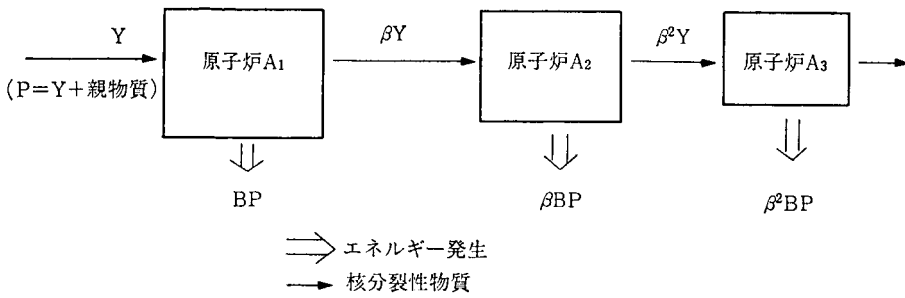


図 2 転換炉における燃料リサイクル効果

とする天然ウラン量は (1) 式で求められる F で与えられるのであるから、燃料を 1 回リサイクルする場合の効率 E_2 および無限回リサイクルする場合の効率 E_3 は以下の式で与えられることになる。

$$E_2 = \frac{BP + \beta BP}{0.95 \times 10^6 F} = E_1(1 + \beta) \quad (10)$$

$$E_3 = \frac{BP / (1 - \beta)}{0.95 \times 10^6 F} = \frac{E_1}{1 - \beta} \quad (11)$$

ウラン濃縮プロセスの廃棄濃度 (e_t) を 0.2% とした場合の 1 回リサイクル効率 (E_2) と無限回リサイクル効率 (E_3) の値を表 5 に示す。同表からわかるように、軽水炉高燃焼度化および新型軽水炉では、ワンスルー効率 (E_1) の向上は実現されるが、燃料リサイクルによる利用効率の向上は乏しく、1 回リサイクル効率と比較するとほぼ同等となり、無限回リサイクル効

率ではむしろ悪化することになる。

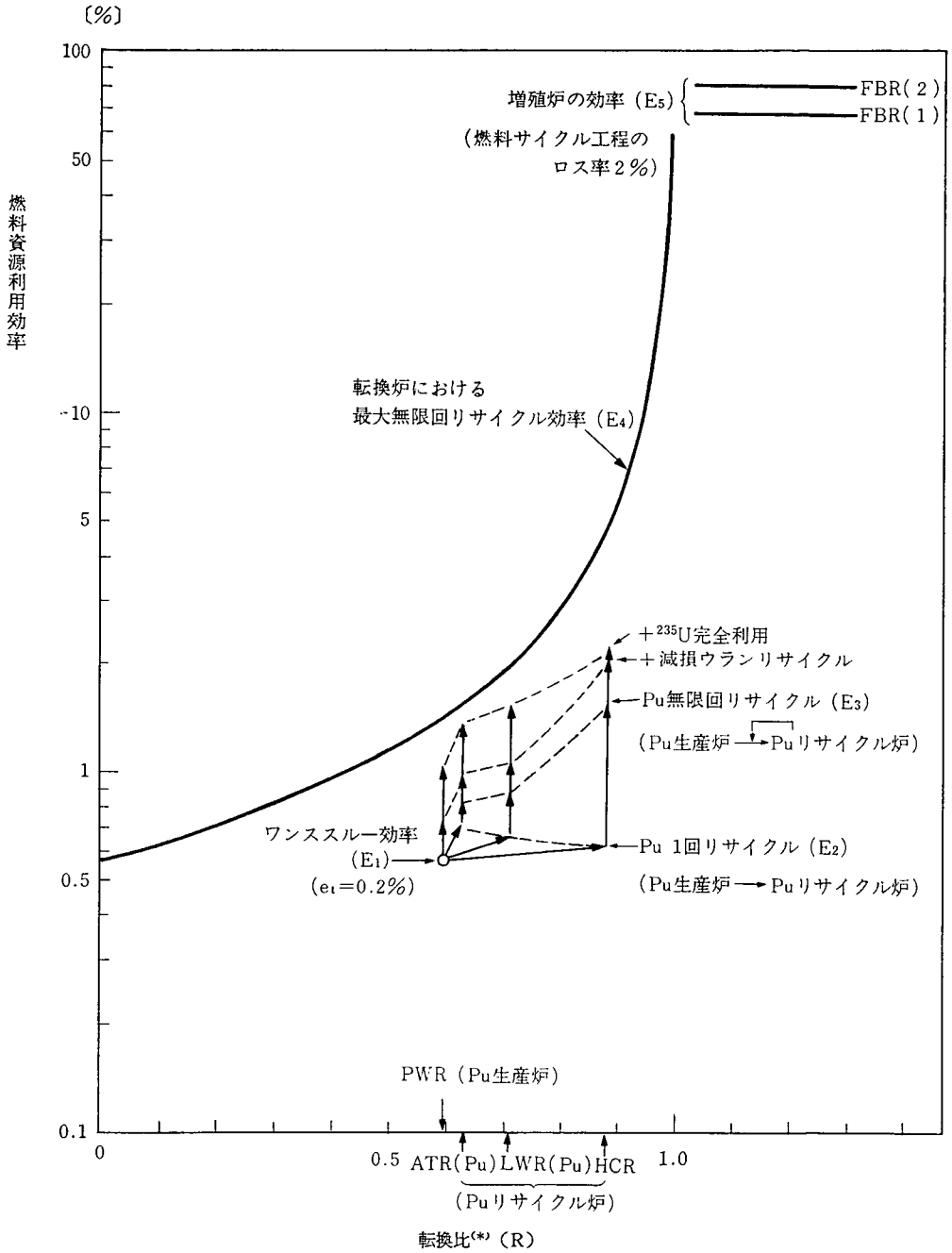
ただし、表 5 に示す転換炉における燃料リサイクル効果は、簡略化された基本式を適用するためのいくつかの条件下で算出されることに留意する必要がある。まず、ここでは ^{235}U 、 ^{239}Pu および ^{241}Pu という核分裂性核種間の特性の差は考慮されていない。現実には、原子炉の平衡サイクル特性は同一炉心でもリサイクルされる核分裂性物質の特性によって変化する。また、燃料リサイクルを考えるにあたって使用済燃料中の核分裂性物質はすべて回収・再利用されると仮定している。実際には、回収された ^{235}U を再利用する場合には再濃縮に伴うロスが発生するし、CANDU 炉や GCR の使用済燃料中の劣化ウランのように、天然ウランより低い濃縮度の回収ウランから ^{235}U を抽出して再利用するのは少なくとも現在の条件下では経済的

表 5 ウラン燃料装荷原子炉における燃料資源利用効率(*)

資源利用効率	炉 型									
	BWR	PWR	BWR(HB)	PWR(HB)	ABWR	APWR	ATR(U)	CANDU	GCR	
ワンスルー効率 (E_1) (%)	0.5656	0.5708	0.6375	0.5929	0.6357	0.7233	0.8103	0.7684	0.4737	
1 回リサイクル効率(**) (E_2) (%)	0.8344	0.8438	0.8866	0.7956	0.8388	0.9443	1.0172	1.3134	0.8722	
無限回リサイクル効率(***) (E_3) (%)	1.0780	1.0940	1.0463	0.9008	0.9342	1.0415	1.0882	2.6421	2.9851	

(*) ウラン濃縮プロセスの廃棄ウラン濃度 (e_t) が 0.2% の場合。

(**) 使用済燃料中のすべての核分裂性物質が回収され、リサイクルにおいてもワンスルー燃料サイクルの燃焼時と同じ炉物理パラメータで燃焼すると仮定する。



(*) 1 以上の場合は増殖比

図 3 原子炉における燃料資源利用効率

でない。後述するプルトニウム生産炉とプルトニウムリサイクル炉の組合せを考慮した検討および減損ウランの再濃縮リサイクルによる効果の解析によりここで述べた基本的考察の限界が補われるものと考えられる。

(4) 最大無限回リサイクル効率

燃料リサイクルを考慮した転換炉における燃料資源利用効率の基本検討の最後として、原子炉の炉心特性だけから定まる一般的表現を導く。

ウラン濃縮での ^{235}U 損失ゼロ、つまり $e_t=0$ の場合に実現される無限回リサイクル効率 E_4 を考える。 E_4 は転換炉が実現できる燃料資源利用効率の最高値である。(2)式と(11)式より

$$E_4 = \frac{e_f B}{0.95 \times 10^6 (1-\beta) e_p} = \frac{e_f B P}{0.95 \times 10^6 (1-\beta) Y} \quad (12)$$

となる。また、平衡サイクル平均の α (核分裂性物質の核分裂反応に対する捕獲反応の比) は次のように定義される。

$$\frac{X}{1+\alpha} = \frac{X_u}{1+\alpha_u} + \frac{X_p}{1+\alpha_p} \quad (13)$$

最大無限回リサイクル効率 E_4 は (5), (9), (12), (13) の各式を用いて次のように書き換えられる。

$$E_4 = \frac{e_f (1+f)}{(1-R)(1+\alpha)} \quad (14)$$

(14) 式は転換炉における最大無限回リサイクル効率が、定数である天然ウランの ^{235}U 濃縮度 ($e_f=0.71\%$) と、原子炉の炉心特性を表わすパラメータ、 R , f , α だけから決まることを示している。転換炉の炉心特性の代表値として $f=0.05$, $\alpha=0.3$ (α については表3,

表4に示す各炉についての算定値参照)と設定すると、 $E_4=0.57/(1-R)$ となる。このように、燃料資源利用効率は転換比 R のみの関数として表わされる事が多い(たとえば、参考文献[5])。これが燃料資源利用効率の基本式であるといつてよいであろう。ここで導いた基本式の形を図3に示す。

2.3 増殖炉における燃料資源利用効率

図1に示す核分裂性物質のバランスにおいて、核分裂性物質が燃焼して消滅する量より生成する量の方が大きい場合、つまり $R>1$ の場合を増殖と呼び、これを実現できる原子炉を増殖炉という。またこの時 R は増殖比と呼ばれる。

増殖炉における資源利用効率は核分裂性物質の量に制約されない。最初に核分裂連鎖反応を持続できるだけの核分裂性物質⁸⁾が与えられれば、消滅する量より多い核分裂性物質を親物質から生産することができる。天然に存在する親物質である ^{238}U (他に ^{232}Th もあるが本稿では扱わない)が、原子炉の中で行なう主な反応は核分裂性物質である ^{239}Pu に変わるか高速核分裂してエネルギー生産に寄与するかであり、その他の反応はほとんど行わず、大部分は未反応のまま取出される。したがって未反応の ^{238}U を回収して増殖炉へ装荷するというリサ

8) 核分裂連鎖反応を維持するための臨界量に加えて、それを次の燃料交換時まで維持するための余剰反応度分が必要である。これを炉内インベントリーという。また、増殖炉の場合のように、取替用の燃料は自己の増殖利得でまかなえる場合でも、燃料をとり出して再処理・再加工して再び装荷するまでに遅れが伴うので、その燃料サイクルの遅れに対応する初期取替燃料分の核分裂性物質を確保せねばならない。これを炉外インベントリーという。つまり、増殖炉の場合にも、原子炉を継続的に運転するためには、初期に炉内および炉外インベントリー用の核分裂性物質を確保せねばならない。原子炉システムが成長している時には、この初期インベントリー用の核分裂性物質需要が大きくなり、その需給バランスによってシステムの成長特性が制約される場合がある。

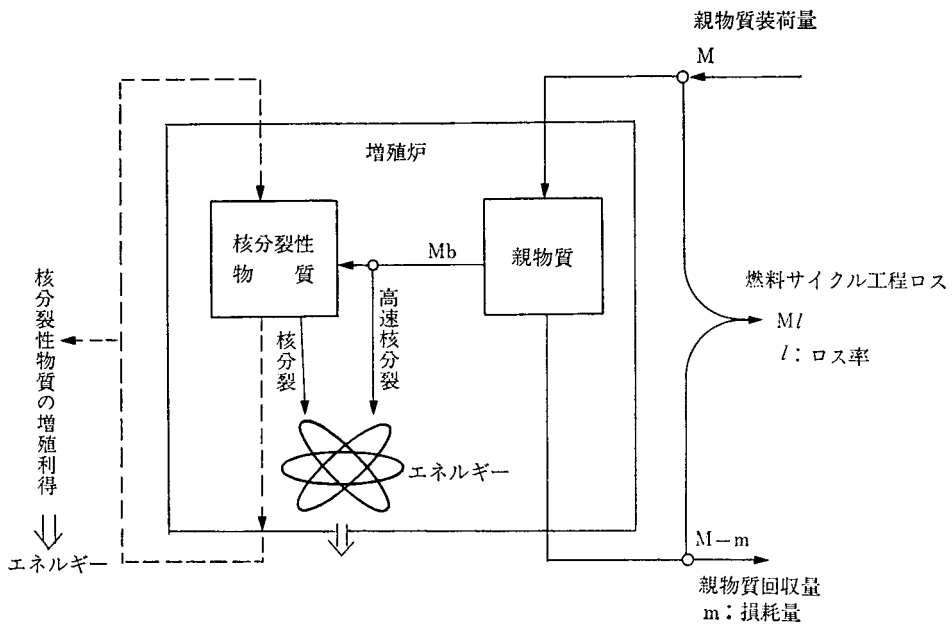


図 4 増殖炉の平衡サイクルにおける親物質バランス

イクルを繰り返せば、最終的には、高速核分裂でエネルギー生産するもの以外の ^{238}U のほとんどすべてを ^{239}Pu に変えることができる。生産された ^{239}Pu のうちには核分裂せずに ^{240}Pu になるもの（この比率が α_p ）もあるが、 ^{240}Pu は人工の親物質でこれも高速核分裂でエネルギー発生するもの以外はほとんどが核分裂性である ^{241}Pu に変わる。 ^{241}Pu のうち核分裂しないものは ^{242}Pu となり、最終的には超ウラン元素 (TRU) 廃棄物となる。但し TRU 廃棄物からもある程度の核分裂エネルギーを発生させることができる。このような親物質 ^{238}U の原子炉内での一連の反応を考慮すれば、増殖炉を用いることによって最終的には ^{238}U のほとんどすべてを核分裂させてエネルギー生産に寄与させることができる。高速増殖炉での反応条件を用いて ^{242}Pu までの連鎖を考慮した検討 [6] によれば ^{238}U の約 98% がエネルギー生産に寄与すると評価されている⁹⁾。

このような 100% 近い増殖炉における高い燃料資源利用効率は、燃料サイクル工程における燃料のロスを見逃して得られた理論値である。増殖炉の場合のように、何回も燃料リサイクルを行なうことで最終的に極めて高い燃料利用効率を実現される場合には、リサイクルを行なう燃料サイクル工程でのロス率の積み重なりが利用効率の上限を定めることになる。

今、図 4 のような増殖炉における親物質のバランスを考える。ここで、増殖炉内で反応した親物質は最終的にはすべて核分裂してエネルギー生産をすると考え。つまり、燃料サイクル

9) より厳密に取扱うには、 ^{241}Pu の β 崩壊（半減期約 15 年）に関する考慮が必要である。半減期から算出すると、 ^{241}Pu は年間約 5% ずつ β 崩壊により核分裂性でない ^{241}Am に変化する。 ^{241}Am は、その後原子炉内でエネルギー生産に寄与する可能性もある。しかし、これを無視するとすれば、 ^{241}Pu の β 崩壊による燃料資源利用効率の損失は、 ^{241}Pu が生成してから中性子と反応して利用されるまでの期間が長くなる（たとえば、使用済燃料やプルトニウムの貯蔵などで）につれて増大し、最大では ^{238}U が ^{241}Pu になる割合（約 20% と概算される）にまで達し得ることになる。

工程中のロスを見捨てた理論効率は 100% と考
える。この場合、増殖炉における燃料資源利用
効率 E_s は、親物質損耗量 (m) に対する親物
質反応量 (M_b) の比率で与えられる。図 4 に
示す親物質バランスを考慮して結局次式を得
る。

$$E_s = \frac{M_b}{m} = \frac{M_b}{M_b + Ml} = \frac{\frac{M_b}{M}}{\frac{M_b}{M} + l} \quad (15)$$

ここに

M : 親物質装荷量

M_b : 親物質反応量

l : 燃料サイクル工程ロス率

m : 親物質損耗量 (= $M_b + Ml$)

(15) 式は、増殖炉における燃料資源利用効
率は燃料サイクル工程ロス率と、原子炉内での
親物質の反応率 (M_b/M) (これは親物質をす
べて反応させるために必要なリサイクル回数
の逆数である) によって決まることを示してい
る。表 2 に示す高速増殖炉の平衡サイクル特性
から算出すると炉心とブランケットを合計した
親物質の反応率は表 6 のように算出される。こ
こで、燃料サイクル工程におけるロス率 l を 2
% と仮定すると (15) 式から増殖炉における燃
料資源利用効率 E_s が求まる。表 6 に示した 2

表 6 増殖炉における親物質バランスと燃料資源
利用効率

炉型 諸元	FBR(1)	FBR(2)
^{238}U 装荷量 (t/年)	25.341	10.967
^{238}U 取出量 (t/年)	24.351	10.083
^{238}U 反応量 (t/年)	1.010	0.884
^{238}U 反応率 (%)	3.99	8.06
燃料資源利用効率(*) (E_s) [%]	67	80

(*) 燃料サイクル工程での ^{238}U ロス率を 2% と仮定

種の高速増殖炉 FBR(1) と FBR(2) について
各々 67% と 80% になる。

3. 転換炉におけるプルトニウム利用

転換炉におけるプルトニウム利用についてや
や詳しく検討する。まず、平衡サイクルで原子
炉が生産するエネルギーに占めるプルトニウム
燃焼によるもの分担比率を解析する。ウラン
燃料装荷の原子炉においても発生エネルギーの
かなりの割合が、原子炉内で ^{238}U から生産さ
れたプルトニウムの燃焼によって分担されてい
ることがわかる。次に、ウラン燃料装荷の原子
炉から回収されたプルトニウムをプルトニウム
燃料装荷の転換炉へ供給するシステムについ
て、プルトニウム回収再利用による燃料資源利
用効率向上の効果を評価する。前節の基本検
討では無視されていた ^{235}U と核分裂性プルトニ
ウムの特性の違いがここでは考慮される。

3.1 原子炉内でのプルトニウム燃焼

表 3 と表 4 とに示されている ^{235}U と核分裂
性プルトニウムの燃焼量から、それぞれが発生
したエネルギー量を算出できる。パラメータ
を用いて核分裂性物質以外の核種によるエネ
ルギー生産も算出して各転換炉における発生エ
ネルギー分担比率を求めた。結果を表 7 と表 8 に
示す。

表 7 より、現行のウラン燃料の軽水炉におい
てもプルトニウムがエネルギー生産の 1/3 強を
分担していることがわかる。在来型軽水炉での
燃料の取出平均燃焼度約 30,000 MWd/t を、
40,000~50,000 MWd/t の水準に引き上げる高
燃焼度化軽水炉や新型軽水炉ではプルトニウム
のエネルギー生産分担比率の向上が期待される
(参考文献 [9] 参照) のであるが、表 7 では
BWR(HB) と APWR において 40% 程度へ

表 7 ワンスルー燃料サイクルでの核種別発生エネルギー分担比率（ウラン燃料装荷原子炉について）

炉 型	BWR	PWR	BWR(HB)	PWR(HB)	ABWR	APWR	ATR(U)	CANDU	GCR
エネルギー発生源									
²³⁵ U の核分裂 (%)	57.4	58.0	55.4	59.0	58.3	53.7	52.5	52.2	55.0
核分裂性プルトニウムの核分裂 (²³⁹ Pu, ²⁴¹ Pu) (%)	37.9	37.2	39.8	36.2	37.0	41.5	42.8	43.0	40.2
その他の核種の核分裂 (主に ²³⁸ U の高速核分裂) (%)	4.8	4.8	4.8	4.8	4.8	4.8	4.8	4.8	4.8

表 8 ワンスルー燃料サイクルでの核種別発生エネルギー分担比率（プルトニウム燃料装荷原子炉について）

炉 型	LWR(Pu)	ATR(Pu)	HCR
エネルギー発生源			
²³⁵ U の核分裂 (%)	6.5	13.8	2.2
核分裂性プルトニウムの核分裂 (²³⁹ Pu, ²⁴¹ Pu) (%)	88.7	81.4	88.7
その他の核種の核分裂 (主に ²³⁸ U の高速核分裂) (%)	4.8	4.8	9.1

の上昇がみられるだけで、傾向的な変化はみられない。これは表 1 の備考欄に示すように高燃焼度化と同時に長期サイクル運転を行なうという前提で平衡サイクル特性が与えられているためである。長期サイクル運転を行なうには、取出平均燃焼度が同一でも装荷燃料のウラン濃縮度を高める必要があり、その分 ²³⁵U のエネルギー分担比率が高まるのである。なお、重水炉とガス炉ではウラン燃料装荷の場合でもプルトニウムのエネルギー分担比率が 4 割を越えている。また、当然のことながらプルトニウム燃料装荷炉ではプルトニウム分担比率は高く 8 割を越える。中速中性子炉である高転換炉 (HCR) では ²³⁸U の高速核分裂の寄与の増大も期待できる。

3.2 プルトニウムリサイクルによる効率向上

ウラン燃料装荷の転換炉（プルトニウム生産炉）から回収されたプルトニウムをプルトニウム燃料装荷の転換炉（プルトニウムリサイクル

炉）へ供給する図 5 のような原子炉システムを考える。プルトニウム 1 回りサイクルケースにおいては、プルトニウムはプルトニウムリサイクル炉で 1 回使用されるだけでリサイクル炉の使用済燃料からのプルトニウム回収は行なわない。プルトニウム無限回りサイクルケースではリサイクル炉の使用済燃料中のプルトニウムも回収再利用する。そして、プルトニウム生産炉とプルトニウムリサイクル炉の相対規模は核分裂性プルトニウムの供給と需要が丁度バランスするような比率に設定する。このような原子炉システムに対して平衡サイクルにおける発生エネルギー量を、システムが所要する天然ウラン量の持つ潜在エネルギーで除して、燃料資源利用効率を求めた。

プルトニウム生産炉としては、CANDU と GCR を除いた 7 種のウラン燃料装荷転換炉を考慮し、3 種のプルトニウム燃料装荷転換炉 (LWR(Pu), ATR(Pu), HCR) とのすべての組合せについて燃料資源利用効率を算出し

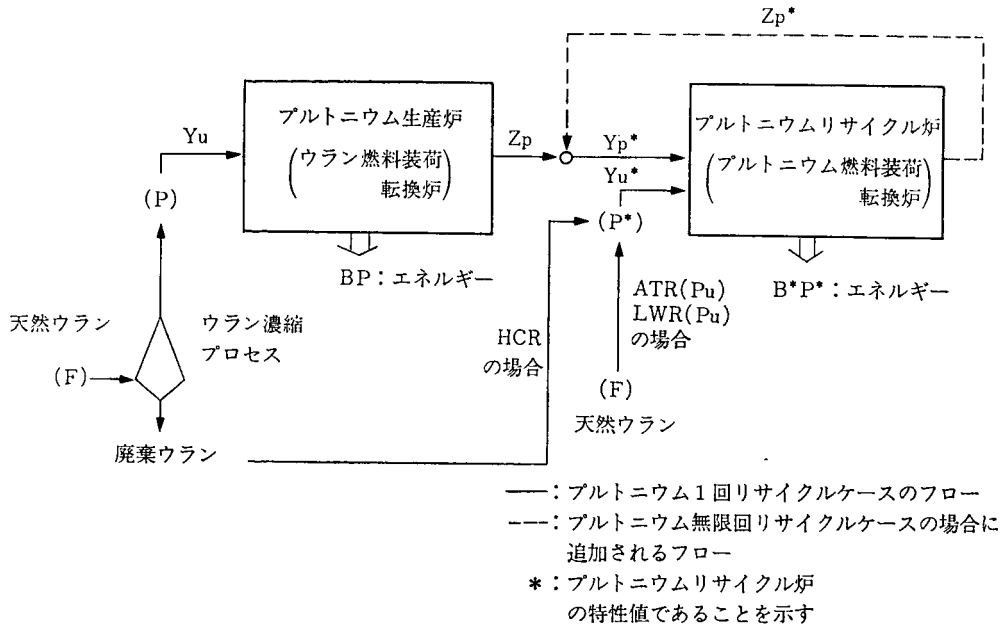


図 5 プルトニウム生産炉とリサイクル炉とからなる原子炉システムにおける核分裂性物質のフロー

表 9 ウラン燃料装荷原子炉から回収されたプルトニウムをプルトニウム燃料装荷原子炉へリサイクルする場合の燃料資源利用効率(*) (単位: %)

リサイクル方式	Pu 生産炉							
	Pu リサイクル炉	BWR	PWR	BWR(HB)	PWR(HB)	ABWR	APWR	ATR(U)
ワンスルー効率	—	(0.5656)	(0.5708)	(0.6375)	(0.5929)	(0.6357)	(0.7233)	(0.8103)
プルトニウム1回リサイクル(**) (プルトニウムリサイクル炉の使用済燃料中のプルトニウムは回収再利用しない)	LWR(Pu)	0.6411	0.6541	0.7049	0.6438	0.6930	0.7887	0.8743
	ATR(Pu)	0.7132	0.7331	0.7694	0.6931	0.7482	0.8511	0.9352
	HCR	0.6193	0.6304	0.6865	0.6291	0.6772	0.7723	0.8598
プルトニウム無限回リサイクル(**) (プルトニウムリサイクル炉から回収されるプルトニウムもリサイクルする)	LWR(Pu)	0.8034	0.8360	0.8509	0.7560	0.8184	0.9303	1.0129
	ATR(Pu)	0.7846	0.8110	0.8337	0.7429	0.8037	0.9133	0.9960
	HCR	1.5329	1.6423	1.5203	1.2451	1.3828	1.6051	1.7009

(*) ウラン濃縮プロセスの廃棄ウラン濃度が0.2%の場合。

(**) 回収されたウランのリサイクル効果は考慮していない。

た。結果を表9に示す。なお、ここでは使用済燃料中のウランの回収・再利用の効果は考慮していない。濃縮プロセスの廃棄ウラン濃度は0.2%とした。

表9から以下の傾向が観測される。

ウラン燃料装荷軽水炉で生産したプルトニウムを軽水炉へリサイクルすると燃料資源利用効率は1回リサイクルで10~15%向上して0.65~0.8%の水準となり、無限回リサイクルでは30~45%向上して0.75~0.9%の水準になる。

ワンスルー効率を高めた転換炉をプルトニウム生産炉として用いるとプルトニウムリサイクルによる効率改善度合は減る。これは前節の基本的検討における傾向と一致している。

新型転換炉 ATR(Pu) をプルトニウムリサイクル炉として用いると1回リサイクルでの効率は軽水炉ヘリサイクルする場合より良くなるが、無限回リサイクルケースでは軽水炉リサイクルより劣る。これは ATR(Pu) では、転換比 R に較べて核分裂性物質残存率 β が半分程度に小さくなっていることから推察されるように、1回のリサイクルだけでプルトニウムを十分に燃焼させているからである。

高転換炉 (HCR) をプルトニウムリサイクル炉として用いる場合は、1回リサイクルケースの効率は3種のリサイクル炉の中で最も悪いが、無限回リサイクルケースでは最高の利用率となり1.2~1.7% という水準の燃料資源効率を達成する。これは HCR は転換比は高いが、装荷プルトニウム量が多く残存率も高いことから、その使用済燃料中の核分裂性物質を回収・再利用しなければ、潜在的な高い効率を実現できないためである。

4. ^{235}U 損失の回収

プルトニウムリサイクルの効果を検討した図5に示すような原子炉システムについて、更に使用済燃料中の ^{235}U も回収再利用する場合の燃料資源利用効率を検討する。まず、 ^{235}U 濃縮度が天然ウラン (0.71%) より高い減損ウランのみを回収再利用する場合を解析し、次いでウラン濃縮プロセスの廃棄ウラン中の ^{235}U を含めてすべての ^{235}U を完全回収再利用する場合を考える。

4.1 減損ウランリサイクルによる効率向上

使用済燃料中に残る未燃焼のウランの ^{235}U 濃縮度が天然ウラン (0.71%) より高い場合 (このようなウランを減損ウランということにする)、天然ウランの代わりにこれを再濃縮して再使用すれば天然ウランの節約になるだけでなく濃縮役務量の節約にもなる。プルトニウムリサイクルとらんで減損ウランの再濃縮・リサイクルも現実的な燃料リサイクル方式として興味を持たれている。

減損ウランが発生するのはウラン燃料装荷転換炉のうち BWR, PWR, BWR(HB), PWR(HB), ABWR の5種である。これら5種をプルトニウム生産炉とし、LWR(Pu), ATR(Pu), HCR の3種をプルトニウムリサイクル炉とする原子炉システムにおいて、減損ウラン再濃縮・リサイクルをプルトニウムリサイクルに合わせて行なう場合について燃料資源利用効率を算出した結果を表10に示す。なお、濃縮プロセスの廃棄濃度は0.2%とした。

表10よりわかるように、減損ウランリサイクルを行えばプルトニウムリサイクルを行わずとも0.7%を越える燃料資源利用効率を達成できる。これはプルトニウムの1回リサイクルの場合よりは良い値である。また、在来型軽水炉をプルトニウム生産炉としてプルトニウム無限回リサイクルと組合せると、LWR(Pu), ATR(Pu) をリサイクル炉として用いる場合で1%程度、HCR を用いる場合には2%程度の資源利用効率を達成することができる。しかし、ワンスルー効率を高めた高燃焼度化と新型軽水炉は一般的に効率向上の度合が小さい。

4.2 ^{235}U の完全利用の効果

レーザー法などウラン濃縮分野で今後大きな技術革新が行なわれる可能性がある。その場

表 10 プルトニウムリサイクルおよび減損ウランリサイクル^(*)を実施する場合の燃料資源利用効率
(単位：%)

リサイクル方式	Pu 生産炉					
	Pu リサイクル炉	BWR	PWR	BWR(HB)	PWR(HB)	ABWR
減損ウランリサイクル ^(**)	—	0.7437	0.7349	0.7699	0.7226	0.7318
プルトニウム 1 回リサイクル ^(***) (プルトニウムリサイクル炉の使用済燃料中の プルトニウムは回収・ 再利用しない)	LWR(Pu)	0.8363	0.8355	0.8473	0.7816	0.7954
	ATR(Pu)	0.9228	0.9288	0.9203	0.8383	0.8561
	HCR	0.8143	0.8115	0.8292	0.7667	0.7795
プルトニウム 無限回リサイクル ^(***) (プルトニウムリサイクル 炉から回収されるプルトニウムもリサイク ルする)	LWR(Pu)	1.0309	1.0447	1.0125	0.9105	0.9333
	ATR(Pu)	1.0076	1.0197	0.9925	0.8951	0.9168
	HCR	2.0155	2.1143	1.8361	1.5174	1.5917

(*) 濃縮プロセスの廃棄ウラン濃度は0.2%とし、回収ウランのうち濃縮度が天然ウラン(0.71%)より高いもののみ再濃縮して Pu 生産炉にリサイクルすると考える。

(**) プルトニウムリサイクルなし (***) Pu 生産炉のウランリサイクルも同時に行なう

合、濃縮役務費用が大幅に低下し、天然ウラン以下の濃度の劣化ウランも、現行濃縮プロセスの廃棄ウランまでも含めて再濃縮して再利用することが経済的に成立するかも知れない。このようなケースを想定して、濃縮プロセスでのロス分も含めて ²³⁵U が完全回収再利用される場

合の燃料資源利用効率を算定した。結果を表 11 に示す。

表 11 より ²³⁵U の完全利用の効果を以下のよう述べることができる。

²³⁵U の完全利用が可能になると、ワンスルー効率でみても、在来型軽水炉の効率が 0.7

表 11 プルトニウムリサイクルおよび ²³⁵U の完全利用^(*)を実施する場合の燃料資源利用効率
(単位：%)

リサイクル方式	Pu 生産炉							
	Pu リサイクル炉	BWR	PWR	BWR(HB)	PWR(HB)	ABWR	APWR	ATR(U)
ワンスルー効率	—	0.7349	0.7450	0.8353	0.7903	0.8408	0.9566	1.0309
回収 ²³⁵ U 完全リサイクル ^(**)	—	1.0312	1.0193	1.0678	1.0026	1.0151	1.1009	1.1277
プルトニウム 1 回リサイクル ^(***) (プルトニウムリサイ クル炉の使用済 燃料中のプルトニ ウムは回収・再利 用しない)	LWR(Pu)	1.1770	1.1775	1.1898	1.0947	1.1145	1.2114	1.2295
	ATR(Pu)	1.2696	1.2772	1.2677	1.1572	1.1811	1.2816	1.2939
	HCR	1.1096	1.1045	1.1332	1.0523	1.0686	1.1599	1.1819
プルトニウム 無限回リサイクル ^(***) (プルトニウムリサイ クル炉から回収 されるプルトニウ ムもリサイクルす る)	LWR(Pu)	1.4976	1.5235	1.4607	1.3018	1.3372	1.4577	1.4572
	ATR(Pu)	1.3810	1.3967	1.3629	1.2325	1.2615	1.3682	1.3741
	HCR	2.1215	2.1815	2.0113	1.7568	1.8178	1.9677	1.9355

(*) 濃縮プロセスの廃棄ウラン濃度をゼロ(つまり ²³⁵U の損失なし)とし、リサイクルケースでは Pu 生産炉および Pu リサイクル炉からの回収ウラン中の ²³⁵U はすべて再濃縮して Pu 生産炉へリサイクルすると考える。

(**) プルトニウムリサイクルなし (***) ウランリサイクルも同時に行なう

% を越え、高燃焼度化で 0.8% 程度になり、新型軽水炉や新型転換炉 ATR(U) では 1% 近くの値になる。また、使用済燃料中の未燃焼ウランの回収を考慮すれば、プルトニウムリサイクルなしでも効率ほどの転換炉においても 1% を越える。プルトニウムリサイクルの効果を重ね合わせれば、更に燃料資源利用効率の向上が可能で、HCR でのプルトニウム無限回リサイクルと組合せることで最大の効率となり 1.8~2.2% の水準を達成することができる。

5. 結 語

原子炉および燃料サイクルにおける核分裂性物質の生成と消滅およびロスを表わす基本的な特性に基づいて燃料資源利用効率の考察を行なった。本報告で算定した燃料資源利用効率は次のようなものである。燃料リサイクルの効果を考えないワンスルー効率、転換炉での燃料リサイクル効果の基本特性、増殖炉での燃料資源利用効率、プルトニウム生産炉とプルトニウムリサイクル炉を組合せたシステムにおけるプルトニウム利用や未燃焼ウラン回収再利用の効果。

図 3 に以上の諸効率の算定結果の一部がまとめて示されている。同図から分かるように、現在のウラン燃料の軽水炉では、天然ウランの潜在エネルギーの 0.5~0.6% しか利用されていない(ワンスルー効率)。しかし、燃料サイクルの開発を行なって ^{235}U の完全回収利用をはかれば、1% 程度までに利用効率を向上させることが可能であり、更にプルトニウムを回収して再利用すれば転換炉の範囲内でも、2% 程度まで利用効率を高めることができる。天然ウランの潜在エネルギーは同重量の石油の約 200 万倍であるから、現在の軽水炉でのワンスルー

利用では天然ウランは同重量の石油の約 1 万倍程度の価値であるが、燃料サイクルの確立によってプルトニウムと燃え残りのウランを回収して徹底利用する技術が実用化すれば、転換炉の範囲でも天然ウランに石油の約 4 万倍のエネルギー価値を付与することができるのである。このように、技術の水準によって資源の価値が変化するという原子力の特徴は、増殖炉について最も明瞭に現われる。図 3 に示されているように、増殖炉技術がその燃料サイクルも含めて実用化されれば、燃料資源利用効率は現在の軽水炉でワンスルー利用する場合の 100 倍以上の 70~80% の水準となる。つまり増殖炉の実用化によって天然ウランのエネルギー価値が 100 倍以上に高まるのである。

本報告では、このような、技術によってエネルギーを創り出すという原子力の特徴を、システム規模が一定の定常状態条件(平衡サイクル特性)を仮定して簡略化モデルにより具体的数値を算出して示した。結果を現実の原子力利用における資源利用効率評価に適用するには留意が必要である。まず、現実の原子力システムには規模の変化がある。システム規模の変化がある場合に、新たに考慮せねばならない最も重要な因子は、原子炉と燃料サイクルの初期インベントリーである。特にシステム規模が急速に拡大している場合には、初期インベントリー用の燃料所要量が大きくなり、定常状態の特性を隠してしまう。また、ここで用いた燃料バランスを表現するモデルは ^{235}U と核分裂性プルトニウムのフローを基本とする極めて簡略化されたものである。平衡サイクルにおける積分量としての物質バランスは前提とした特性に一致しているが、高速核分裂効果や α など中性子反応に関する炉心特性は有効数字 1 桁程度の粗い推

定値を設定している。したがって燃料資源利用効率について厳密な値が必要な場合には、別途精密なモデルで再計算すべきである。なお、本報告のモデルでは、プルトニウムについて同位体組成の違いを考慮せず、核分裂性プルトニウム量のみに着目している。燃料資源利用効率が高まるにつれて原子力のエネルギー生産に占めるプルトニウムの役割は増大していく。したがって、同位体組成も考慮してプルトニウムのエネルギー生産における役割をより精緻に評価することは、今後の重要な課題であると考えられる。

参考文献

- [1] Benedict, M. et al., "Nuclear Chemical Engineering", 2nd Edition, McGraw-Hill, Inc. (1981) (清瀬量平訳, 「原子力化学工学(第I分冊)核燃料サイクルの化学工学」日刊工業新聞社(1983))
- [2] 花房啓一, 「原子力開発の長期戦略(2)―核燃料サイクル諸量の計算結果―」, 原子力工業, 31, 2 (1985)
- [3] Klumpp, P., "Analysis of the Macro- and Microeconomic Aspects of Advanced Pressurized Water Reactors", Nuclear Technology, 71 (Oct. 1985)
- [4] OECD, Nuclear Energy Agency, "Nuclear Energy and Its Fuel Cycle, Prospects to 2025" (1982)
- [5] Oldekop, W. et al., "General Features of Advanced Pressurized Water Reactors with Improved Fuel Utilization", Nuclear Technology, 59 (Nov. 1982)
- [6] 山地憲治, 「原子炉システムにおける核燃料資源利用効率の分析」, 電力中央研究所報告研究報告 577003 (1977)
- [7] 山地憲治, 「核燃料サイクルからみた原子力長期戦略の分析」, 電力中央研究所報告 研究報告 578002 (1979)
- [8] 山地憲治, 「核燃料サイクルの動特性について」, 電力経済研究 15, (1980)
- [9] 山地, 松村「軽水炉燃料高燃焼度化の経済性評価」電力経済研究, 18 (1985)

(やまじ けんじ
経済部
エネルギー研究室)