トリウム固体燃料の動力炉での利用

(日本原子力研究所) 柴 是 行

核燃料の資源問題、保障措置などとの関連で注目を集めつつある Th 燃料サイクルについて概説する。まず、Th 燃料サイクルの一般的特徴について述べ、その特徴が軽水炉、重水炉、高温ガス炉、高速増殖炉の中でどのように実現されようとしているかを燃料の立場から眺める。さらに、U および Th 資源、各種炉型別の経済性評価、再処理で回収したリサイクル燃料の再加工についてはより詳しく述べ、最後に、最近の話題である核拡散防止と Th 燃料サイクルとの関連に触れる。

I. ま え が き

原子力発電における軽水炉の予想外の伸展により、一方ではそれに続くべき高速増殖炉開発の遅滞により、U 資源の枯渇、つまり軽水炉だけで U 資源が使い尽くされてしまうおそれが生じてきた。さらに、安価な燃料とされていた U の鉱石価格が近年著しく上昇する傾向も加わり、U 燃料の従来の利用法を再検討する気運が生まれつつある。燃焼とともに新しい燃料を生み出す原子炉の特長を生かし、その増殖燃料をリサイクルする燃料利用法がクローズアップされてきた。このような背景の下では、核燃料資源の利用効率を高める、すなわち最も核的価値の高い ^{233}U を増殖する Th 燃料サイクルの見直しが必要となる。またごく最近では、核拡散を防ぐ保障措置との関連で Th 燃料サイクルが注目されている。

そこで本稿では、Th 燃料サイクルの一般的特徴、炉型と Th 燃料の利用形態、資源問題、経済性、燃料再加工など、Th 燃料サイクルの特質の概略を燃料の立場からとりあげ、最後に最近の話題である保障措置との関連に触れる。

II. Th 燃料サイクルの一般的特徴 ^{(1) (26) ~ (29)}

(1) 最も特徴的なことは、Th は親物質であり、U の場合のように核分裂性物質の同位体を同伴しないことである。したがって、燃料を燃焼させてその燃料サイクルを維持するためには、天然にある唯一の核分裂性物質である ^{235}U を Th に富化し、 ^{233}U を生産しなければならない。

つまり、濃縮 U が不可欠である (^{235}U の代わりに ^{239}Pu

も使用しうるのは勿論である)。

(2) U 燃料サイクルの場合、増殖燃料は主に ^{239}Pu であり天然に存在しない人工元素であるが、Th 燃料サイクルの増殖燃料は U 同位体の ^{233}U である。このように増殖燃料に対して天然同位体が存在することは、燃料の物理・化学的側面を研究するときかなり有利なことであり、また保障措置上からも Th 燃料サイクルを魅力あるものとする(後述)。

(3) 親物質 ^{232}Th の熱中性子吸収断面積は ^{235}U に比べて約 4 倍大きいので、Th ベース燃料中の核分裂性物質の濃度を U 燃料の場合より高める必要がある。したがって、Th 利用炉の初期運転サイクルにおける U 必要量および濃縮分離作業量が増加する。しかし、 ^{232}Th の共鳴積分は ^{235}U の約 1/4 と低いので、比較的少量の Th を装荷しうるなど燃料設計上の自由度が生ずる。

(4) ^{233}U の吸収中性子当りの放出中性子数 η は、低中性子エネルギー領域 (0.1 eV 内外) では、 ^{235}U や ^{239}Pu に比べてとびぬけて大きく、また入射中性子のエネルギーや燃料温度にあまり依存しない(第 1 図参照)。このため ^{232}Th からの ^{233}U への転換比を高めることができ、その結果、U 資源の必要量を節約することができる。同時に、Th 燃料サイクルだけが、熱中性子炉における増殖炉実現の可能性を秘めている。さらに、温度により η があまり変化しないという特徴は、以下に述べる Th 化合物の安定性とあいまって、高温ガス炉での Th 燃料サイクルの採用を促す。高速中性子エネルギー領域 (10⁵ eV 内外) における ^{239}Pu の増殖性能が高いことは第 1 図から明白である。中性子経済の点か

Use of Solid Thorium Fuels in Power Reactors,
Koreyuki SHIBA.

(1977年 10月29日 受理)

ら考えると, ^{239}Pu は高速炉で, ^{238}U は熱中性子炉で
使用することが最善であることがわかる。

第1図 吸収中性子当りの放出中性子数(η)⁽²⁾

(5) ^{233}U の核分裂生成物(F.P.)収率曲線は, ^{239}Pu に
比べて低質量側に移行する。この結果, 中性子吸収断
面積の大きな希土類元素の生成量が減少し, 燃焼に伴
う中性子損失が低下する。また, 収率曲線の移行は高燃
焼度燃料の化学的挙動にも影響を与え, ^{233}U を含む酸
化物燃料の照射健全性を ^{239}Pu の場合より改善する。

(6) Th 金属は, U 金属に比べて結晶の対称性, 融
点, 相転移温度が高く, このため優れた高温安定性およ
び照射安定性を示す(第1表参照)。酸化トリウムもま
た融点, 生成熱などの点で酸化ウランより優れた性質
を有する。これは原子炉の高温化, 燃料の高燃焼度化
に有利に作用するが, 一方では再処理の際の燃料溶解
をやや困難とする。

第1表 Th 化合物とU化合物との比較

	Th	U	ThO ₂	UO ₂	ThC ₂	UC ₂
結晶構造	fcc	Orthorh	fcc	fcc	monocl.	tetr.
格子定数(A)	5.086		5.597	5.468		
理論密度 (g/cm ³)	11.72	18.97	10.00	10.97	9.65	11.7
融点(°C)	1,750	1,132	3,370	2,865	2,640	2,450
相転移温度(°C)	1,360	668	—	—	1,427	1,765
生成熱 (kcal/mole)	—	—	-293.2	-259.3	-28	-21.7

(7) 高速中性子核反応により生成する ^{232}U が ^{238}U
に少量混入するのは避けられない。 ^{232}U の壊変生成物
である ^{212}Bi と ^{208}Tl が 2 MeV 前後の高エネルギー γ
線を放出するので(第6図参照), 回収した燃料をリサ
イクルするときの燃料再加工, 検査, 輸送, 保管に γ 線

遮蔽を必要とする。しかし, 核ジャックを防ぐ PP
(physical protection)の観点からは, 逆にこれが利点と
なる。

(8) ^{233}U の親核種である ^{233}Pa の半減期が 27.4日と
長くしかもその中性子吸収断面積が大きいため, 炉の
中性子束をあまり高められない。また, ^{233}U の回収率
を高めるためには, 照射済み燃料の保管期間を大きく
とる必要がある。

(9) 高濃縮Uを使用するために ^{238}U の装荷量の少な
い Th 燃料サイクルでは, 超U元素による長寿命 α -廃
棄物が少なくその貯蔵問題が軽減される。さらには超
U元素の消滅処理炉として Th 燃料炉を位置付けるこ
ともできる。

Ⅲ. 炉型と Th 燃料の利用形態

次に, 上述の一般的特徴がどのような形で実現され
ているかを炉型別に眺めてみよう。

1. 軽水炉(LWR)

軽水炉では1960年代に Th 燃料使用の実績をもっ
ている(第2表参照)。Indian Point 炉は Th 燃料の実用
炉であったが, 微濃縮U燃料の経済性に打ち勝てず,
2.8×10⁸ kWhの発電と442全出力等価日の運転実績を
残しながら, 1965年に Th 炉心からU炉心に転換させ
られた。この Indian Point 炉で典型的に示されるよう
に, 炉心構造を変えることなく軽水炉で Th 燃料を採
用することが可能である。

第2表 Th 利用軽水炉⁽²⁾

名 称	Elk River†	Indian Point††
型 式	BWR	PWR
熱出力(MW)	58.2	585
電気出力(MW)	22	151
比出力(MW/t HM)	14.6	31.8
燃料要素		
物 質	ThO ₂	ThO ₂
U濃縮度(%)	-4.6%UO ₂ 93.1	-6.4%(平均)UO ₂ 93
寸法(in.)	0.4075 ϕ × 0.700	0.260 ϕ × 0.78
密度(g/cm ³)		>9.13
被覆材	304SS	304SS-B
燃焼度 (MWd/kg)	11(平均)	15.7(平均) 39.0(最高)

† 1962年11月(臨界)

†† 1962年8月(臨界), 1965年10月(Th→U)

しかし, 核燃料資源の有効利用を可能とする Th 燃
料サイクルでは, 転換比を高めるためスペクトルシフ
ト制御炉と軽水増殖炉とが検討されている。

(1) スペクトルシフト制御炉(SSCR)

これは減速材である軽水/軽水比を変えることにより炉の反応度制御を行うので、在来炉の制御棒による無駄な中性子吸収を避けることができる。燃料装荷直後の過剰の反応度は、軽水を重水で置換することにより中性子スペクトルを硬くし、親物質の共鳴中性子吸収を増加させることにより制御する。燃焼が進むにつれ、減速能の優れた軽水の濃度を高め、スペクトルを軟化して反応度の低下を補う。これにより転換比は0.75(制御棒方式)から0.88程度まで上昇する⁽⁴⁾。PWRの比較的簡単な設計変更でSSCRができることは有利な点である。

(2) 軽水増殖炉(LWBR)

LWBR⁽⁵⁾は、第2図に示すように、固定してあるブランケット内を²³³Uの核分裂性物質を含む可動燃料棒を上下させることにより反応度を制御する。転換比を上げるため、燃料棒間隔を極端に狭くし、周辺部をThO₂でかためる。Bettis研究所が根強く研究している炉であり、Shippingportでの実証が予定されている。

第2図 軽水増殖炉の燃料配置⁽²⁾

Th利用の軽水炉で使用される燃料の化学形としては、化学的安定性、高融点、照射安定性等の点からThO₂がベースとして選ばれるのは当然であろう。第2表のThO₂-UO₂ペレットはプレス-焼結法により製造されているが、リサイクル燃料の再加工を行うときには、高密度微小球を振動充填するバイバック法が有望である。

ThO₂および(Th, U)O₂燃料の照射試験は主として1960年代までに行われた。限られた照射データではあるが、ThO₂ベース燃料はUO₂燃料に比べて遜色

ないようである⁽⁶⁾。例えば、ThO₂-4.5% UO₂燃料の場合、燃焼度80 MWd/kgにおいて、バイバック燃料、アーク熔融ペレット、焼結ペレットの間に本質的な差異がないこと、120 MWd/kgにおいてもF.P.ガスの異常放出がないこと、スウェリングは0.46 ΔV/V/10²⁰ f/cm³と低いこと、など好ましい結果が報告されている。また、ThO₂-UO₂固溶体燃料はUO₂に比べて10~40%高い線出力でUO₂と同じ組織パターンを示すことが知られている。

しかし、軽水炉での最近の話題である、焼きしまり、F.P.腐食、ペレット・被覆管相互作用などの問題は研究されていない。この辺のデータについてはLWBRに永年にわたり取り組んでいるBettis研究所から出る情報が貴重である⁽⁶⁾。

2. 重水炉(HWR)⁽⁶⁾⁽⁷⁾

重水炉の代表的なものはカナダのCANDU炉である。天然U利用の豊富な経験をCANDU炉は保有しているが、Th燃料利用は計画の段階である。重水を使用するので転換比は上昇し、燃焼度を下げれば転換比が1.0を超えることも可能である。Th燃料サイクル導入の計画を直ちにスタートさせれば1990年代にその実証が完了すると予想されている。U資源を節約するという立場からは、重水炉は最も優れた炉型であるといえるが、重水分離施設の建設、³Hに関する環境問題などのペナルティも合わせもっている。

重水炉の燃料の化学形は軽水炉の場合と同様である。

3. 高温ガス炉(HTGR)

Th燃料サイクルの特徴をうまく取り入れた炉が高温ガス炉であり、Th利用炉の中で最も商業化に近い開発段階にある。その燃料も極めて特徴的であり、燃料の基本単位は、他の炉型のペレットとは異なり、直径500 μm内外の小さな燃料核にF.P.を封じ込めるための熱分解炭素(PyC)や炭化ケイ素(SiC)の被覆を施した被覆粒子である。第3表に高温ガス炉用Th燃料の実施例を示す。

燃料要素としては、被覆粒子を黒鉛マトリックス中に分散させたペレット型燃料を黒鉛ブロック中に収めたり(Fort St. Vrain 炉)、AVR 炉のように、被覆粒子を構造材も兼ねる球状黒鉛ボール(直径約6 cm)に埋め込んだりする。熱容量の大きな黒鉛および冷却材Heガス使用による固有の安全性、炉心構成の自由度が大きいこと、1次冷却系の放射能低下、熱効率上昇に伴う熱公害や冷却水問題の低減、プロセス熱への応用など種々の特長を高温ガス炉は有している⁽⁸⁾。

第 3 表 Th 利用高温ガス炉

名 称	Peach Bottom (米)	AVR (西独)	Fort St. Vrain (米)	THTR (西独)
出 力(MWth/MWe)	115/40	46/15	837/330	750/300
He 温度(°C)	377/750	270/950	400/785	270/750
被覆粒子燃料核				
化学形	(Th, U)C ₂	(Th, U)O ₂	(Th, U)C ₂ ThO ₂	(Th, U)O ₂
Th/U 比	5/1	5/1	4.25/1 —	10/1
直 径(μm)	100~400	400	150~250 300~500	400
被覆粒子被覆層(μm)				
形 式	BISO	BISO	TRISO TRISO	BISO
低密度 PyC		50	50 50	70
高密度 PyC	55	120	20 20	110
SiC			20 20	
高密度 PyC			40 40	
(合 計)	(55)	(170)	(130) (130)	(180)
燃料要素				
形 式	円筒状	球状	六角柱	球状
最高温度(°C)	1,330	1,250	1,260 1,260	1,250
燃焼度(%FIMA)	14	14	14 7	14
運転/停止(年)	1966/1975	1968/	1977/	(1980)/

西ドイツは、U と Th を均質に混合する燃料核を採用し、製造プロセスや燃料管理の簡単化の方向をとり、アメリカ (GAC) は、²³⁵U と核的価値の高い ²³⁸U との混合を避ける中性子経済重視の設計方針をもっている。その優劣は決め難いが、将来多様化が予想される燃料供給に対応するためには炉心構成の自由度の大きな後者の設計が適当かもしれない。

なお、球状燃料要素の採用により運転中の燃料交換が可能になった。

経済性に基づき最適化された商業炉の転換比は0.66である。この値を増大させるには、①親物質 Th 装荷量の増大、②出力密度の低下、③燃料補給頻度の増大、④炉内燃料滞在時間の減少などの対策を立てる必要がある^{(10)~(12)}。現在の基本設計の範囲内でも、①の対策により転換比を0.82まで上昇させることができる。燃料要素の設計変更を許すと、これが0.95まで高められる。Th 装荷量を増大させるためには、燃料核や被覆層の性能向上が要請される。燃料核の F.P. 保持のための Al₂O₃+SiO₂ 添加⁽¹³⁾、アマーバ効果抑制のための酸化物核への炭化物添加⁽¹⁴⁾、F.P. 拡散防止、強度改善のための被覆 PyC 層への Si, Zr 添加⁽¹⁵⁾などが注目されている。

4. 高速増殖炉(FBR)

Pu を利用する FBR の優れた増殖性能により、FB

R での Th 燃料の利用は従来ほとんど顧慮されていない。しかし、Th 燃料の場合金属燃料を使用しうるので、第 4 表に示すように、Pu 酸化物系に近い増殖比が得られる。また、Th 炉心では、安全上重要である Na ボイドの反応度係数が負になる利点は古くから指摘されている。FBR の場合 ²³²Th, ²³³U, ²³⁸U, ²³⁹Pu の各種の組合せで炉心およびブランケットを構成しうる。核拡散防止との関連で、²³³U と ²³⁸U の燃料を使用する混合サイクルが検討され始めている。

第 4 表 2,500 MWt FBR の増殖比(球形炉)⁽¹⁶⁾

核 種	燃料の 化学形	冷却材	出力密度 (MWth/l)	増殖比
²³³ U-Th	金 属 酸化物	Na	0.62	1.26
		Na	0.39	1.16
²³³ U-Th	金 属 酸化物	He	0.45	1.29
		He	0.24	1.21
²³⁹ Pu-U	酸化物 酸化物	Na	0.38	1.35
		He	0.24	1.44

FBR での使用が有望視される Th 金属および U-Th 合金の照射挙動は U ベースの合金より勝る。特にスウェーリングは 650°C で約 2% ΔV/V/%FIMA と極めて低い⁽¹⁷⁾。しかし、照射データは不十分(とりわけ高速中性子照射でのデータ)であり、Th 利用の FBR をいまから開発するには多大な努力が必要となろう。

IV. 資源問題

1. U資源の節約⁽¹⁸⁾

Th 燃料サイクルの導入はU資源の節約をもたらすが、その程度は炉型により異なる。第5表は、1,000 MWe(=1GWe)の炉が30年間の寿命中に消費するU所要量を示す(炉の稼働率は70%とする)。転換比の大きな炉の導入によりU所要量が著しく節約できることがわかる。

第5表 炉型別全寿命U所要量⁽¹⁸⁾
(1,000 MWe炉, 30年間稼働, 濃縮テイル0.2%)

炉型	燃料リサイクル	U ₃ O ₈ (t)	比率
LWR	なし	6,010	1.00
LWR	Uのみ	4,780	0.80
LWR	U/Pu	3,890	0.65
LWR(Th)	あり	3,242	0.54
CANDU	なし	4,650	0.77
CANDU	あり	2,710	0.45
HTGR(CR=0.66)	なし	4,310	0.72
HTGR(CR=0.66)	あり	2,680	0.45
HWR or HTGR(CR=0.82)	//	2,032	0.34
HWR or HTGR(CR=0.85)	//	1,925	0.32
HWR or HTGR(CR=0.90)	//	1,774	0.30
HWR or HTGR(CR=1.0)	//	1,710	0.28

炉型によるこのような差異が限られたU資源から抽出する発電量に与える影響をみるため、第3図のような電力成長シナリオを仮定する。つまり、1980年から30 GWe/yrの軽水炉(LWR₁)を新設・稼働させ、2000年に至りその建設を止め新型炉の導入を同じペースで行う。そして全発電容量 900 GWe を維持し、U

第3図 電力成長シナリオ⁽¹⁸⁾

資源(3.6×10^8 t を仮定する)の枯渇を見越してその建設を止めることとする。このモデル計算における新型炉建設期間(t_e)および軽水炉だけの場合の仮想発電総量に対する新型炉を含めた場合の発電総量の比率を第4図に示す。ここでは、LWR₁で生産する核分裂性Puのうちの 1,200 t は 30 GWe/yr の成長率を維持するFBRのためにリサイクルせずに保管すると仮定している。HTGRの転換比の上昇とともにU資源の利用効率が增大することがわかる。点線は新型炉の導入開始年を1995年に早めた場合の結果であり、その効果が著しく大きいことが明らかである。新型炉建設期間が伸びることにより、FBR 開発のための時間的余裕が得られ、現実にはU資源の枯渇に至らないにしても、その価格上昇を抑制する効果が生まれる。

()内の数値は転換比。

cc after 10 years は HTGR 稼働後10年で熱効率の高い combined cycle が導入されることを意味する(熱効率39→48%)

第4図 発電量の比較⁽¹⁸⁾

2. Th 資源

Th 資源の推定埋蔵量を第6表に示す。U 資源の場合と異なり、ブラジル、インド、エジプトなどの国々が Th 資源保有国であることに注意する必要がある。現在の推定 Th 埋蔵量は U の推定埋蔵量 3.6×10^8 t より小さいが、需要増加により将来さらに拡大するであろう。Th が U より少ないこの状態が仮りに続いてもあまり心配はいらない。熱中性子炉の場合の Th 所要量は、U 鉱石所要量(U_3O_8)の約1/6以下で充分であるからである。この数値は Th をリサイクルしない場合であり、リサイクルする場合にはさらに約1桁小さな値となる。

第6表 Th埋蔵量⁽¹⁹⁾ ($\times 10^3$ t)

	確 認 埋 蔵 量	推 定 追 加 埋 蔵 量	小 計
ブラジル	58	1,059	1,117
アメリカ	51	267	318
インド	302		302
エジプト	15	280	295
ノルウェー	132	132	264
カナダ	80	80	160
その他	138	131	263
小 計	776	1,949	2,725

V. 経済性評価⁽¹⁸⁾

資源問題に加えて、炉の経済性評価も重要である。第7表には、評価に用いた多少の燃料サイクルのコスト因子(1976年の評価)を示す。これらの値を基に U_3O_8 価格および分離作業費を関数として各炉型別電力コストを計算し、UおよびPuをリサイクルする軽水炉の電力コストと他の炉型の電力コストとの差をプロットした結果が第5図である。一般的に、 U_3O_8 価格の上昇とともにTh利用炉の電力コストは相対的に低くなる。しかし、軽水炉の場合Th利用炉はU/Puリサイクル炉より経済的にはならない。重水炉(転換比0.82の場合)でのTh利用が有利になるのはU価格が70\$/lb.を超えてからである。HTGRはいずれのU価格においても経済的に優位にある。特に熱効率の高い(48

第7表 燃料サイクルのコスト因子⁽²¹⁾

炉型	燃料サイクル	コスト因子(\$/kg)		
		燃料 製造	再処理	燃 料 再加工
LWR	$^{235}U/^{235}U$	114	221	
	Pu/U		221	500
	$^{235}U/Th$	152	250	
	$^{235}U/Th$		250	570
	Pu/Th		260	510
HWR	天然U	50	150	
	濃縮U	80	160	
	Pu/U		160	310
	$^{235}U/Th$	100	210	
	$^{235}U/Th$		210	390
HTGR	Pu/Th		220	320
	^{235}U	400	750	
	$^{235}U/Th$		750	1,030
	$^{235}U/^{235}U$	360	730	
	Pu/Th		750	1,030

%)CC-HTGR*の経済性は著しく高い。なお、この種の計算の不確定性は大きく、多少異なるデータも報告されている⁽²⁰⁾。

第5図 LWR(U/Pu)を基準とする電力コストの比較⁽¹⁸⁾

VI. 燃料再加工

燃料をリサイクルすることで成立するTh燃料サイクルでは、再処理により回収した ^{233}U を使用する燃料再加工は重要なプロセスである。 α 放射体である ^{233}U の取扱いに注意を払う必要があるが、それ以上に、同伴する ^{232}U に起因する強い γ 線が問題となる。第6図に ^{232}U の生成ルートとその壊変連鎖を示す。

^{232}U の生成ルートには、 ^{232}Th および ^{233}U の速中性子反応と、Th中に含まれる ^{230}Th の(n, γ)反応に基づく3種類のルートがある。 ^{230}Th は天然の ^{238}U の壊変生成物であるので、UとThが共存する鉱石から得られるThには ^{230}Th がかなり含まれてくる。AVR燃料の場合、照射により生成した ^{233}U の80%は実に天然の ^{230}Th から供給されたことがわかっている⁽²²⁾。 ^{232}U の生成を抑えるためには、まず ^{230}Th 含有量の低いThを使用することが重要である。

* CC-HTGRのCCはcombined cycleの意であり、高温側にガスタービン、低温側にアンモニア・タービンを設けるシステムを指す。

第6図 ^{232}U の生成と壊変⁽⁴⁾

^{232}U を含む ^{233}U 燃料を再加工するとき、化学分離により ^{232}U から ^{228}Th 以下の壊変生成物を除去した後、 ^{228}Th が再び飽和しない短期間のうちに作業を行う方法が考えられる。第8表に、化学分離後の ^{232}U (^{232}U) の放射能強度の時間変化を示す。この方法により ^{232}U を42 ppm含む ^{233}U と Th の混合物82 kg をパイロットプラント・スケールで処理し、バイバック燃料要素をトラブルなしに製造した経験が報告されている⁽³⁾。一方、鉛遮蔽の下で遠隔操作により再加工を行う技術が開発されつつある。ORNL の TURF、西ドイツの SATURN が代表的なものである。遠隔操作に適合した燃料形態、再加工プロセスでの燃料取扱量を減少させる工夫などが追求されなければならない。

第8表 ^{232}U 含有 ^{233}U (1kg) から 1 m 離れた位置における放射線量率⁽²²⁾

分離後の 経過時間 (sec)	^{232}U 1 ppm 当り の放射線量率 (mrem/hr)	分離後の 経過時間 (sec)	^{232}U 1 ppm 当り の放射線量率(mrem/hr)
1×10^4	3.2×10^{-7}	1×10^6	8.35×10^{-2}
3×10^4	1.52×10^{-5}	2×10^6	2.28×10^{-1}
1×10^5	5.7×10^{-4}	3×10^6	3.78×10^{-1}
2×10^5	3.37×10^{-3}	4×10^6	5.26×10^{-1}
3×10^5	8.55×10^{-3}	6×10^6	8.18×10^{-1}
4×10^5	1.57×10^{-2}	1×10^7	1.38
6×10^5	3.46×10^{-2}	3×10^7	3.84
8×10^5	5.8×10^{-2}	6×10^7	6.55

1 day = 8.64×10^4 sec, 1 month = 2.59×10^6 sec,
1 yr = 3.15×10^7 sec

Ⅶ. 核拡散防止との係わり

従来の原子力開発は主として技術面、経済性、資源論の立場から論じられてきた。そして本稿もその例に洩れない。しかし、Pu の核兵器への転用を防止する核拡散防止の立場から、軽水炉における Pu リサイクル停止に始まる核燃料サイクル全般の見直しがアメリカのカーター大統領により提唱され、国際核燃料サイクル評価(INFCE)の第1回の会議がすでに開かれた。その流れの中では、核拡散防止ポテンシャルの高い Th 燃料が注目されている。

Th 燃料サイクルで生産される核分裂性物質 ^{233}U は天然に存在する U 同位体で希釈できる。そこで、 ^{233}U を天然 U あるいは減損 U で 20% 以下の濃度に薄めて“denatured”燃料* としてしまえば、 ^{233}U の単離は高等技術である同位体分離によるほかはないので、その核兵器への転用は事実上不可能となる。一方、U 燃料サイクルの Pu には天然に同位体が存在しないので、異元素である U で希釈したり他の放射性物質を添加するぐらいの手段しかない。これでは化学分離操作で Pu は容易に回収されてしまう。この放射性物質添加の点では、 ^{233}U はもともと ^{232}U を同伴しているのでその必要はないし、 ^{232}U が化学分離により分離されてしまうおそれもない。

^{233}U - ^{232}U の“denatured”燃料は安心して輸送、貯蔵、炉への装荷などを行うことができる。この燃料を照射すると Pu が当然生成する。照射済み燃料は多国間管理などによる保障措置の完備した再処理工場で送られて再処理される。回収 ^{233}U は再び“denatured”燃料に転換したのも保障措置区域外の炉に供給される。Pu はその区域内で燃焼し同時に ^{233}U を生産する(第7図参照)。1例としてこのような考え方が提唱されている⁽²⁴⁾⁽²⁵⁾。これは混合燃料サイクルの考え方であり、一般化すると、商業的には濃縮度20%以下の燃料しか入手できないことになる。HTGR の初期サイクルではこの中濃縮 U と Th の燃料を使用することになるかも知れない。技術、経済、資源、核拡散防止を同列に扱う INFCE の動向に注目したい。

Ⅷ. あとがき

Th 燃料サイクルは種々の利点をもっており、特に HTGR と結合するときその特長を発揮することをみ

* 高速臨界質量の観点からは、厳密には、核分裂性物質濃度は ^{233}U の場合 12% 以下、 ^{235}U の場合 20% 以下とされている。

第7図 “denatured” 燃料概念図⁽²⁵⁾

てきた。しかし、Th 燃料サイクルはU燃料から独立して存在しうるものではなく、むしろそれを補完する役割を担っているといえる。その意味で、INFCE による検討の結果 LWR-FBR の従来路線を進むにせよ、あるいは混合燃料サイクルの導入促進があるにせよ、Th 燃料研究は従来より一層強化されなければならないであろう。資源論の立場からは、Th 燃料サイクルが完結しないならば Th 燃料利用の意味はかなり薄まってしまう(照射済み燃料を永久貯蔵する方式(Throw away)の場合でも Th 利用 HTGR の燃料節約効果は依然として大きい)。したがって、Th 燃料の再処理・再加工技術の確立が強く望まれる。これらの諸技術確立以前の方式として、照射済み燃料を一時貯蔵しておく方式(Stowaway)も検討する必要がある。

本稿では、Th 燃料利用炉として有望であるが炉型としては開発段階の低い溶融塩炉を扱わなかった。これについては本学会刊行の詳細な総説⁽²⁶⁾があることを付記する。また、Th燃料サイクルに関する総説^{(28)~(29)}も数多く報告されているので、詳しくはそれらを参照していただきたい。

最後に、本稿の執筆に当りご指導を賜った日本原子力研究所企画室長(前燃料工学部長)野村末雄氏および燃料工学部長下川純一氏に感謝する。

— 参考文献 —

- (1) WASH-1097, (1969).
- (2) PERRY, A.M., WEINBERG, A.M.: *Ann. Rev. Nucl. Sci.*, **22**, 319 (1972).
- (3) WEISSERT, L.R., SCHILEO, G.: “Fabrication of Thorium Fuel Elements”, (1968), ANS.
- (4) SHAPIRO, N.L., et al.: *EPRI NP-359*, (1977).
- (5) OLSEN, A.R., et al.: *ORNL-TM-1142*, (1965).
- (6) 例えば, BERMAN, R.M.: *WAPD-TM-1236*, (1976).
- (7) BANERJEE, S., et al.: *Nucl. Technol.*, **34**, 58 (1977).
- (8) CRITOPH, E.: *IAEA-CN-36/177*, (1977).
- (9) NICKEL, H.: *High Temperatures-High Pressures*, **8**, 123 (1976).
- (10) BROGLI, R.H., et al.: *GA-A13606*, (1975).
- (11) TURNER, R.F., et al.: *GA-A13791*, (1976).
- (12) TEUCHERT, E., RÜTTEN, H.J.: *IAEA-SM-200/84*, (1975).
- (13) FÖRTHMANN, R., et al.: *IAEA-SM-169/40*, (1973).
- (14) NAOUMIDIS, A.: *J. Nucl. Mater.*, **48**, 118 (1973).
- (15) KAAE, J.L., et al.: *Nucl. Technol.*, **35**, 536 (1977).
- (16) SEHGAL, B.R., et al.: *Trans. Amer. Nucl. Soc.*, **21**, 422 (1975).
- (17) KITTEL, J.H., et al.: *ANL-5674*, (1963).
- (18) KASTEN, P.R., et al.: *ORNL-TM-5565*, (1977).
- (19) “World Energy Conf. Survey of Energy Resources”, p. 209 (1974).
- (20) MERZ, E.R.: *IAEA-CN-36/96*, (1977).
- (21) KASTEN, P.R., HOMAN, F.J.: *IAEA-CN-36/402*, (1977).
- (22) ARNOLD, E.D.: *TID-7650*, p. 254 (1962).
- (23) dos SANTOS, A.M.: *Jül-1284*, (1976).
- (24) SIEVERING, Jr., N.F.: *IAEA-CN-36/509*, (1977).
- (25) SPIEWAK, I.: *ORNL-TM-5818*, (1977).
- (26) 三島良績: 新金属工業, **1975**(5), 117; [7]177 (1975).
- (27) 村田 浩, 他: *JAERI-M-6002*, (1975).
- (28) 高橋 実, 他: 原子力工業, **16**, 5 (1970).
- (29) 原産・原動研: “トリウム論文集”, (1969).
- (30) 日本原子力学会編: “溶融塩増殖炉”, (1977).

○原研 RI・原子炉研修所・研修生募集○

○第8回原子力教養講座

目的 原子力を専門としない一般の方に、新聞などに出てくる原子力分野に関する事柄が、理解できる程度の基礎知識を講義・実験を通して短期間に修得させる。

期間 2月6日(月)～15日(火)

授業料 30,000円(定員24名), 締切 1月15日

○第2回原子炉安全工学講座

内容 軽水型原子炉を中心とする安全について、一般的な考え方から設計、研究に至るまで、系統的に講義する。

期間 2月20日(月)～24日(金)

授業料 10,000円(定員20名), 締切 所定用紙で1月25日

問合せ・申込先 (〒319-11) 茨城県東海村 (Tel. 02928-2-5667)

原研RI・原子炉研修所(原子炉研修部門)

○放医研 第41回放射線防護課程の研修生募集○

目的 本課程は、現に放射線防護の業務に従事し、または将来従事しようとする者に対し、放射線防護に必要な物理学、化学、生物学および医学の基礎知識ならびに実務上必要な技術を習得させる。

期間 4月3日(月)～5月18日(木)(定員 30名)

応募資格 大学または短大の卒業生、またはこれと同等以上の学力を有する者で、放射線の業務に従事し、または従事しようとする者。

申込要領 所定申込書で2月25日(土)までに放医研所長宛(養成訓練部気付)提出すること。

連絡先 (〒280) 千葉市穴川4-9-1

放医研養成訓練部教室 (Tel. 0472-51-2111, 内線 337)

(参考) 昭和53年度今後の研修予定

第42回	放射線防護課程	(6月上旬～7月上旬 5週間)	30名
第43回	放射線防護課程	(9月上旬～10月中旬 7週間)	30名
第44回	放射線防護課程	(11月上旬～12月上旬 5週間)	30名
第30回	核医学課程	(1月中旬～2月中旬 5週間)	14名
第14回	RI生物学基礎医学課程	(1月中旬～2月中旬 5週間)	16名