

JAERI-M  
6002

トリウム燃料に関する調査報告

1975年3月

村田 浩・菊地 通・上野 馨・岩本 多実  
安川 茂・八木 英二・江村 悟・石原 豊秀  
武谷 清昭・下川 純一

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問合せは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

トリウム燃料に関する調査報告

日本原子力研究所

村田 浩，菊地 通，上野 馨，岩本多実，安川 茂  
八木英二\*，江村 悟，石原豊秀，武谷清昭，下川純一  
(1975年2月5日受理)

原子炉燃料としてのトリウムの名は耳慣れて久しいが，わが国においてはまだ本格的な研究開発は実施されていない。しかし各国におけるトリウムに関する知見は増大しつつあり，このレポートは当研究所の研究者達が最近のトリウムに関する世界的な状況を調査のうえ，とりまとめたものである。内容は，「資源」「化学的性質」「製錬」「燃料製造」「炉物理」「原子炉設計」「再処理」「再加工」「廃棄物処理処分」「放射線防護」「高温ガス冷却炉のステラテジー」の11章のほか，資料として「海外におけるトリウム燃料研究開発のプログラム」を付した。本レポートはトリウム燃料に関する全般的なレビューを行なりのに極めて有用なものと思われる。

\* 三菱金属(株) 中央研究所員，前原研職員

SURVEY ON THE RESEARCH AND DEVELOPMENT  
OF THORIUM FUEL

Hiroshi MURATA, Toru KIKUCHI, Kaoru UENO,  
Kazumi IWAMOTO, Shigeru YASUKAWA, Eiji YAGI\*, Satoru EMURA  
Toyohide ISHIHARA, Kiyoaki TAKETANI, Junichi SHIMOKAWA

Japan Atomic Energy Research Institute

(Received February 5, 1975)

The element "Thorium" sounds familiar to us all, though research and development on the fuel on a large scale is not started yet in Japan. Meantime, information on this fuel abroad seems to be accumulating. Recent developments in this field in the world are reviewed: resources, chemical characteristics, refining, fabrication, reactor physics, reactor design, reprocessing, refabrication, waste treatment and disposal, radiation protection, and strategy with HTGR. Thorium-fuel research and development programs in overseas countries are also presented in the appendix.

---

\* Former JAERI employee

## 目 次

まえがき	村田 浩	1
1. 資 源	菊地 通	2
2. 化学的性質	上野 韶	8
3. 製 錬	岩本 多実	14
4. 燃料製造	岩本 多実	17
5. 炉物理	安川 茂	21
6. 原子炉設計	安川 茂	35
7. 再処理	八木 英二*	47
8. 再加工	岩本 多実	59
9. 廃棄物処理処分	江村 悟	69
10. 放射線防護	石原 豊秀	83
11. 高温ガス冷却炉のストラテジー	武谷 清昭	94
資料 海外におけるトリウム 燃料研究開発のプログラム	下川 純一	101

---

\* 三菱金属(株) 中央研究所員、前原研職員

## まえがき

トリウムはウランと共に天然に存在する核燃料物質であることは、核エネルギーの利用可能性が論じられて以来数十年、いまや普遍の知識となっているが、核燃料としての実用化の点ではウランに比較して遙かに遅れている。

他方、当研究所が現在研究開発を進めている多目的高温ガス実験炉などヘリウムを冷却材に用いる高温ガス炉システムは、熱効率の高いことのほか放射性排出物、熱放出、放射性廃棄物など環境面への影響が比較的小さいことから世界的に関心が深まっているが、このタイプの炉ではトリウムを燃料として利用できることも大きな特色の一つとされている。

わが国ではトリウム燃料に関する研究開発は未だ積極的に実施される情勢がないが、折から世界的なエネルギー危機にあたり資源問題の上からもウランと並ぶトリウム燃料について基礎的資料をよく検討し今後にそなえる必要がある。このような考え方のもとに当研究所各部門の専門家を煩わして欧米におけるトリウム利用の最近の実情をとりまとめたものがこのレポートである。関係諸氏の業務上の一助ともなれば幸いである。

副理事長 村田 浩

## 1 資 源

## 1.1 概 要

トリウムは1828年、BerzeliusによりノルウェーのBrevig付近で産した鉱石から分離・発見された。1884年にトリウムとセリウムの混合酸化物を用いた白熱マントルの製法が発明された以後、第二次大戦頃まではトリウムの用途としてはこのマントル用が大部分であった。しかし現在では、航空機機材として用いられるマグネシウム-トリウム合金のほか、電子機器、耐火物、化学薬品などに用いられ、年間消費量は100~150トン程度である。

トリウムは地かくに平均9.6 ppm 含有され、この値はウランの約3倍であり、比較的多く存在する。しかし地かくに薄く広く分布しているので、経済的に採掘しうる鉱床は特定の地域に限られている。

## 1.2 資源分布

トリウムを主成分とする鉱物には次のようなものがある。

方トリウム鉱	thorianite	$\text{ThO}_2$
トール石	thorite	$\text{ThSiO}_4$
モナズ石	monazite	$(\text{Ce}, \text{La}, \text{Th})\text{PO}_4$
ガドリン石	gadolinite	$\text{Be}_2\text{Fe}_2\text{Y}_2\text{Si}_2\text{O}_{10}$
りん酸イットリウム鉱ゼノタイム	xenotime	$\text{Y}_2\text{O}_3(\text{Nb}, \text{Ta})_2\text{O}_5$
サマルカイト	samarkite	$\text{Y}_2\text{O}_3\text{UO}_3 \cdot 3\text{FeO} \cdot 3(\text{Nb}, \text{Ta})_2\text{O}_5$

これらのうち、最も重要なセリウム族の希土類元素りん酸塩鉱物であるモナズ石は8~10%のトリウムを含んでいるが、量的に他のトリウム含有鉱物に比し極めて多量に存在すると推定されることから、トリウム資源としては最も重要な鉱物とされている。

## 1.3 各国における資源状況

## (1) ブラジル

ブラジルにおける現在のトリウム生産はモナズ石の海辺鉱床からのものである。モナズ石は、東部および南東大西洋沿岸に沿って、チタン鉄鉱、ジルコンおよび金紅石と共に産出する。現在この地域のモナズ石から  $\text{ThO}_2$  ポンド当たり U.S. \$ 1.0 以下で回収可能なトリウム資源は、

確認資源 1,200 t.Th (1,485 s.t.  $\text{ThO}_2$ )

推定追加資源 880 t.Th (1,100 s.t.  $\text{ThO}_2$ )

とされている。

その他の可能性のある産地としては、次表の如くである。

地方・鉱床名	主な鉱石	推定資源量および品位
Minas Gerais 州	トール石	31,000 t.Th
Morro do Ferro 鉱床	およびトロゴム石	$\text{ThO}_2$ 品位 1.4~2.4%

地方・鉱床名	主な鉱石	推定資源量および品位
Minas Gerais 州	バイロクロア(黄緑石)	26,000 t.Th
Araxa ニオビウム鉱床	およびモナズ石	

Minas Gerais 州

Salitre, Serra Negra

および Tapira の各鉱床

Minas Gerais	の各州のモナズ石質河川砂 鉱床および含モナズ石ペグマタイト	2,200 t.Th
Goias		
Rio Grande do Norte		

## (2) カナダ

1959年から68年にわたり、各種工業用として、RIO Algoma 社のElliot Lake 鉱山でウランの副産物として生産されたが、この時は硫酸トリウムの形で品位31~35%Th ( $35\sim40\%$  ThO<sub>2</sub>)までのものが比較的低コストで回収されたが、現在では需要がほとんどないため回収されていない。

カナダにおけるThO<sub>2</sub>の確認資源は約80,000 t.Th (100,000 s.t. ThO<sub>2</sub>)、推定追加資源は約80,000 t.Th (100,000 s.t. ThO<sub>2</sub>)と推定される。

## (3) エジプト・アラブ共和国

地中海沿岸に露出している砂中のモナズ石に含まれるトリウムの確認資源は14,700 t.Th (16,700 t.ThO<sub>2</sub>)でありThの品位は5.3% ( $6.04\%$  ThO<sub>2</sub>)位である。推定追加資源は280,000 t.Th (317,900 t.ThO<sub>2</sub>)とされている。その他、地中海および湖沼の浅瀬の下およびSinai 地方のモナズ石も有望なTh資源と考えられる。

## (4) インド

インドのトリウム資源はモナズ石であり、これはインド半島の先カンブリア紀の花崗岩および片麻岩中に広く産出する。またこれらの岩石は風化されて、河川系によって海に運ばれ、さらに波の作用によって海浜に堆積した。主要な砂鉱床分布地域は西海岸南部のKerala 州にあり、Cape Comorin から北西約150 Km にわたって発達する海浜砂がその採掘対象となっている。特にTravancore は著名な産地で、黒砂の46%がモナズ石であり、こゝだけでモナズ石の埋蔵量は120万トンと見積られている。

インドのモナズ石のTh含有量は7~9% ( $8\sim10.5\%$  ThO<sub>2</sub>)、資源量は300,000 t.Th (378,000 s.t. ThO<sub>2</sub>)と推定される。

## (5) 南アフリカ

Karoo 層の碎屑鉱床中のモナズ石は6%以上のトリウムを含むものが180,000 t.、品位5~6%のものが150,000 t.と推定され、その他Cape Province にも品位5.3%のモナズ石が25,000 t.以上あるとみられている。

## (6) スリランカ

海岸の砂には多くモナズ石が含まれており、現在はモナズ石の採取は行なはれていない。その他、河川、海浜には方トリウム石およびトル石が多く含まれている地域が諸所に存在する。

## (7) 米 国

米国の確認資源は 52,000 t.Th (65,000 s.t.ThO<sub>2</sub>) 推定追加資源は 265,000 t.Th (335,000 s.t.ThO<sub>2</sub>) である。確認資源の約 72% および推定追加資源のほとんど全量は、Idaho, Montana 両州の鉱脈型トリウム鉱床中に、残りは、前記両州および南東部のモナズ石砂鉱中にある。現在米国で生産されている少量のトリウムはすべて砂鉱床からのものである。

## 1.4 世界のトリウム資源量

世界のトリウム資源量はを Table 1-1, 1-2 に示す。

Table 1-1 WORLD ESTIMATED RESOURCES OF THORIUM

 $10^3$  short tons ThO<sub>2</sub>\*

PRICE RANGE PER POUND ThO <sub>2</sub>	TYPE OF RESOURCE	REASONABLY ASSURED RESOURCES	Possible ADDITIONAL RESOURCES	\$ 10 to 15	\$ 15 to 30
COUNTRY					
India.....		3 0 0	2 5 0		
United States of America .....		1 0 0	5 0 0		
Canada <sup>1</sup> .....		8 0	1 5 5		
Africa <sup>2</sup> .....		5 0	5 0		
Australasia and South East Asia .....		1 0			
Denmark <sup>3</sup> .....		1 5			
Brazil <sup>4</sup> .....		1 0	2 0		
Total .....		5 6 5			

NOTE: The figures given in this table should be interpreted taking into account the comments on the reliability of estimates in Chapter II of this Report (paras. 4-8). Furthermore, the figures for Possible Additional Resources (underlined in the table) refer only to those regions or countries in which important efforts have been made in the field of prospecting of evaluation. It is not unlikely that the total of the Possible Additional Resources in all countries of the world exceeds by an order of magnitude than that obtained simply by adding up the figures in the table.

1. Thorium occurs in uranium deposits; availability is largely dependent upon uranium production.
2. Central Africa, South Africa and Madagascar.
3. By-product from the uranium production in Greenland.
4. Old figure - subject to verification.

\* 1 short ton ThO<sub>2</sub>=795kg. thorium metal.

Table 1-2 トリウム埋蔵量

NEA/IAEA(1973.8)より

国名	鉱量 ( $\text{st ThO}_2$ )		鉱床タイプ
	確認鉱量	推定追加鉱量	
インド	378,000	100,000	漂砂鉱床
カナダ	1,000,000	4,000	古期石炭岩-ペグマタイト・ウラン鉱床に伴なう 漂砂鉱床, 火成岩に伴なう鉱床
ブルジル	73,000	335,000	多半は鉱脈型, 残りは漂砂鉱床
米国	65,000	2,000	漂砂鉱床
南アフリカ	24,000	397,000	漂砂鉱床
エジプト	18,000	5,000	火成岩に伴なう鉱床
トルコ			
計	663,000	838,000	

このほかにトリウムの產出国としてオーストラリア, スリランカ, マレーシア, ナイジェリア, タイ等の諸国がある。

## 参考文献

- 1) URANIUM (Resources Production and Demand) Aug. 1973.  
(by OECD-NEA and IAEA)
- 2) World uranium and thorium resources (1965).
- 3) 原子力金属懇話会誌 レアメタルハンドブック (1957).
- 4) 金属鉱物探鉱促進事業団, 資料センター, 海外資料第42号 (1973).
- 5) 岡野武雄・肥田昇 新金属工業, 1968年 10, 11, 12月号, 1969年2月号.
- 6) 肥田 昇 新金属工業 1970年3月号
- 7) 大町北一郎 新金属工業 1971年10月号
- 8) 武内寿久弥 新金属工業 1973年5月号

## 2 化学的性質

### 2.1 天然における分布

ノルウェーのペグマタイトから得られた鉱物からスエーデンの化学者 Berzelius によって 1828 年にトリウムが発見され、スカンジナビアの軍神にちなんで、この名称が与えられた。

地球の外殻中のトリウムの平均濃度は  $12 \text{ g/t}$  であり、鉛の濃度より僅かに少ないが、ウランの 3 倍以上も存在するから、天然にごくまれに存在する元素とは言えない。クラーク数は  $5.2 \times 10^{-4}$  で、全元素の中で 48 番目に多い元素である。

火成岩中のトリウム濃度は酸性火成岩の方が塩基性岩よりも大きい。ウラン、ラジウムの含量と共に表 2-1 に示す。海水中に供給された量は  $6.9 \text{ g/t}$  でありウランの  $0.6 \text{ g/t}$  と比較して非常に多いが、海水中の平均濃度は  $< 0.005 \text{ g/t}$  と言われている。

岩石圈中のトリウムは主として鉱物中に含まれている。トリウムを主成分とする鉱物は 6 種だけが知られていて、この中でトール石 (thorite)、トロゴム石 (thorogummite) が重要である。主なトリウム鉱物を表 2-2 に示す。

モナズ石 (monazite) は希土類元素、トリウムの正りん酸塩であり、トリウムを少量成分として含む鉱物とされているが、トリウム資源としてはもっとも重要なものである。モナズ石は火成岩、変成岩およびペグマタイトに随伴鉱物として広く分布し、片麻岩 (gniss) や片岩 (schist) 中ではモナズ石の濃度は 0.1 % に達することがある。モナズ石は密度が大きく化学的に非常に安定であるため、風化によって遊離されると沖積層堆積物中に濃縮される。チタン鉄鉱 (ilmenite)、ジルコン (zircon)、磁鉄鉱 (magnetite) やざくろ石 (garnet) を伴っているが、磁性的に分離・濃縮される。

代表的なモナズ石の組成を表 2-3 に示す。

### 2.2 同位体

トリウムの放射能は 1898 年 Curie と Schmidt によって別々にほど同時に発見された。現在質量数 223 から 235 までの 13 の同位体が知られている。 $^{233}\text{Th}$ ,  $^{235}\text{Th}$  以外はウラン同位体の壊変生成物か、1 次および 2 次天然放射性核種である。表 2-4 にトリウム同位体を、図 2-1 に  $^{232}\text{Th}$  を出発核種とする壊変系列を示す。

### 2.3 製 法

主としてモナズ石からトリウムを分離するが、このことは単純な仕事ではない。分離は、モナズ石の化学分解とトリウムの抽出に分けられる。硫酸かアルカリによる処理で分解し、有機りん酸化合物による硝酸溶液からの抽出分離が常法である。

### 2.4 固体化学

トリウム金属は、ハロゲン化物、あるいは酸化物をアルカリ金属、アルカリ土類金属で還元して作られる。 $\text{ThCl}_4$ ,  $\text{KThF}_5$  の溶融電解による製法も知られている。

主な物理的性質を表2-5に示す。

安定な化合物のトリウムの酸化状態はIV価である。

$\text{ThO}_2$  は非常に安定な酸化物である。耐火性で約3050°Cで融解する。高温における蒸気圧は

$$\log p(\text{atm}) = -3.16 \times 10^{-4}/T + 7.20$$

で表わされる。2800Kでの蒸気圧は  $10^{-4}$  気圧程度であり、蒸発熱は 14.5 Kcal/mole である。立方晶、螢石型で、格子常数は  $a = 5.5859 \pm 0.0005 \text{ \AA}$ 、単位格子あたりの分子数は 4、密度は 10.00 と計算されている。

水酸化トリウム、シュウ酸塩、炭酸塩、過酸化物、硝酸塩、硫酸塩などを空気中で焙焼して得られる。高温で焼結した  $\text{ThO}_2$  は特に難溶性であるが、フッ素イオンを含む硝酸で溶解できる。

無水のハロゲン化物は、いづれも金属とハロゲンの直接反応で得られる。 $\text{ThF}_4$  は溶液からも得られ、フッ化水素酸に難溶性のためトリウムの分離につかわれる。フッ化物以外は潮解性で水によく溶解する。

硫酸塩は冷水には比較的よく溶解するが、温度を上げると溶解度が減少する。

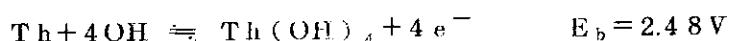
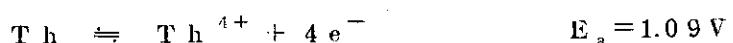
多数の水素化物、炭化物、窒化物、硫化物が知られているが、主な化合物は  $\text{Th}_4\text{H}_{15}$ 、 $\text{ThC}_2$ 、 $\text{Th}_3\text{N}_4$ 、 $\text{ThS}_2$  である。

トリウムは 200~300°C で水素と非常によく反応し水素化トリウムを作るが、真空中で 900°C にしばらく熱すると分解され細い粉末状金属となる。水素化トリウムは反応性に富み、ハロゲン化物、炭化物、窒化物などの合成の出発物質として利用される。

$\text{ThC}_2$  は水と作用して炭化水素を生成する。 $\text{Th}_3\text{N}_4$  は安定で真空中で 1000°C まで加熱しても分解しない。水と作用してアンモニアを発生し酸化物となる。 $\text{ThS}_2$  は空気中で加熱すれば火を発して酸化物となる。水、希アルカリ性溶液とは常温では反応しないが、酸とは反応して硫化水素を発生して溶解する。

## 2.5 溶液化学

Latimer による酸性および塩基性溶液中における  $\text{Th}^{4+}$  イオンの酸化電位は



トリウム金属は、ウラン、アルミニウム、ジルコニウムよりわざかに電気的に陽性である。

トリウムは溶液中では 1 つの安定な酸化状態、IV 価があるだけなので、そのために酸化-還元関係について考慮する必要がなく、溶液化学を単純化している。高い電荷をもつ陽イオンとしての  $\text{Th}(\text{IV})$  は水および多くの陰イオンと強く相互作用をする。

水溶性塩の中では硝酸塩、硫酸塩および塩化物が重要である。水溶液から作られる難溶性塩を表2-6に示す。

陽イオン交換樹脂に強く吸着され、濃度の高い塩酸や硝酸では溶離できない。このトリウムの挙動は I, II および III 価のイオンからの分離によく利用される。トリウムの溶離には強い錯イオン形成剤、例えば硫酸や、シュウ酸が利用される。

分析化学的分離としてはイオン交換法の他に、比較的強酸性溶液からショウ酸塩、フッ化物、ヨウ素酸塩などとして沈澱させる方法も用いる。ショウ酸塩、フッ化物などは希土類元素も沈澱するので、希土類元素との分離は中性または弱酸性溶液に過酸化水素を加えてトリウム過酸化物を沈澱分離する方法が使われる。

表 2-1 火成岩中のトリウム含量

岩石	試料数	平均 値 (g/g)		
		$\text{Th} (\times 10^{-6})$	$\text{U} (\times 10^{-6})$	$\text{Ra} (\times 10^{-12})$
酸性岩*	26	$1.3.0 \pm 2$	$3.0 \pm 0.3$	$1.3.7 \pm 0.1.7$
中性岩	6	$4.4.4 \pm 1.2$	$1.4 \pm 0.2$	$0.5.1 \pm 0.0.5$
塩基性岩	34	$3.9 \pm 0.6$	$0.9.6 \pm 0.1.1$	$0.3.8 \pm 0.0.3$

\* 酸性岩，中性岩，塩基性岩は硅酸の含有量の大きいもの，中位のもの，および小さいものを示す。

2-2 表 主なトリウム鉱物<sup>a)</sup>

Name	Composition	Content of $\text{ThO}_3$ (per cent)
Cheralite	$(\text{Th}, \text{Ca}, \text{Ce})(\text{PO}_4, \text{SiO}_4)$	30, variable
Huttonite	$\text{Th}(\text{SiO}_4)$	81.5 (ideal) <sup>b)</sup>
Pilbarite	$\text{ThO}_2 \cdot \text{UO}_4 \cdot \text{PbO} \cdot 2\text{SiO}_2 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$	31, variable
Thorianite	$\text{ThO}_2$	Series to $\text{UO}_4$
Thorite	$\text{Th}(\text{SiO}_4)$	81.5 (ideal) <sup>b)</sup>
Thorogummite	$\text{Th}(\text{SiO}_4)_{1-x}(\text{OH})_x$	24 to 58 or more
Eschynite	$(\text{Ce}, \text{Ca}, \text{Fe}, \text{Th})(\text{Ti}, \text{Nb})_2\text{O}_6$	Up to 17
Fergusonite	$(\text{Y}, \text{Er}, \text{Ce}, \text{U}, \text{Th})(\text{Nb}, \text{Ta}, \text{Ti})\text{O}_4$	Up to 5
Monazite	$(\text{Ce}, \text{Y}, \text{La}, \text{Th})(\text{PO}_4)$	Up to 30, usually 10 to 12

<sup>a)</sup> After C. Frondel, Proc. Intern. Conf. Peaceful Uses Atomic Energy, 5, 568 (1956).

<sup>b)</sup> The thorium content is usually less because of substitution of other elements for thorium.

2-3 表 モナズ石の組成<sup>a)</sup>

Component	Indian Monazite (%)	Brazilian Monazite (%)	Idaho Monazite (%)
Total oxides	69.2	68.1	68.9
$\text{ThO}_3$	9.4	6.5	3.95
$\text{CeO}_2$	28.5	—	29.2
$\text{U}_3\text{O}_8$	0.37	0.18	0.15
$\text{P}_2\text{O}_5$	25.9	26.0	28.5

<sup>a)</sup> M. Smutz, G. L. Bridger, K. G. Shaw, and M. E. Whatley,

Chem. Engr. Prog. Symposium Series No. 13,  
Nucl. Engineering Part III : 167 (1954).

2-4 表 同位体と比放射能

THORIUM (Th),  $Z = 90$ 

Mass number	Decay type	$T_{1/2}$	Specific activity		
			d/m $\mu$ g	Ci/m $\mu$ g	$\mu$ g/Ci
223	$\alpha$	0.9	s	$1.248 \times 10^{17}$	$5.673 \times 10^{-4}$
224	$\alpha$	1.05	s	$1.065 \times 10^{17}$	$4.841 \times 10^{-4}$
225	$\alpha$ , $\varepsilon \sim < 5\%$	8.0	m	$2.319 \times 10^{14}$	$1.054 \times 10^{-2}$
226	$\alpha$	30.9	m	$5.978 \times 10^{13}$	$27.173$
227	$\alpha$	18.7	d	$6.986 \times 10^{10}$	$3.176 \times 10^{-2}$
228	$\alpha$	1.91	y	$1.823 \times 10^9$	$8.284 \times 10^{-4}$
229	$\alpha$	$7.340 \times 10^3$	y	$4.721 \times 10^8$	$2.146 \times 10^{-2}$
230	$\alpha$ , SF $< 5 \times 10^{-12}\%$	$7.52 \times 10^1$	y	$4.589 \times 10^4$	$2.086 \times 10^{-3}$
231	$\beta^-$	25.6	h	$1.180 \times 10^{12}$	0.536
232	$\alpha$ , SF $< 1.4 \times 10^{-9}\%$	$1.4 \times 10^{10}$	y	0.244	$1.111 \times 10^{-13}$
233	$\beta^-$	22.12	m	$8.190 \times 10^{12}$	36.819
234	$\beta^-$	24.1	d	$5.140 \times 10^{10}$	$2.336 \times 10^{-2}$
235	$\beta^-$	$< 5$	m	$> 3.553 \times 10^{14}$	$> 1.615 \times 10^{-2}$
					$< 6.192 \times 10^{-3}$

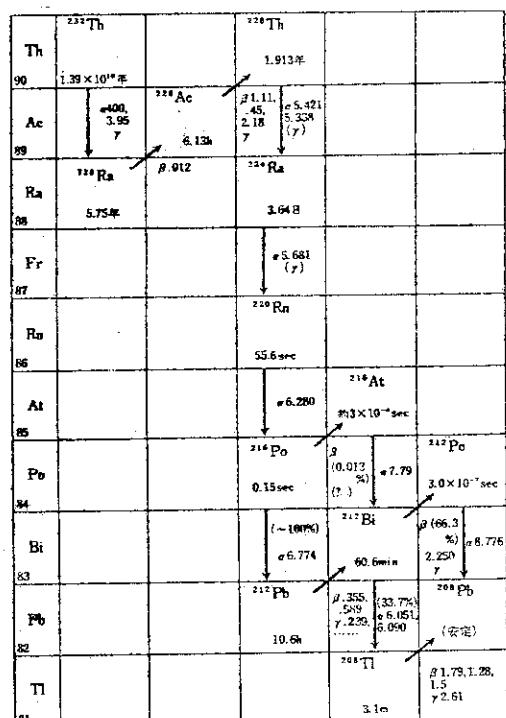
2-5 表 トリウム金属の物理的性質

Property	Value
Melting point	1750°C
Crystal structure <sup>a</sup>	
Face-centred cubic to 1400°C	$a_0 = 5.086 \pm 0.005 \text{ \AA}$ (25°C)
Body-centred cubic 1400-1750°C	$a_0 = 4.11 \pm 0.01 \text{ \AA}$ (1450°C)
Density	
From X-ray data, 25°C	11.724 g/cm <sup>3</sup>
Bomb-reduced, as cast	11.5-11.6 g/cm <sup>3</sup>
Arc-melted 'iodide' metal	11.66 g/cm <sup>3</sup>
Heat of vaporization, <sup>b</sup>	$\Delta H_{\text{vap}}^{\circ} = 130 \text{ kcal/mole}$
Vapour pressure, <sup>c</sup>	$10^{-2.4} \text{ atm. at } 2000^{\circ}\text{K}$ $10^{-4} \text{ atm. at } 2700^{\circ}\text{K}$
Heat of fusion	4.6 kcal/mole
Elastic constants	
Young's modulus	$10.5 \times 10^6 \text{ psi}$
Shear modulus	$4.0 \times 10^6 \text{ psi}$
Poisson's ratio <sup>d</sup>	0.265
Compressibility	$16.4 \text{ cm}^2/\text{dyne}$
Coefficient of thermal expansion (25-1000°C)	$12.5 \times 10^{-4}/^{\circ}\text{C}$
Electrical resistivity	
Bomb-reduced metal	$18 \times 10^{-8} \text{ ohm-cm}$
Estimated for pure thorium	$13 - 14 \times 10^{-8} \text{ ohm-cm}$
Temperature coefficient of resistance	$3.96 \times 10^{-3}$
Thermal conductivity	
100°C	0.090 cal/sec cm °C
400°C	0.100 cal/sec cm °C
Thermal diffusivity	
100°C	0.29 cm <sup>2</sup> /sec
Work function	3.39 electron volts
Hall coefficient	$-8.8 \times 10^{-8} \text{ cm}^3/\text{coulomb}$
Emissivity (solid)	
1000-1700°C, 0.667 μ	0.380

<sup>a</sup> Much of the data in this table was selected from the authoritative paper of Wilhelm *et al.*<sup>(15)</sup><sup>b</sup> Contraction normal to stress/elongation parallel to stress. This value for Poisson's ratio is somewhat smaller than for most metals.<sup>c</sup> L. Brewer, personal communication, 1956. Brewer finds a value of  $-(\Delta F_{\text{vap}}^{\circ} - \Delta H_{\text{vap}}^{\circ})/T = 31 \text{ cal/mole } ^{\circ}\text{C}$ .<sup>d</sup> See text for alternative value for crystal parameter.

2-6表 沈澱反応で生成する難溶性化合物

Reagent	Compound Precipitated	Solubility in Water	Solubility in other Reagents
OH <sup>-</sup>	Th(OH) <sub>4</sub>	V. insol. solubility product = $10^{-38}$	Sol. acids, ammonium oxalate, alkali carbonates, sodium citrate, etc.
H <sub>2</sub> O <sub>2</sub>	Th(OO) <sub>4</sub> SO <sub>4</sub> · 3H <sub>2</sub> O	V. insol.	Sol. in conc. mineral acids
F <sup>-</sup>	ThF <sub>4</sub> · 4H <sub>2</sub> O	V. insol. (0.17 mg/l)	Sol. in acid aluminium nitrate solution
IO <sub>3</sub> <sup>-</sup>	Th(IO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub>	V. insol.	Somewhat soluble in excess sulphite
SO <sub>4</sub> <sup>2-</sup>	Th(SO <sub>4</sub> ) <sub>2</sub> · H <sub>2</sub> O		Soluble ammonium or potassium oxalate solution
C <sub>2</sub> O <sub>4</sub> <sup>2-</sup>	Th(C <sub>2</sub> O <sub>4</sub> ) <sub>2</sub> · 6H <sub>2</sub> O	Insol. in water or acid up to 4 N; 70 mg/100 g 3.2N H <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>	Difficultly sol. conc. acid
PO <sub>4</sub> <sup>3-</sup>	[Th <sub>3</sub> (PO <sub>4</sub> ) <sub>4</sub> ] [Th(HPO <sub>4</sub> ) <sub>2</sub> · H <sub>2</sub> O [Th(HPO <sub>4</sub> ) <sub>2</sub> · H <sub>2</sub> PO <sub>4</sub> · 2H <sub>2</sub> O	V. insol.	
H <sub>2</sub> P <sub>2</sub> O <sub>7</sub> <sup>2-</sup>	ThP <sub>2</sub> O <sub>7</sub> · 2H <sub>2</sub> O	V. insol. $1.65 \times 10^{-4}$ moles/l 4.0N HCl	
Cr <sub>2</sub> O <sub>7</sub> <sup>2-</sup>	Th(CrO <sub>4</sub> ) <sub>2</sub> · 3H <sub>2</sub> O	Insoluble H <sub>2</sub> O	Soluble in 'moderately' conc. acid
MoO <sub>4</sub> <sup>2-</sup>	Th(OH) <sub>2</sub> · CrO <sub>4</sub> · H <sub>2</sub> O	Insoluble	Sol. dilute mineral acids
Fe(CN) <sub>6</sub> <sup>4-</sup>	ThFe(CN) <sub>6</sub> · 4H <sub>2</sub> O	V. insol.	



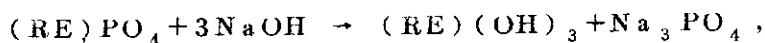
2-1図 トリウム系列

## 3 製 鍊

最もよく知られたトリウム鉱石はモナズ鉱である。現在世界のトリウム生産のほとんどはこの鉱石によっている。これは希土類とトリウムのりん酸塩が主成分である。普通は ilmenite  $\text{FeTiO}_3$ , zircon  $\text{ZrSiO}_4$ , rutile  $\text{TiO}_2$ などとともに産出する。モナズ鉱とこれらとを含んだ砂を流水, スクラッパー, ふるいなどによって処理し, モナズ鉱を含まない粗い砂を除く。これをスクリュー分離機などの選鉱機にかける。これをもう一度適当な水洗選別過程を通して, 半分以上がモナズ鉱であるような砂を得る。この砂は  $1 - 0.1 \text{ mm}$  程度の粒度である。これを乾燥して電磁分離機にかける。モナズ鉱は弱い常磁性であるが, ジルコンとルチルは反磁性であるというように成分間に磁性の差がある。この差を利用して 95 - 98 %までモナズ鉱を濃縮することができる。

濃縮されたモナズ精鉱からトリウムを分離するには硫酸またはカセイソーダで処理してトリウムの硫酸塩または水酸化物とする。硫酸処理の方法は古くから用いられてきた方法であるが, 副産物の完全な分離が困難であるために, 最近はカセイソーダ処理の方法に変ってきた。

カセイソーダは普通水溶液として用いる。水溶液でない形, たとえば溶触状態, で用いることもできるが, 高温を要するため実用上不利である。いずれの場合も反応は次の通りである。



ナトリウムのリン酸塩は水に溶けるから, 水洗して汎過することによって汎液として除かれる。この汎液は別に処理をしてリン酸塩とカセイソーダを得る。前者は副産物となり, 後者はリサイクルされる。沈澱物の方はトリウムと希土類の水酸化物である。ここからトリウムを分離するには沈澱物を塩酸に溶かすのであるが, このためにも最初の処理にカセイソーダを溶触状態で用いるよりも水溶液で用いた方が有利である。なぜなら高温で得られた水酸化物は焼結状態にあるため塩酸に溶けにくいかからである。

最初のカセイソーダ処理を効率よく行なうためには, 先ず上記の粒度のモナズ精鉱を粉碎する。 $0.05 \text{ mm}$  程度の微粉にして, これを 45 %カセイソーダで  $140^\circ\text{C}$  で 3 時間処理する。モナズ精鉱の重量の 1.5 倍のカセイソーダで処理した場合の収率は 98 %である。粒度を下げればカセイソーダの消費量が減りかつ収率が上がるが, 微粉化のコストが非常に大きいために経済的に得策ではない。あまり粒度を下げることなくカセイソーダ消費量を減らすために, カセイソーダ処理をボールミルの中で行なう方法, 2 段階に行なう方法などが考えられた。

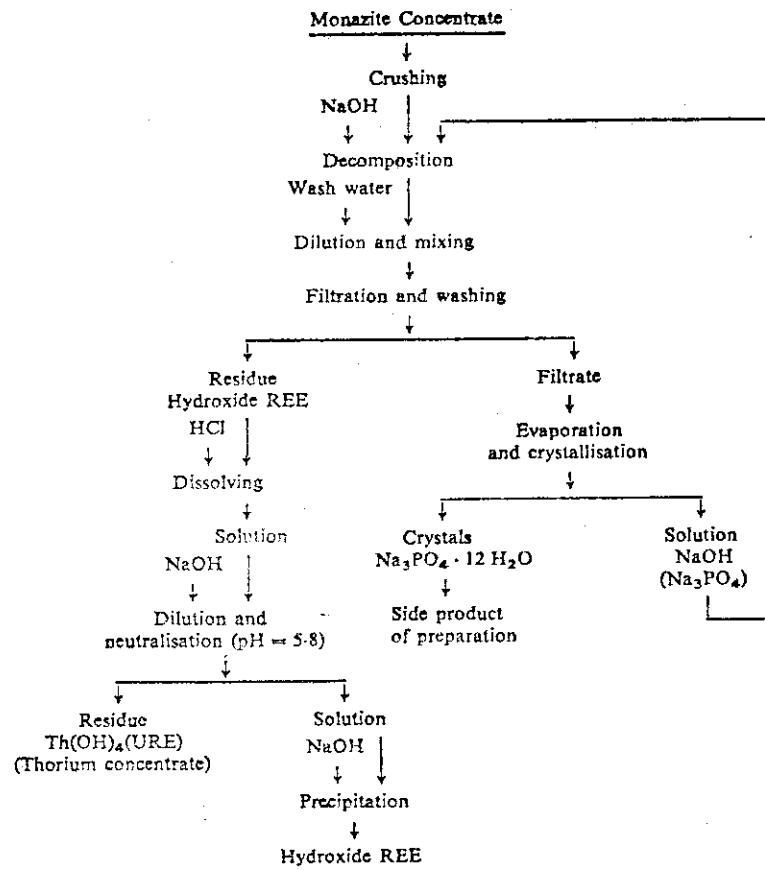
トリウムと希土類の水酸化物を分離するには濃塩酸を使う。硫酸を使うと, トリウムと希土類の硫酸塩の溶解度が低いために, 溶液体積が塩酸使用の場合の 2 ~ 3 倍になり, 不利である。塩酸は化学量論量より 25 %多く使用する。 $80^\circ\text{C}$  で 1 時間処理した後, 水で希釈する。モナズ精鉱に残留していた石英, ルチル, ジルコンなどは塩酸に溶けないためこの段階で汎過によって除かれる。トリウムと希土類の 99.5 %は汎液側に残る。この汎液をカセイソーダで適当

な pHまで中和すると水酸化トリウムが沈殿として分離される。この際モナズ鉱に微量に含んでいるウランも同時に分離させる。この段階ではまた希土類、鉄、チタンなど多量の不純物との混合物である。3-1図は最初のカセイソーダ処理からこの段階までのフローシートである。この一連のプロセスが粗製錬である。粗製錬製品中のトリウム含量はトリヤにして 50-65% である。

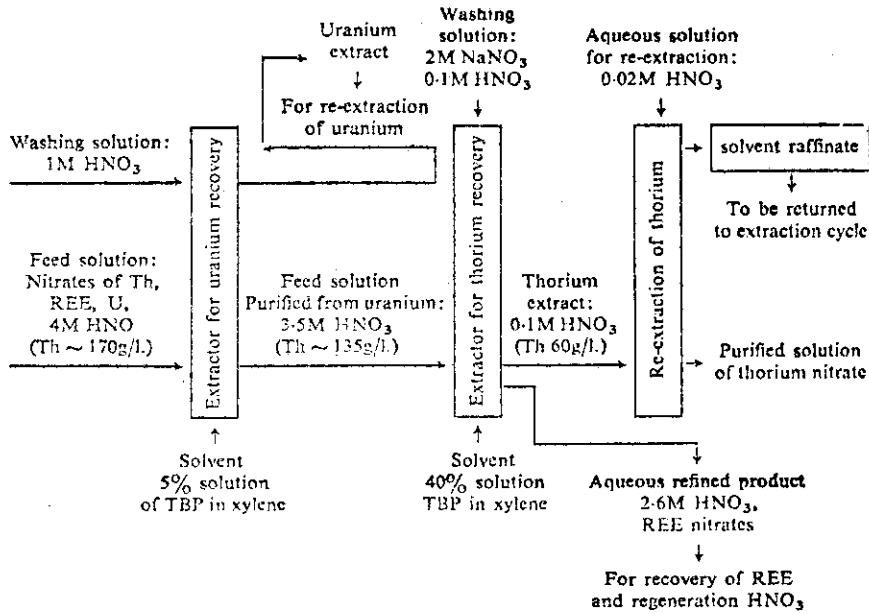
精製錬で現在最も普通に行なわれている方法は硝酸溶液から TBP (Tributyl phosphate) で抽出する方法である。この方法は原理的にはウランの製錬に用いられる方法と同じであるのでここでは 3-2 図にそのフローシートを示すだけに留める。最後に得られるのは硝酸トリウムの 4 水加物である。従来からこの形で商品として取引されてきた。しかしこれではまだ不純物が多く、このまま原子炉に使用することはできないので、さらに修酸で不純物を溶解し、沈殿（修酸トリウム）を汎過、水洗、乾燥の後、焼して二酸化トリウムを得る。

#### まとめ

現在製錬技術は確立された段階にあり、重大な問題はない。



3-1図 Flowsheet of the alkali method of treating monazite.



3-2図 Basic scheme of extraction purification of a solution of thorium nitrate.

## 4 燃料製造

HTRを除いて、現在までに Th を使用した炉は BORAX-IV, Indian Point, ELK River および M S R E である。前3者はいずれも  $UO_2$  との混合酸化物の焼結ペレットの形で使用した。M S R E は溶融塩の形で使用したので、製造という観点からは問題にならない。したがって HTR 用粒子の製造法に先立って混合酸化物の焼結ペレットの製造法について述べる。高密度粒子を振動充填によって被覆管に充填して燃料棒とするいわゆるバイパック燃料の製造法もかなりのレベルまで開発されたものではあるが、これは実用に至らなかったのでここでは割愛する。

$ThO_2$  は唯一の酸化トリウムである。格子構造は  $UO_2$  と同じ螢石型である。 $Th-O$  系状態図を 4-1 図に示す。 $ThO_2$  より高次の酸化物は存在しない。このことは  $ThO_2$  粉末が空気中で焼結可能であることを意味する。これは実用上  $UO_2$  との大きな相違点である。化学量論組成からのずれは化学分析の精度の範囲では検出されない。 $ThO_2$  粉末は白色であるが、真空中で 1800°C-1900°C に加熱すると黒味を帯びる。これは酸素が抜けることによる。しかしその量は少なく、化学分析でも格子定数測定でも検出されない。4-1 図に見られるハイボ組成は溶融 Th との接触によって得られる。ハイボの限界組成は約 2700°C で 1.87 ( $O/Th$ ) である。

$ThO_2$  は  $UO_2$  と全率固溶する。4-2 図はこの系の液相線と格子定数を示す。大体理想溶体と考えてよい。格子定数も大体ベガードの法則に従う。 $UO_2$  との混合系では高温空気中である程度酸化される。それでも Th が U より多い場合には螢石構造はこわれない。 $UO_2$  が 7.8 モル% でも空気中 1400°C まで固溶体の螢石構造は安定であったという報告がある。

$ThO_2$  の成形法としては種々試みられたが、冷間プレス焼結の方法が最も進んでいる。得られる焼結体の密度は粉末の製法によりかなり影響される。これは粉末の粒度分布が異なることに起因すると考えられる。プレス圧および焼結温度の上昇による焼結密度の上昇は前者は 20 ton/in<sup>2</sup>、後者は 1500°C で頭打ちになる。このような現象は定性的には  $UO_2$  の場合と同じである。ただし空気中または酸素中での焼結でも水素中または真空中と同程度の密度が得られるという点は  $UO_2$  との大きな相違点である。 $UO_2$  との混合酸化物として成形したい場合は、 $ThO_2$  粉末を  $U_3O_8$  粉末と混合して焼結するわけであるが、 $UO_2$  換算で 30% までなら空気中で焼結できる。最初から  $UO_2$  の形で混合する場合は焼結雰囲気は水素か真空か不活性ガスでなければならない。なぜなら昇温中 600°C 付近での  $UO_2$  の酸化が原因でグリーンペレットがこわれてしまうからである。逆に  $U_3O_8$  を原料とすると 1150-1400°C で  $UO_2$  に分解するために体積収縮とガス(酸素)放出があるが、これによってはペレットがこわれることはない。焼結体の密度は粉末の性質、焼結条件、Th/U 比などにより異なるが、たとえば EIK River 用ペレット ( $UO_2$  4.3 wt%) では空気中 1700°C 焼結で 95% TD であった。

HTR 用燃料粒子には炭化物と酸化物の両方がある。歴史的には前者が先である。炭化トリウムには  $ThC$  と  $ThC_2$  があるが、HTR 用粒子としてはもっぱら  $ThC_2$  の方を用いる。

また多くの場合  $UC_2$  との混合系として用いる。 $ThC_2$ - $UC_2$  系は全組成範囲でつくることはできるが、4-3 図に示すように、低温では二相領域がある。 $UC_2$  はかなりハイポであるから、 $ThC_2$  との固溶体もハイポになりがちであるが、正確な限界組成は不明である。

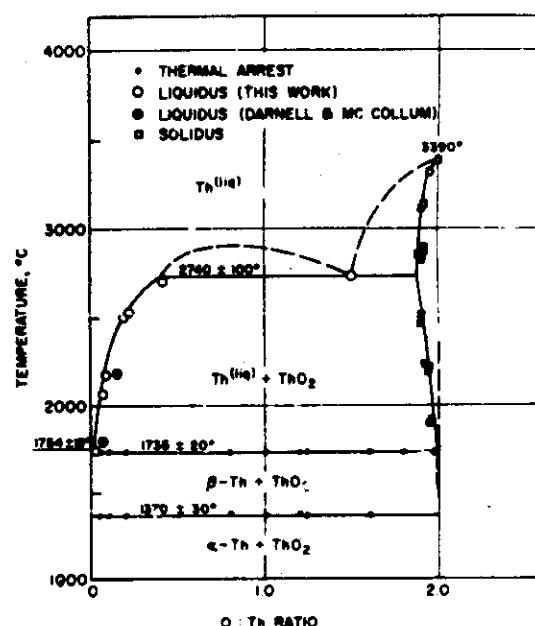
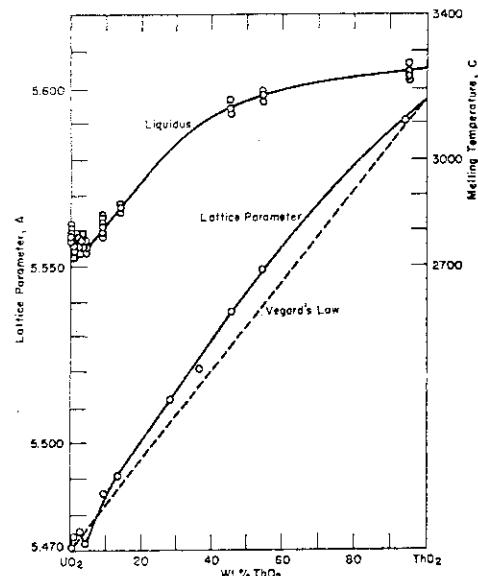
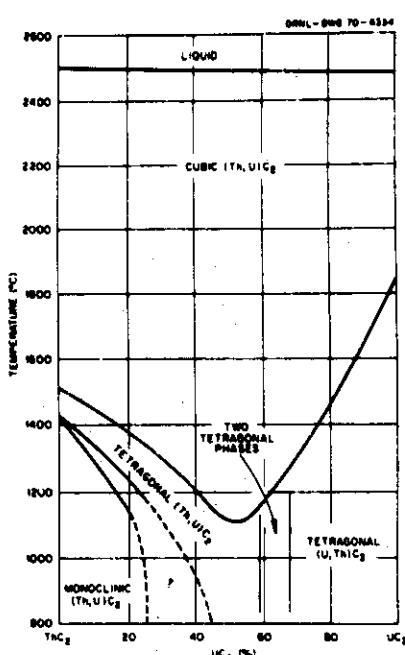
混合炭化物粒子は主として焼結または溶融によってつくられる。DRAGON 炉用粒子は前者の例、Peach Bottom, AVR, Fort St. Vrain 炉用粒子は後者の例である。いずれの方法に対しても先ず  $ThO_2$ ,  $UO_2$  および炭素の混合物から成る粒子を粉末冶金的でつくる。焼結法の場合はこれを真空中または不活性ガス中で加熱する。日本でも製造研究の初期はこの方法をとっていた。溶融法の場合もいったん炭化物に変えるため真空中または不活性ガス中で加熱するプロセスは必要であるが、こうして得られる炭化物粒子の高密度化を焼結によらず溶融によるわけである。溶融によれば理論密度に近い高密度が得られるばかりでなく、完全な球形が得られる。4-4 図はベッドメルティング法と呼ばれる溶融法に用いられた装置の例である。Peach Bottom 炉の初期装荷用粒子はこの方法でつくられた。しかし DRAGON 炉用の場合のように低密度粒子を必要とする場合は上述のように焼結法によらねばならなかつた。

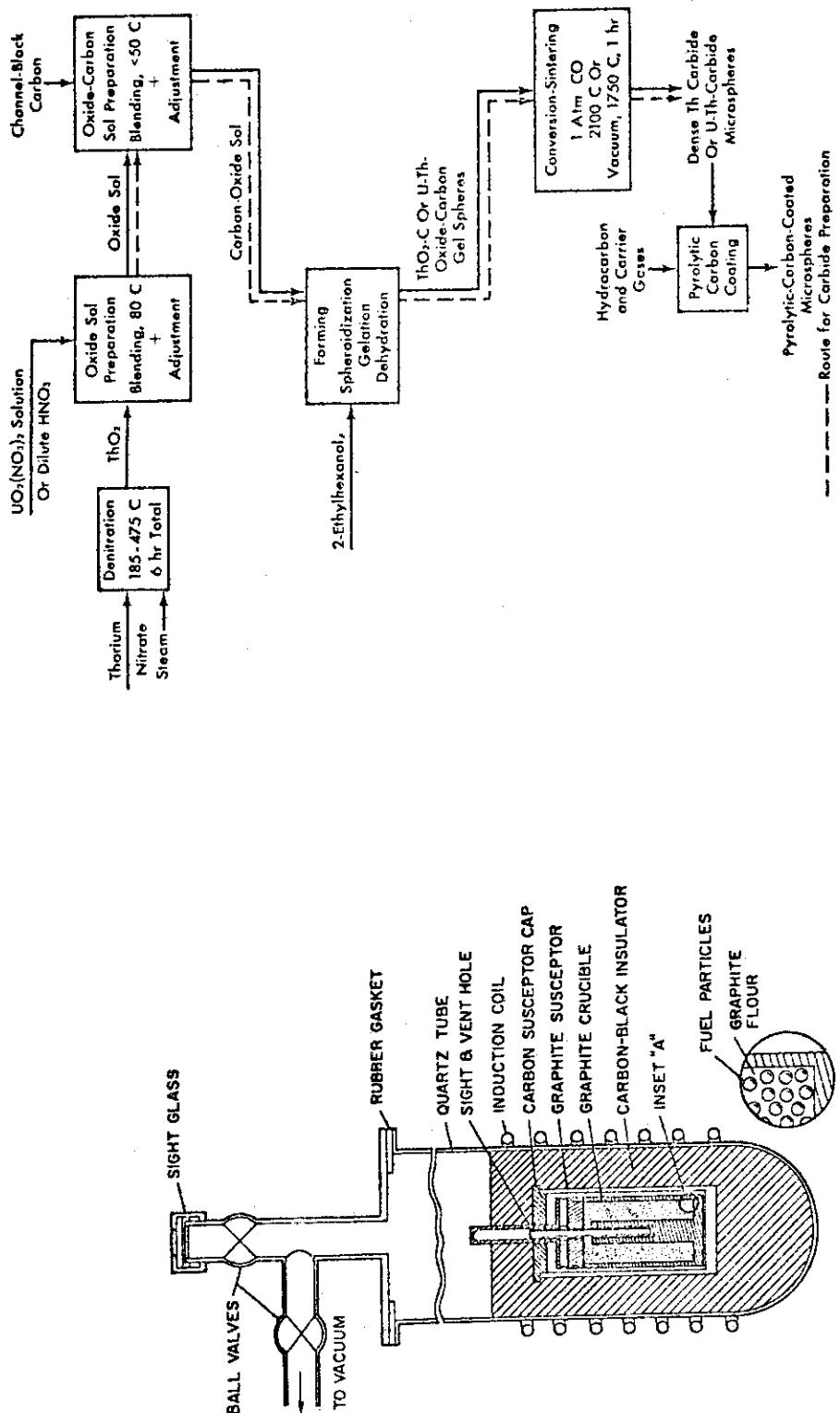
最近は炭化物粒子に代って酸化物粒子を用いる傾向が強くなってきた。酸化物粒子を粉末冶金法でつくることもできるが、マスプロには湿式法がよい。湿式法では先ずゾルをつくり、それを脱水してゲルをつくるというプロセスを用いるので、ゾルゲル法と呼ばれることが多い。この方法で炭化物粒子をつくることもできる。4-5 図にゾルゲル法のフローシートを示す。先ず硝酸トリウムと過熱水蒸気を接触させると、硝酸が飛んでゾル（コロイド状分散体）を得るのに適した  $ThO_2$  の微粉末が得られる。これを希硝酸または硝酸ウラニル水溶液中に分散させて攪拌するとゾルが得られる。この際 pH 調整が重要である。炭化物にする場合はこの段階で炭素を混合する。このゾルをアルコール中に滴下して球形のゲルを得る。最後にこれを加熱すればよい。このフローシートはアメリカで開発されたプロセスを示したものであるが、細部にわたっては各種の改良法が各國で考えられた。ドイツの H プロセス、イタリーの SNAM 法などがその例である。

以上に述べた方法に加えて最近アメリカがイオン交換樹脂に燃料イオンを貯着させ、それを熱処理して燃料粒子を得る方法が開発された。この方法はすでに実用化の段階に達しているが、現在のところ、この方法が他の国にも受け入れられるという兆候はない。それは上述の従来法が確立された段階にあり、重大な欠点はないからであると考えられる。

#### まとめ

燃料製造は現在すでに技術的に確立された段階にあり、特に重大な問題はない。将来の技術開発の対象はリサイクル燃料の製造を目的とした遠隔化の方向に移ると考えられる。

4-1図 Th-ThO<sub>2</sub>系状態図4-2図 ThO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>系の液相線と格子定数4-3図 過剰黒鉛中の ThC<sub>2</sub>-UC<sub>2</sub>相



4-4 図 Apparatus for preparation of  $(\text{Th}, \text{U})\text{C}_2$  microstructures by graphite-bed sintering and melting process<sup>6</sup>.

4-5 図 Process flow sheet for preparing thorium carbide microspheres by the sol-gel process.<sup>5</sup>

## 5 炉 物 理

### 5.1 反応度制御、制御棒ワース

原子炉の余剰反応度は、①常温から定格運転までの昇温による反応度損失（主としてドップラー効果により共鳴吸収が増加する）、②Xe及びSmの蓄積による反応度損失、③核燃料物質中の核分裂性核種の減少及び中性子寄生吸収物質である重金属核種の蓄積による反応度損失、④Xe及びSm以外のゆっくりと飽和蓄積する核分裂生成物による反応度損失、に対応する四成分に大別でき、その上に若干の運転余裕を与えるものでなければならない。

高温ガス冷却炉においては、低濃縮ウラン燃料装荷炉心、高濃縮ウラン富化トリウム燃料装荷炉心及びプルトニウム富化トリウム炉心等が考えられ、種々の燃料サイクルが経済性の観点から検討されている。これらの炉心が持つ余剰反応度は、燃料核種の種類、減速比、燃料体の非均質性の程度、燃料交換の方法により異なるが、特に低濃縮ウランサイクルの場合、経済的に最適な燃焼度を得るに必要な余剰反応度はトリウム燃料サイクルの場合よりも一般的に大きくとらねばならない。これはU-238の共鳴積分がTh-232の共鳴積分よりも大きいことにそもそも原因しているもので、若し実効共鳴積分が高いままの設計を許すと、必然、燃料濃縮度を上げねばならず、そのような設計の方向は一般に燃料費を高める方向であるので差控えるのが普通であって、逆に燃料核の外径を大きくしたり燃料ビンの太さや被覆燃料粒子充填率を調整して非均質性を増し自己遮蔽効果により共鳴吸収を減じて余剰反応度を高めるようにしているがため転換比は小さく、その結果上記③の反応度補償を大きくしなければならないことになるわけである。

一方、高濃縮ウラン富化トリウム燃料炉心の場合、Th-232の共鳴積分がU-238のそれの約1/3と小さく、多量のTh-232を装荷できるうえに、Th-232の中性子捕獲によって生成したU-233は熱中性子に対するり値が約2.28でU-235の2.07、Pu-239の2.11に比較して大きく、中性子経済上非常に優れているために減速比を下げることによって余剰の中性子をTh-232により多く吸収せざるようになると低濃縮ウラン炉心よりも高い転換比を与えることが可能となり、したがって上記③に対応する反応度補償もまた小さくてよいことになる。

プルトニウム富化トリウム燃料炉心の場合、Pu-240の1.05evの共鳴吸収が大きく、これによる反応度損失量は大きいから、小粒径の被覆燃料粒子を用いて充填率を少々高めて共鳴吸収の自己遮蔽効果を大きくし、Pu-240の中性子吸収により生成されるPu-241をTh-232から生成されるU-233とともに利用すれば、同じく上記③の反応度補償分を小さくすることができる。一般にプルトニウムを燃料とする場合、このPu-240の共鳴吸収の調整が最も重要であり、燃料核直径に強く影響されるため、核の直径選定は余剰反応度の大小を左右する重要な因子になっている。海外の研究結果では、燃料核直径は100~300μm程度がよいとされている。上記①、②、④の反応度損失に対する補償は前記の燃料種類により左右される場合はない。

前述の余剰反応度は主として制御棒により補償され、運転による昇温や燃焼による反応度変

化に見合って制御棒が引き抜かれたり挿入されたりする。また低濃縮ウラン炉心及び高濃縮ウラン富化トリウム炉心では、上記③に対応する余剰反応度は可燃性毒物により補償させることができる。可燃性毒物は燃焼に伴い反応度回復を起すことがあるので注意を要するが、可燃性毒物の使用により制御棒本数を大幅に減すことが可能になり、その結果出力分布歪も小さくなる等の炉心設計上の利点が生じる一方、前述のようなプルトニウム富化トリウム燃料炉心の場合、Pu-240のPu-241への転換が反応度的には可燃性毒物と同じ役割を果していることに注意しておきたい。高温ガス炉に用いられる制御棒や可燃性毒物の中性子吸収体はボロンカーバイドと炭素の焼結したものが多い。

制御棒の反応度価値は原子炉のあらゆる運転時点での余剰反応度を全て吸収し、さらにある程度の余裕、すなはち停止余裕がなければならない。さらに何らかの故障により全ての制御棒が完全に挿入されない場合をも考慮して、スタック・ロッド余裕を確保しておかねばならない。特に、トリウム燃料を使用する炉心では運転後長期間炉停止する場合運転中に生成し、蓄積していたPa-233が崩壊し核分裂性Pa-233が蓄積して反応度回復が起るので制御棒反応度価値の設定には十分注意しなければならない。このような反応度回復の例を5-1図に示した。Pa-233の運転中における蓄積は比出力が高いほど著しく、したがって炉停止後の反応度回復量も大きくなる。

また、制御棒の反応度価値は燃料と制御棒による中性子吸収の競合から決まるのであり、1本当りの価値は他の制御棒の挿入状態にも関係するが、制御棒操作時の反応度変化率を小さくすること及び中性子束分布（出力分布）に引き起す歪の程度を小さくするように、1本当りの価値はできるだけ小さくなるように設計される。5-1表には、主要大型高温ガス炉の余剰反応度と反応度補償能力を示した。

## 5.2 燃焼度、転換比

燃焼度は炉の経済性に直接関係し、炉設計上最も重要な量の1つである。実用規模原子炉としては基本的には余剰反応度を極力低めて制御棒本数を減少させ、かつ転換比を高めて高燃焼度を達成出来れば反応度制御及び出力分布調整の両観点からも望ましい。

余剰反応度ならびに転換比は炭素対燃料重金属原子ケーブル比 ( $N_c/N_{\text{Fe}}$  又は  $N_c/N_{\text{Th}}$  ) や炭素対分裂性核種原子ケーブル比 ( $N_c/N_{\text{U}^{233}}$ ,  $N_c/N_{\text{U}^{235}}$ ,  $N_c/N_{\text{Pu}^{239} + \text{Pu}^{241}}$ ) により決まるが、その最適値は燃料サイクル方式で異なる。燃料サイクルとしては高濃縮ウラン富化トリウム、プルトニウム富化トリウム、低濃縮ウラン、プルトニウム富化ウランの各系が一般的に考えられる。そのなかでウラン系とトリウム系を比較した場合、U-238の共鳴吸収がTh-232のそれのほぼ3倍（無限希釈値）であることのために燃料カーネルを大粒径にしたり、燃料棒の太さや配列を調整して非均質性を強めてもU-238の実効共鳴積分はトリウムに対するものほどには小さくならず、したがってウラン系では余剰反応度の確保上分裂性核種濃度を高めたり、炭素対燃料核種原子ケーブル比を高くする必要が生じる。ゆえに転換比を高められないため、高転換比、高燃焼度の達成という観点からはトリウム系が有利といえるわけである。

燃料サイクル別の典型的な燃焼曲線を5-2図に示す。一般に低濃縮ウラン系 ( $\text{U}^{235}/\text{U}^{238}$ )

は余剰反応度が最も高く転換比が低いことと相まって燃焼にともなう反応度の減少割合も最も高くなる。一方、高濃縮ウラン富化トリウム系( $U^{233}/Th$ )は低濃縮ウラン系より余剰反応度が低くても転換比が高いがために燃焼による反応度損失は小さいので、高燃焼度を得るには有利である。<sup>\*</sup> 分裂性物質がプルトニウムの場合はPu-240の強共鳴吸収による毒作用のため余剰反応度が著しく低くでき、且つ分裂性核種Pu-241の生成の結果、Pu-240が可燃性毒物としての働きを示して反応度は燃焼初期で低く中期で高まり末期で急激に減少する傾向を示す。このことはPu-240含有率の比較的高いプルトニウムを富化燃料として使用すると適度の余剰反応度さえ確保できればかなりの程度のフェニックス性を発揮しうることが期待できることを示す。特に、プルトニウム富化トリウム系燃料は高濃縮ウランを使用しないですむこと、U-233の蓄積がPu-239の核特性上の不利を補うこと、等から将来性のあるサイクルといえる。

現在最もよく検討されている高濃縮ウラン富化トリウム燃料系の特性を5-3図に示す。 $N_c/N_{Th}$ 比が大きいほど余剰反応度は高くなるが、しかし転換比が低下するので燃焼にともなう反応度の減少率は著しく大きくなることがわかる。なお、このサイクルでは酸化ペリリウムを燃料スペインとして使用すればほぼ0.95程度の転換比が得られ、さらにF.P.バージを行なうと増殖も可能であるといわれている。

一般に低濃縮ウラン系では $N_c/Nu$ を250~500程度、燃料濃縮度を5~10%に設定し0.4~0.6の転換比、50~100GWD/T程度の燃焼度の達成を目標とするのに対し高濃縮ウラン富化トリウム系では $N_c/N_{Th}$ を200~250程度、 $N_c/Nu-235$ を4000~5000に設定し0.6以上の転換比100GWD/T前後の燃焼度の達成を目指している。またプルトニウム・トリウム系の $N_c/N_{Th}$ は250~300程度になろう。

ここで経済性と密接な関係にある比出力と燃料の炉内滞在時間について若干ふれる。先に述べたTh-232の共鳴吸収が小さいことに起因し、トリウムサイクル系では多量のトリウムを炉内に持ち込めうことになり、燃料装荷量の調節が比較的自由にできて比出力、従って又燃料の炉内滞在時間の調整も容易である。一方、ウラン系では燃料の炉内滞在時間の調整は燃料濃縮度を変えることによるかさもなくば被覆燃料粒子の粒径(及び充填率)を変えてU-238の共鳴吸収を変化させ、それによって燃焼に必要な反応度を確保しつつ比出力を調整しなければならず、このことのために燃料温度に対する条件が一般に厳しくなることが予想されよう。

### 5.3 出力分布と中性子束分布

出力や中性子束の分布は使用する燃料の種類によって影響を受けるが、それよりもむしろ炉心の大きさとか燃料装荷・取替方法による影響のほうが大きく炉心設計上極めて重要である。高温ガス炉では燃料に対する温度制限が厳しく詳細な出力分布の調整が必要である。出力に対する基本的考え方は径方向に極力平坦化し、軸方向には炉心入口で高い指数函数型を目指した分布を達成させ燃料温度の平坦化を計ることである(5-4図参照)。

最適な出力分布の形状を一般的に論ずるのは困難であるが、大型炉では燃料の分散型装荷・

\* 但し、可燃性毒物を使用すれば余剰反応度も燃焼にともなう反応度減少率も大巾に小さく出来る。

取替を行うのが通常であり、この場合燃焼程度の異なるいくつかの燃料体が相隣接することになり、その燃焼度合の違いに起因して局所出力ピーキングが生じて径方向の出力分布を支配する。これがため、これに起因する出力ピーキング係数（経年出力ピーキング係数と呼ぶ）は有力な設計上の指標となる。<sup>\*</sup> 最大の経年出力ピーキング係数は各燃料交換直後に新装荷燃料中で起き、新燃料と旧燃料の燃焼度差が著しいほどこのピーキングは大きくなるため、これによつて燃料体中に装荷できる分裂性物質濃度や燃料燃焼度も制限を受ける。海外の設計では経年出力ピーキング係数を1.3～1.4以下にすることが目標とされている。

中性子束分布は当然出力分布に対応して決まってくることになるが、中性子束で特に重要なのは中性子束分布よりも中性子束レベルである。中性子束レベルは炉心構成物が受ける中性子照射量に直接的に関係し、その高低は燃料・材料の強度に大きな影響を及ぼすがために重要である。また核的にはPa-233及びNp-237やXe-135などの核分裂生成物の毒作用が中性子束レベルに大きく依存する。これらのうちXe-135などの核分裂生成物による毒作用は使用する燃料の種類によって若干の違いはあるても大差はないが、しかしトリウム系に属するPa-233及びウラン系に属するNp-239による毒作用には中性子束レベルによる影響度合に著しい違いがある。即ち、Np-239は半減期が2.3日と短いため中性子束レベルが高くともPu-239への転換は余り阻害されない。しかしPa-233は半減期が27.4日と長いため中性子束レベルを余り高めるとU-233への転換前に中性子を吸収してPa-234からU-234を生成する反応が増し転換比の低下の原因となる。このことから、トリウムサイクル系には中性子束レベルを余り高められない（目安レベルは $10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 程度）という不利があるといえる。

#### 5.4 溫度係数と特性パラメータ

反応度係数には温度係数、圧力係数<sup>\*</sup>、流量係数<sup>\*\*</sup>、等があるが、冷却材はヘリウムであり相変化がないうえ吸収核断面積も小さく、したがって圧力係数は無視でき、また黒鉛も吸収核断面積が小さく、そもそも炉心は低減速な体系であるために流量係数も無視できるので、結局温度係数を把握すれば十分といえる。

温度係数は共鳴吸収に基づくドップラ係数（即発性）に支配される燃料温度係数と熱中性子スペクトルの変化に（遅発性）に起因する減速材温度係数に大別できる。ドップラー係数は使用する燃料の種類、燃料体の構造、燃焼状態に依存するが常に負値をとり燃料温度が高くなるほど負値が小さくなる。また、燃焼が進むとトリウム系ではTh-232の燃焼による減少の結果燃料温度係数はわずかながら負値が浅くなるが、逆にウラン系ではU-238は減少するが

\* 出力ピーキング係数に関しては経年ピーキング係数の外に炉心全体としてのグロスな出力分布に基く係数と燃料体の端部にある余剰黒鉛、等による局所出力分布に基く係数があるが大型炉では経年ピーキング係数に比較して小さいと考えてよい。なお、制御棒を挿入したときの出力分布歪は大きな問題であり、炉心の総合的な核熱設計の中で論じられねばならない。

\* 冷却材の圧力変化にともなう冷却材密度変化の反応度に及ぼす影響。

\*\* 流量調節領域毎の冷却材圧力が違うことにより領域間ギャップ閉塞の反応度に及ぼす影響。

$Pu-240$  が生成するためその強い共鳴吸収の結果ドブラー係数に対する負値は大きくなりうる。一方、減速材温度係数も燃料の組成、減速材温度に強く影響される。高温ガス炉はもともと熱中性子平均エネルギーがほぼ  $0.1 \sim 0.2 \text{ eV}$  と高く、熱中性子スペクトルは燃料核種や核分裂生成物核種の低エネルギー域の共鳴吸収に影響されやすく、したがって温度変動にともなう反応度の変化は複雑であるが、一般には燃焼初期で負値をとるが燃焼が進むと正側へ移行する傾向をもつ。

安全性の観点からは減速材温度係数がたとえ正でも全温度係数は負値をとることが必要である。一例として 5-5 図及び 5-2 表に高濃縮ウラン富化トリウム燃料使用の大型炉心の燃焼終期（減速材温度係数が最も正になる）における温度係数に対する核種別寄与の収支を示す。燃料温度係数は温度の上昇とともに単調に減少するのに対し、減速材温度係数は常に正值をとり中間温度領域が最大になる。その核種別の依存の様子をみると燃焼とともに生成した  $U-234$ ,  $Np-237$ ,  $Pu-239$ ,  $Pu-240$  や  $Xe-135$ ,  $Sm-149$  を始めとし、核分裂生成物の存在にも強く影響を受けることがわかる。特に、 $Pu-240$  含有率が高くなると減速材温度係数はかなり負側に移行する可能性のあること、核分裂生物のうち  $Xe-135$  及び  $Sm-149$  が減速材温度係数をかなり正にする傾向を持ちうることには十分注意を払う必要がある。なお、燃料温度係数は一般に常温で  $-8 \sim 10 \times 10^{-5} \Delta k / k / ^\circ C$ 、高温 ( $\sim 1200^\circ C$ ) で  $-3 \sim -4 \times 10^{-5} \Delta k / k / ^\circ C$  程度であり、減速材温度係数は燃焼初期でほぼ  $-1 \sim +1 \times 10^{-5} \Delta k / k / ^\circ C$  程度であるが、燃焼進行下ではやや正になる傾向にあり、特にウラン系では生成  $Pu-239$  の影響を受けて正になる場合がやや強い。

重要な動特性上のパラメータとして即発中性子寿命及び遅発中性子比率がある。前者は燃料の組成の違いで若干異なるがほぼ  $3 \sim 4 \times 10^{-4}$  秒である。一方、後者は燃料の種類でかなり違ってくる。 $U-233$ ,  $U-235$ ,  $Pu-239$  及び  $Pu-241$  の遅発中性子比率が各々 0.0026, 0.0064, 0.0021, 0.0052 程度であることを考えればトリウム系はウラン系に比較して実効遅発中性子比率が小さく出力増倍時間が短くなり核的安定性の観点からはやや不利といえる。

## 5.5 Xe 空間振動

$Xe-135$  は熱中性子吸収断面積が非常に大きい（ $300^\circ K$  で約  $3 \times 10^6 \text{ barns}$ ）ので反応度への寄与が大きいが、しかも炉内で生成される  $Xe-135$  の多くは  $I-135$  を経て生成されるため、その炉内存在量は定常状態では中性子束（出力）レベルに従って一定値をとるが、過渡状態でのその存在量は、出力変動に対して時間遅れを伴って増減する。このことのために、制御棒操作などに起因する出力変動が誘因となって出力分布の空間的な振動を起すことがあり体系がたとえ漸近的に安定であっても振動の減衰が著しく遅い場合には、燃料損傷などを引き起し好ましくない。

一般に  $Xe$  振動に対する安定性は次の要素に依存する。

- ① 热中性子移動距離単位の炉心の大きさ
- ② 比出力
- ③ 中性子 スペクトル
- ④ 温度係数

## ⑤ 核分裂による Xe-135 の収率と I-135 の収率

## ⑥ 中性子束の基本モード及び第1高調波の固有値の分離度

高温ガス炉における Xe 空間振動に対する安定性を軽水炉と比較してみると、出力密度は軽水炉の 1/10 ぐらいなので炉心寸法は大きいが、中性子移動距離が 20~30 cm (軽水炉では 8 cm 程度) なので必ずしも不利とはならず、比出力が小さいだけ安定な特性をもつ。温度係数の負の程度はやや小さいが、正のボイド係数 (BWR) がない点では有利であり、中性子スペクトルが硬く且つ Xe-135 の実効的な吸収断面積が小さいことは振動を起しにくくしている。高温ガス炉では冷却材出口温度を高めるために、径方向領域別燃料装荷のみならず、軸方向領域別燃料装荷を行う傾向にあるが、この炉心内の空間的な核特性の相異は、Xe 空間振動にとって十分検討を要する重要な不安定要因である。

低濃縮ウラン燃料、高濃縮ウラン富化トリウム燃料及びプルトニウム富化トリウム燃料、などを用いた場合の Xe 空間振動安定性の比較は、主として 5-3 表に示す U-235, U-233, Pu-239 の、それぞれの核分裂による I-135 及び (I-135+Xe-135) に対する収率の相異から論じることができ、一般にトリウム燃料を用いた場合の方が安定性が高い。更にトリウム燃料を用いた炉心の方が、温度係数の負の度合がやや大きい傾向にあることも有利な要因である。

現在までの GAC 社の研究によると, Fort St. Vrain 炉域は De Marva 炉では、負の温度係数による反応度帰還効果を考慮しなくとも、燃焼の全期間を通じて、軸方向、径方向及び方位角方向の Xe 空間振動に対して十分安定であることが確かめられている。また 3,000 ~ 4,000 MW の大型炉ではこのための制御システムを設計しているが、負の温度係数を考慮すれば安定であり、実際には使用する必要はないであろう、とのことである。

## 5.6 核データ

高温ガス冷却炉の炉物理解析に使用される核データの主なものとして、核燃料核種 Th<sup>232</sup>, Pa<sup>233</sup>, U<sup>233</sup>, U<sup>234</sup>, U<sup>235</sup>, U<sup>236</sup>, Np<sup>237</sup>, U<sup>238</sup>, Pu<sup>239</sup>, Pu<sup>240</sup>, Pu<sup>241</sup>, Pu<sup>242</sup> 等に対する熱エネルギー領域における微視的中性子捕獲核断面積  $\sigma(n, r)$ 、同核分裂核断面積  $\sigma(n, f)$ 、 $\alpha$  値 ( $= \frac{\sigma(n, r)}{\sigma(n, f)}$ )、 $\eta$  値 ( $= \nu \cdot \frac{\sigma(n, f)}{\sigma(n, r) + \sigma(n, f)}$ )、及び熱外エネルギー領域における中性子捕獲共鳴積分 RI(n, r)、核分裂共鳴積分 RI(n, f) 等がある。5-4 表にこれらのうちの核分裂性核種の 2200 m/s 中性子に対する核断面積を示した。この表からわかるように U<sup>233</sup> の  $\eta$  値が U<sup>235</sup>, Pu<sup>239</sup>, Pu<sup>241</sup> に較べて大きく、U<sup>233</sup> を使用すれば高い転換比を得る事ができる。また Pu<sup>239</sup>, Pu<sup>241</sup> は吸収核断面積が大きくこれらの核種の蓄積は中性子スペクトルを便くする。一方、親核種である Th<sup>232</sup>, U<sup>238</sup> については 2200 m/s 中性子に対する捕獲核断面積はそれぞれ  $7.4 \pm 0.1$  バーン及び  $2.73 \pm 0.04$  バーン (BNL-325.2 nd. #2 による) であるが、0.5 eV より高いエネルギー領域での中性子捕獲共鳴積分はそれぞれ 85.7 バーン及び 275.5 バーンであり、U<sup>238</sup> の共鳴吸収は Th<sup>232</sup> の約 3 倍もあり、5.1, 5.2 で述べたように低濃縮ウラン炉心及びトリウム炉心の余剰反応度、転換比・燃焼度等に大きな影響を与える。Pa<sup>233</sup>, U<sup>234</sup>, U<sup>236</sup>, Np<sup>237</sup>, Pu<sup>241</sup> 等は核燃料物質の中性子吸収により生成され中性子毒物となるものであり、

炉内における量は少ないが燃焼特性に影響する重要な核種である。これらの核種の中性子核断面積を含めて核燃料核種及び構造材・制御物質・減速材等に使用される核種の核データが整備され精度の検討が行なわれている。

実際の核計算に使用される核データは、中性子エネルギー領域を数十群の細かなエネルギー群に分け各群毎、各核種毎に与えられる中性子捕獲、核分裂、散乱等の微視核断面積や共鳴パラメーター等のデータセットである。これらの核データを使って計算された実効増倍率、反応度係数が臨界実験結果と比較され核データの精度が評価される。米国での高温ガス冷却炉の開発の一環として行なわれた臨界実験解析による結果では主要な核種の反応率の計算値と実験値の差は、B(ボロン)が±2%，U<sup>235</sup>が±2%，U<sup>233</sup>が±4%，U<sup>238</sup>が+2～+5%，U<sup>236</sup>が+3～+5%，Np<sup>237</sup>が+2～-10%，Th<sup>232</sup>が+2～+5%であった。

その他の重要な核データとして核分裂生成物の核断面積がある。核分裂毎の生成率が大きく且つ吸収核断面積の大きな核分裂生成物核種は生成崩壊を追跡しその毒作用を評価する必要がある。これに属する核種は、Mo<sup>95</sup>, Te<sup>99</sup>, Xe<sup>131</sup>, Xe<sup>135</sup>, Cs<sup>133</sup>, Sm<sup>149</sup>, Sm<sup>150</sup>, Sm<sup>151</sup>, Sm<sup>152</sup>, Nd<sup>143</sup>, Nd<sup>145</sup>, Pm<sup>147</sup>, Pm<sup>148</sup>, Eu<sup>153</sup>, Eu<sup>154</sup>, Eu<sup>155</sup>, Rh<sup>103</sup>等である。これらの核種で核分裂生成物の毒作用の90%を占め、残りの10%に相当する核分裂生成物は核分裂当たりに発生する1つの核分裂生成物とみなして集合的に取り扱われるのがふつうである。5-6図にこれらの低中性子吸収核断面積の核分裂生成物集合物の核分裂当たりの、熱中性子吸収核断面積をU<sup>233</sup>, U<sup>235</sup>, Pu<sup>239</sup>について示した。この図からわかるようにU<sup>233</sup>の核分裂生成物集合物の熱中性子吸収核断面積はU<sup>235</sup>, Pu<sup>239</sup>に較べて小さく中性子毒作用は僅かに小さくなる。

### 5.7 臨界実験と計算コード

従来から高温ガス炉の炉物理特性の把握と計算コードの精度検討のために、数多くの臨界実験が行なわれている。近年の代表的なものを挙げると、臨界実験装置を用いたものとしては、米国での1967年～1969年のHTGR-CRによるGGA、及び1970～1971年のHTLTRでのBNWLの研究があり、英国ではZENITH, ZENITH-IIを用いたWinfrithの一連の研究などがある。実験項目は余剰反応度、中性子束・出力分布、温度係数(燃料及び減速材)、制御素子の反応度係数、炉停止余裕などと多岐に渡っており、更に5.4で述べた様に計算コードの内蔵データの検証のための、実効的な核データの積分測定も行なわれている。我が国においても平均質炉プロジェクト以来、原研のSHEにおいて中性子束分布、制御棒効果などの実験と解析が続けられている。また実際に稼動している高温ガス炉(Dragon, Peach Bottom, AVR)を用いての多種の臨界実験も盛んであり、上記の項目の燃焼特性に加えて、制御棒操作パターン、領域別燃料装荷・取替パターン、冷却材流量調節パターンなどを考慮した運転特性の検討も行なわれてきている。

次に高温ガス炉の核特性解析・核設計に良く用いられる計算コードとしては、GGC, MICROX(以上米国)及びAGOSY, WIMS, MUPO(以上英国)などの格子群定数作成コードと、TWOTRAN, GAMBLE, GAUGE, CITATION, GATT(以上米国), SCARAMBLE, ODYSSEUS(以上英国)などの二～三次元の炉心(燃焼)計算コードが

ある。これらのコード群はいずれも、前述の臨界実験により の精度の検証が行なわれてきており、複数個の群定数作成-炉心計算コードの組合せ使用によって、例えば初期余剰反応度では $\sim \pm 1\% \Delta k_{eff}/k_{eff}$ 、温度係数では $\sim \pm 0.7 \text{ mN}/\text{C}$ 、制御棒反応度価値では $\sim \pm 10\%$ 程度の誤差範囲で計算が可能といわれる。すでに大部分が我が国にも導入されており、広範に使用されている。また DELIGHT, PBS-Ⅲ, LABUR(以上群定数作成)やAKIRES(炉心計算)などのガス炉用コードが、我が国でも独自に開発されている。

最近は、大型高温ガス炉の炉物埋量の推定(臨界実験及び計算コードの両者による)の精度に対し、精度向上のための投資と余裕度、安全装置などを通しての経済的利益とのバランスの検討から、開発の目標とする精度を設定して、精力的な臨界実験及び計算モデルの開発を行なうようになってきている。例として、1972年に英国の Winfrith で定められた目標精度のいくつかを 5-5 表に示すが、現在すでにいくつかの項目が目標を達成されつつある。

5-1表 主要大型高温ガス冷却炉の核特性比較

設計項目	燃料移動 原子炉	高濃縮ウラン・トリウム			低濃縮ウラン BN DC
		Fort. St. Vrain	Delmava	THTR	
熱出力 (MW)		842	2000	750	3432
電気出力 (MW)		330	765.8	307.5	1350
出力密度 (KW/ℓ)		6.3	8.1	6.0	8
比出力(平均) (KW/Kg U <sup>235</sup> )		117.0	174.0	1000	1240
N <sub>e</sub> /N <sub>Tb</sub>		200(初期サイクル) 225(平衡サイクル)	214(初期サイクル) 238(平衡サイクル)	457	350
N <sub>e</sub> /N <sub>u-235</sub>		4350(初期サイクル) 3000(平衡サイクル)	4920(初期サイクル) 3030(平衡サイクル)	4000	3900
余剰反応度(常温) (%Δk <sub>eff</sub> )		13.3	12.8	11.5	
温度効果 (%Δk <sub>eff</sub> )		6.3	5.9	2.4	
Xe & Sm (%Δk <sub>eff</sub> )		3.6	3.3	3.5	
燃焼、運転余裕 (%Δk <sub>eff</sub> )		3.4	3.6	5.6	
燃料燃焼度 (GWD/T)		100	94	1.35 fifa 0.13 fima	92
燃料炉内滞在時間 (年)		6	4	3.5	3
転換比		0.6	0.67	0.53	
熱中性子束(平均) (n/cm <sup>2</sup> ·sec)		6.9×10 <sup>13</sup>	1.23×10 <sup>14</sup>	1.4×10 <sup>14</sup> (最高)	
速中性子束(平均) (n/cm <sup>2</sup> ·sec)		3.3×10 <sup>13</sup>	4.76×10 <sup>13</sup>	1.8×10 <sup>14</sup> (最高)	
径方向出力ピーピング係数 (径年ピーピング係数)		1.65 1.36 1.40	<2.0	1.16	
軸方向出力ピーピング係数				1.51	
燃料温度係数 (Δρ/°C)		-86×10 <sup>-5</sup> -38×10 <sup>-5</sup>	-98×10 <sup>-5</sup> -37×10 <sup>-5</sup>	-37×10 <sup>-5</sup> -1.9×10 <sup>-5</sup>	
(常温/定格)					
減速材温度係数 (Δρ/°C)		1.7×10 <sup>-5</sup> 0.0	-12×10 <sup>-5</sup> -0.8×10 <sup>-5</sup>	-38×10 <sup>-5</sup> -20×10 <sup>-6</sup>	
(常温/定格)					
制御棒吸収物質		B <sub>4</sub> C	B <sub>4</sub> C	B <sub>4</sub> C	
制御棒本数		37 対	49 対	42	
可燃性毒物々質		B <sub>nat</sub>	B <sub>nat</sub>	-	
反応度補償能力 (%Δk <sub>eff</sub> )		28.3	34.0	15.5	
制御棒 (%Δk <sub>eff</sub> )		22.3	24.0	15.5	
可燃性毒物 (%Δk <sub>eff</sub> )		6.0	10.0	-	

\* THTRのみ運転時連続燃料交換

5-2表 U-233 サイクル大型炉心の燃焼終期  
における温度係数の核種別依存性  
( Gulf-GA-A 12086 )

核種	温度係数, $10^{-5}/\text{C}$
Th-232	-1.6
	( ドップラー係数, -3.0 )
U-233	+0.3
U-234	+0.3
U-235	-1.3
Np-237	-0.3
Pu-239	+0.1
Pu-240	-0.1
Xe-135	+0.9
Rh-103	-0.1
Sm-149	+0.2
他	+0.3
総計	-1.3

5-3表 核分裂による Xe-135 と I-135 の収率

生成核種	分裂性核種	U-233	U-235	Pu-239
Xe-135 ( 半減期 = 9.2 hr )	0.013	0.002	0.015	
I-135 ( 半減期 = 6.7 hr )	0.047	0.062	0.057	
Xe-135 + I-135	0.060	0.064	0.072	

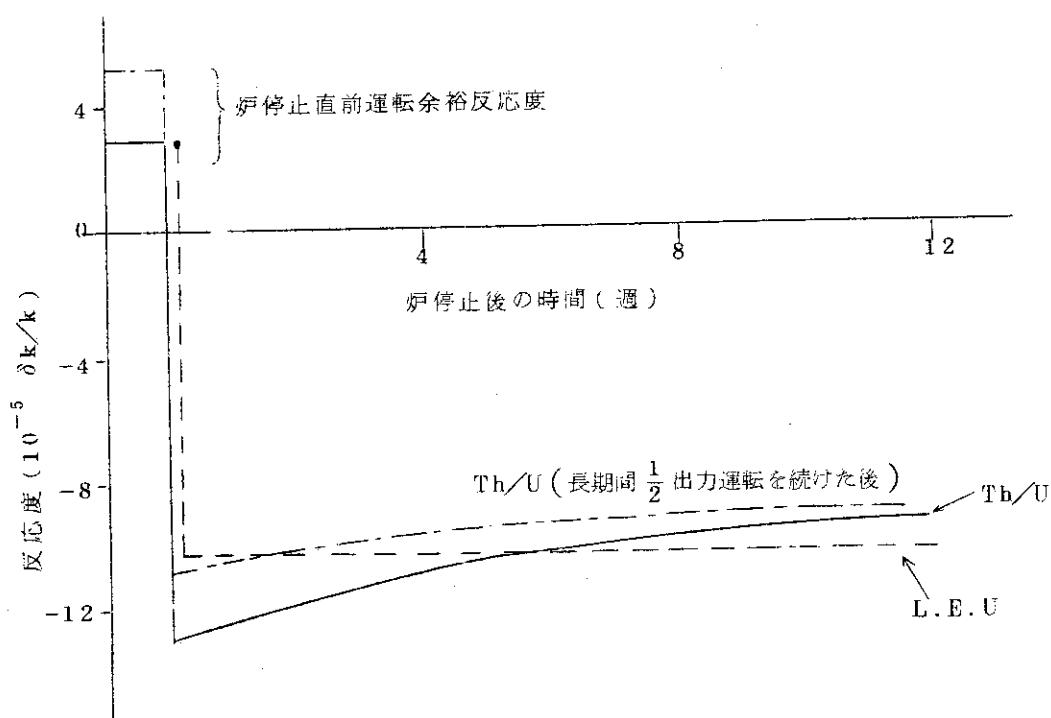
5-4表 主要核分裂性核種の  $2200 \text{ m/s}$  中性子に対する断面積  
( 単位 barns )

	$\text{U}^{233}$	$\text{U}^{235}$	$\text{Pu}^{239}$	$\text{Pu}^{241}$
$\sigma_a$	$578 \pm 2$	$678 \pm 2$	$1013 \pm 4$	$1375 \pm 9$
$\sigma_f$	$531 \pm 2$	$580 \pm 2$	$742 \pm 3$	$1007 \pm 7$
$\sigma_r$	$47 \pm 1$	$98 \pm 1$	$271 \pm 3$	$368 \pm 8$
$\alpha$	$0.089 \pm 0.002$	$0.169 \pm 0.002$	$0.366 \pm 0.004$	$0.365 \pm 0.009$
$\eta$	$2.284 \pm 0.006$	$2.072 \pm 0.006$	$2.109 \pm 0.007$	$2.149 \pm 0.014$
$\nu$	$2.487 \pm 0.007$	$2.423 \pm 0.007$	$2.880 \pm 0.009$	$2.934 \pm 0.012$

注 Hanna, G.C. et al 1969. Atomic Energy Review による。

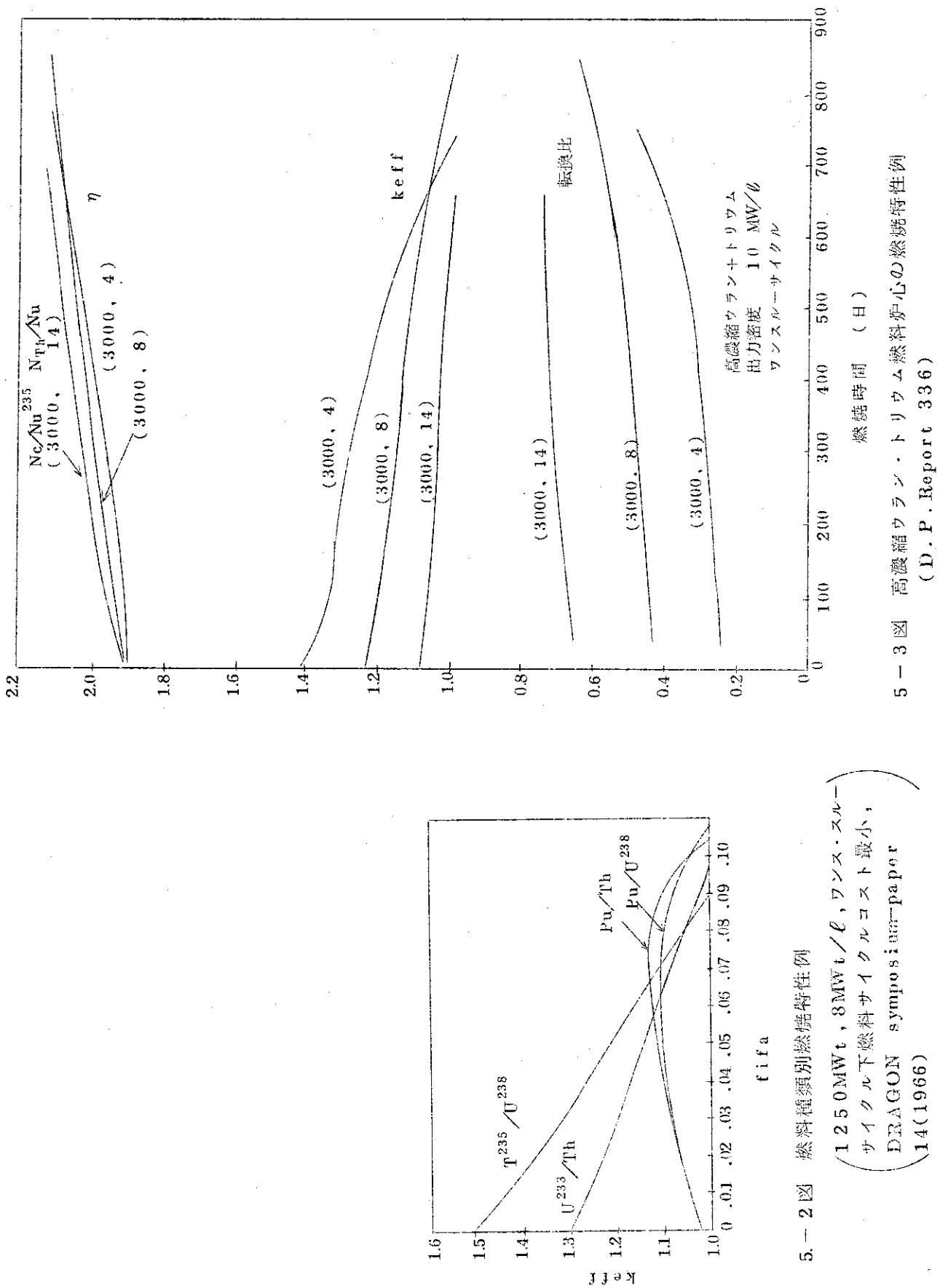
5-5表 炉物理の開発目標精度

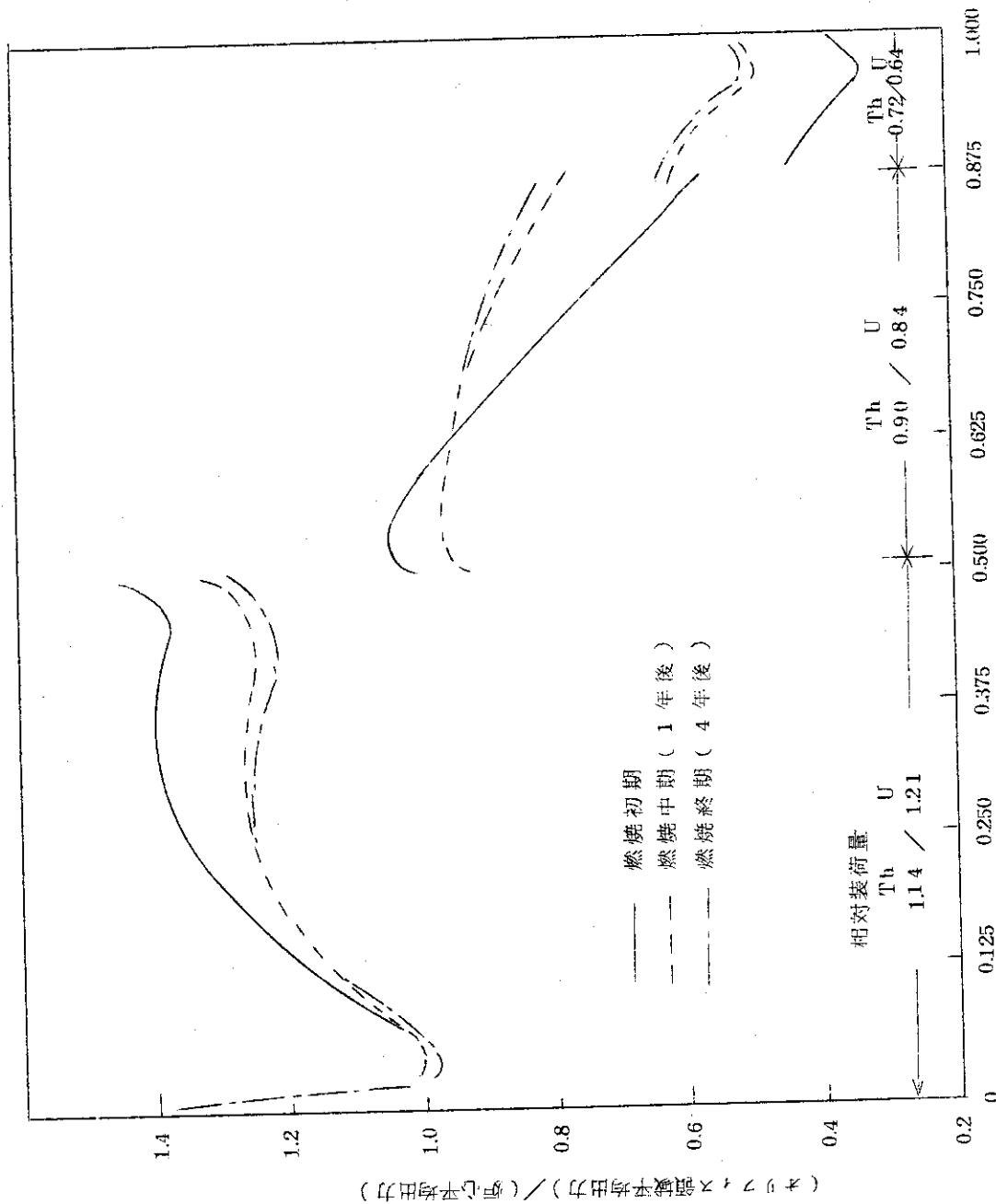
項目	精度
温度係数	± 0.5 mN/°C
燃焼度	± 5%
炉停止余裕	± 5% 又は 1.0 Nille
初期転換比	± 1%
軸方向出力ピーキング	± 3.5%
半径方向出力ピーキング	± 3.5%
ブロック内ピン当り出力ピーキング	± 2.5%

5-1図 炉停止後の  $\text{Pa}^{233}$  崩壊と  $\text{U}^{233}$  蓄積による反応度変化

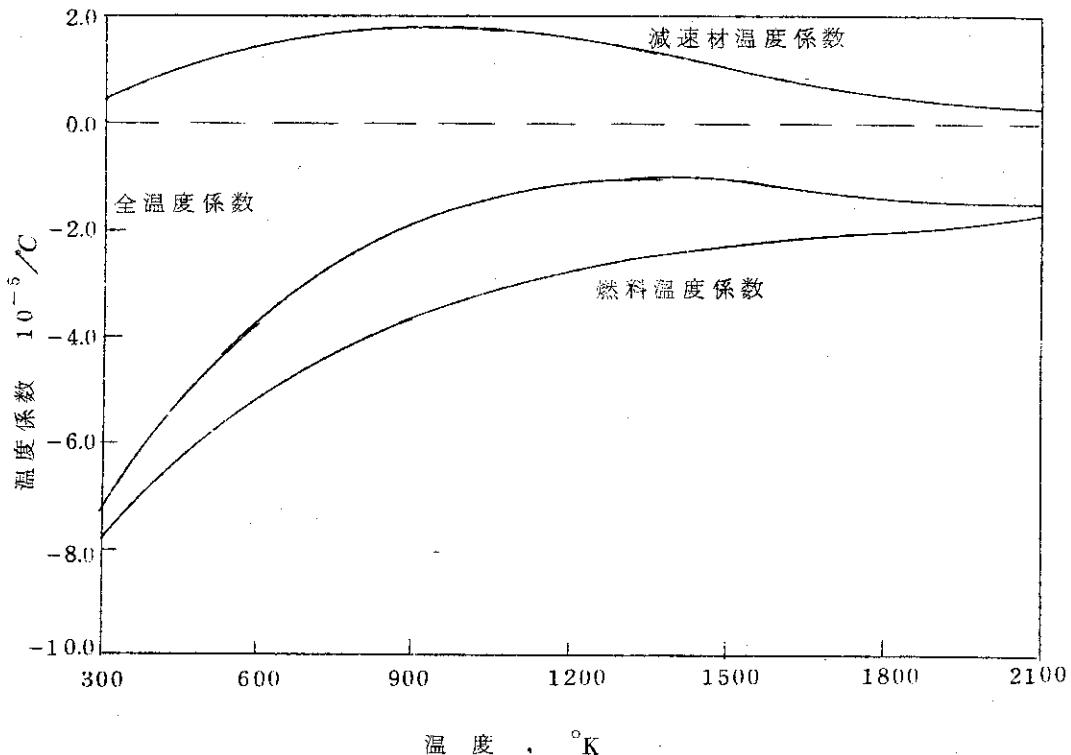
(Xe, Smの変化は除いてある。)

(3000MWt 設計例から)

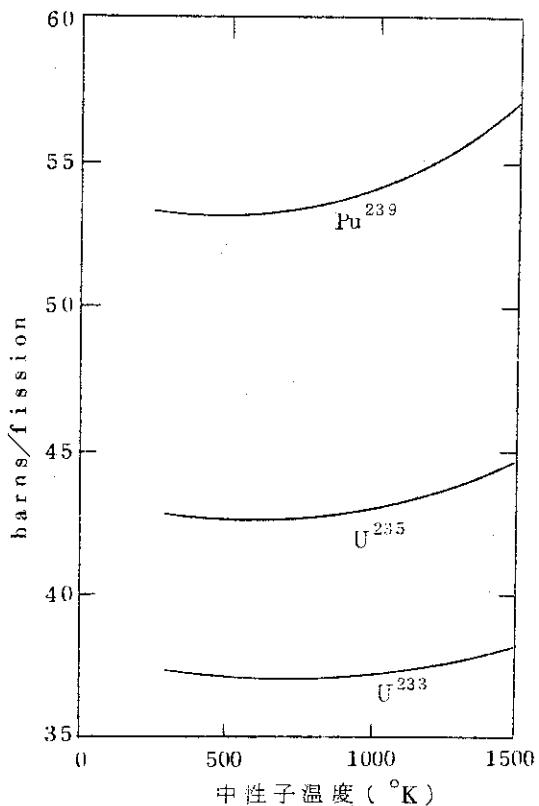




5-4 図 高濃縮ウラン・トリウムサイタル大型炉心 (SUMMIT炉)における軸方向出力分布  
(SUMMIT POWER STATION, Preliminary Safety Analysis Report)



5-5図 U-233リサイクル大型炉心の燃焼終期における温度係数  
(Gu1f-GA-A12086)



5-6図 低中性子吸収断面積の核分裂生成物  
集合物の核分裂当りの熱中性子吸収  
断面積 (barns/fission)(E.A.Nephew,ORNL-2869による)

## 6 原子炉設計

### 6.1 トリウム利用炉

トリウムは、はじめての高温ガス実験炉ドラゴンにはやくから使用されている。この燃料は天然ウランと違って核分裂性核種をその中に含まないが、しかし中性子捕獲によって生じた  $U^{233}$  は  $U^{235}$ ,  $Pu^{239}$ ,  $Pu^{241}$  などの核分裂性核種の内で熱中性子に対する  $\eta$  値が最も高く、このことのためにトリウムを利用する熱中性子炉は良好な中性子経済を与えるものとして動力炉開発の当初から大きな関心が寄せられていた。

例えば、米国オークリッジ研究所が手懸た水均質炉、O E C D 機構のドラゴンプロジェクトや我国の半均質炉プロジェクトなどの高温ガス炉、シード・アンド・プランケットならびにスペクトラム・シフトに代表される軽水炉、 $LiF-BeF_2$  系ないしは  $NaBF_4-NaF$  系の溶融塩を用いる溶融塩炉、カナダが中心になって開発を進めてきている重水炉、などにトリウム燃料を利用する研究開発が実際に行なわれてきている。

水均質炉は核燃料の増殖を狙った最も理想的な熱中性子炉ではあったが、流体燃料スラリーの不安定性ならびに一次系配管の腐蝕問題が原因して、その後、動力炉開発の主流からはずされ、現在オランダで重水サスペンション炉の研究開発が行なわれているのみに留まっている。

シード・アンド・プランケット炉ならびにスペクトラム・シフト炉は米国において 1960 年代半ば頃までかなりの研究開発が行なわれたものの、加圧型ならびに沸騰型両軽水炉が躍進するによんで急激に後退した。しかし、軽水炉の開発グループのなかにも、若し開発中のナトリウム冷却高速炉の実用化がおくれるような場合に備えて軽水炉にブルトニウム・リサイクル利用あるいはトリウム利用を行なわせて天然ウランや分離作業量の節減を計るべきだとする考え方も根強く存在し、そのような考え方沿った実務レベルの研究開発が併行して進められていくことを見逃してはなるまい。就中、トリウム利用に関してはクロス・プロジェクイ・サイクルを導入して天然ウラン、トリウムの両方を有効利用しようとする構想などもあって、この線に沿った原子炉設計や燃料サイクルの評価研究がいままでになされてきている。

重水炉に関しては、カナダにおいてはやくから圧力管型重水炉にトリウムを利用するとボルド・オウン・ブリーデングが可能であるとし、トリウム利用においても重水炉は主導的な役割を發揮できるものとして久しく研究開発が行なわれてきている。しかし、カナダでは今日の時点においても相変わらず天然ウラン利用の加圧型重水炉を実用化の中心に置き続けている。

トリウム利用を最も具体化させている炉はなんといっても高温ガス炉と溶融塩炉であろう。既述の如く、高温ガス炉へのトリウム利用は開発の初期の頃から試みられ、米国 G A C 社が開発した原型炉、フォート・セント・ブレインやそれに続く百万 KWe 級の商用炉、のみならず西独が開発している A V R 炉、T H T R 炉に現に採用されている。また、オークリッジ研究所が中心になって研究開発を進めてきた溶融塩炉は唯一の熱中性子増殖炉となりうるものである。この炉の開発は現在米国の民間企業を中心として原型炉の建設計画が練られている。

## 6.2 核燃料重装荷と熱負荷分散

今日までに研究開発がなされてきた高温ガス炉は、①棒状燃料体またはそれらを複数本クラスター状にまとめたクラスター型燃料体を使用するもの、②角柱黒鉛ブロック中に燃料ピンないしはステックあるいは被覆燃料粒子を直接に封入して焼結させた燃料体を使用するもの、ならびに③球状燃料体を使用するものゝ3型式に大別することができよう。分類①に属するものにはドラゴン、ピーチボトム両炉があつていづれも実験炉である。分類②に属するものは、さらに、角柱黒鉛ブロックに直接に熱負荷をかける燃料体、例えばフォート・セント・ブレイン炉やこれに続く商用炉に使用されている燃料体、と熱負荷を直接にかけない燃料体、すなはち角柱黒鉛ブロックと燃料ピンとを分離する構造の燃料体とに分けられ、前者はアメリカにおいて、後者は主にイギリスにおいて開発が行なわれてきた。分類③に属するものはA V R実験炉において採用され、原型炉HTTRへも引継がれている。

これらの燃料体に共通している点は、いずれの燃料体も炉心の重要構成物であり、且つマグノックス炉や改良型黒鉛炉と違って燃料取替えに際して、燃料体をまるまる取替えることを前提にしている。これは、高温ガス炉の燃料体は他の黒鉛炉に較べて高温状態に置かれ、且つ中性子照射量も多く、それらに基づく燃料体の変形が大となるために適度な中性子照射量を受けた後には取替える必要が生じるからである。それゆえ、燃料体、特に炉心の主要構成物となる角柱黒鉛ブロックに熱負荷を直接にかけるか、かけないかは設計上の重要なポイントのひとつになっている。

熱負荷を直接にかけない型式の燃料体は角柱黒鉛ブロックとその中に挿入する燃料ピンとを分離する構造になるために、必然、非均質性が増す。ところで、燃料体に非均質が増せば一般に親物質である $U^{238}$ や $Th^{232}$ の実効共鳴積分は小さくなつて反応度損失量を抑える方向に働く。特に低濃縮ウランを利用する炉においてはこの効果が大きい。それゆえ、この核燃料を用いる燃料体は積極的に非均質性を導入することによって燃料濃縮度を下げるようしている。

一方、トリウムを利用する炉では価値の高い高濃縮ウランを使用するために、燃料転換比を高めて $U^{233}$ の生成量を多くする必要が生じる。それには、燃料体中に能ふる限り多量のトリウムを装荷することが要求されてくる。この要求と核分裂によつて発生した熱量の効率的な除去とを両立させるには、核燃料を小単位に分割し、且つ燃料体中に分散させる燃料装荷方式を採用したほうが望ましく、現にG A C社による設計の燃料体はこのような考えに基いて設計がなされている。

## 6.3 燃料体設計例

さて、次に現在代表的な燃料体となつてゐる2~3の燃料体設計例を眺めてみることゝしよう。

G A C社設計の燃料体は高濃縮ウラン富化トリウムを使用し、被覆燃料粒子には高濃縮ウランのみを含む小粒径の粒子とトリウムのみからなる大粒径の粒子の2種類が用いられ、燃料核は炭化物ないし二酸化物を使用する(6-1表)。被覆燃料粒子の粒径を違えてゐるのはトリウムから生成される $U^{233}$ が燃料再処理の過程で使用済高濃縮ウラン、特にその中に含まれて

いる  $U^{236}$  によって汚染されるのを避けるためである。被覆型式は分裂性核種を含む粒子が TRISO-II であり、親物質のみからなる粒子は BISO である。被覆層をこのように 2 種類に分けている理由は燃料再処理を少しでも容易にする計らいからで、SiC 層のある TRISO-II 型被覆は SiC を剥取るために余分の処理工程を必要とし、それが再処理費を高める原因になっている。2 種類の被覆燃料粒子は混合されてステック状に焼結したのち 6-1 図に示した黒鉛ブロック中にあけられた穴に挿入されて燃料体となる。

TNG 社ならびに BNDC 社設計による燃料体は低濃縮二酸化ウランを使用し、 $800\mu m$  程度の大粒径の燃料核を 4 重被覆 (TRISO-II 型) した 1 種類の被覆燃料粒子をさらにオーバコートをして、その後ペレットに成型加工し、焼結し、それを黒鉛スリーブに詰めて燃料ピンとなし、これを角柱黒鉛ブロックに収納する構造のもの (6-2 図)、GAC 社設計の燃料体に較べてかなり非均質性が高い。それゆえ、この燃料体は低濃縮ウラン利用に適している。燃料ピンはさらに中空、円環のふたつの型式のものが開発されているが、ほかに最近では黒鉛スリーブと燃料ペレットとの間の空隙をなくした一体構造の燃料ピンなども試作され照射試験に移されている。

Julich 研究所 - BKK 社設計の燃料体は直径 60 mm の球状のもので、燃料核物質には  $(Th, U)O_2$  を使用し、2 重 PyC 被覆をほどこしている。燃料核の粒径は  $400\mu m$  で GAC 社設計のものと TNG 社、BNDC 社設計のものゝほど中間をとった大きさである。核燃料物質に高濃縮ウランとトリウムとを混合した二酸化物を使用しているがために中性子経済は少々悪くなるが、しかしこの物質は照射下の健全性が高いとみられている。

#### 6.4 基本パラメータと経済性指標

それぞれの燃料体は一体どのような観点に立って最適化が行なわれているものであろうか。また、その最適化の過程で燃料体の大巾な設計変更なく核燃料のみを低濃縮ウランから高濃縮ウラン富化トリウムに、あるいは逆に高濃縮ウラン富化トリウムから低濃縮ウランへ変える設計上のアプローチが存在するものであろうか。これらの諸点を以下に考察してみよう。

燃料体は炉心を構成する最も基本的な構成物であることはいうまでもなく、いかなる状態においても健全性が確保されていなければならない。それゆえ基本的な構成物としての条件、例えば外形々状とか寸法が熱流動、照射、耐震上無理のないものでなければならない。炉心構成物には他に制御棒などの反応度制御素子や冷却材流量調節のためのオリフィス装置などが存在し、これらは燃料体と密接に関連し合って炉心を構成する。したがって燃料体設計を行なうときにはこれらとの間に当然ながら微妙な調整が生じよう。さらに、燃料体交換、制御棒の挿入、引抜きまでを考慮に入れると圧力容器貫通部との間にも様々な調整が起らう。そのような拘束条件のもとで核分裂を効率よく行なわせ、且つ、発生エネルギーを有効に除去しなければならない。

炉心設計は炉心構成物を各々の要素に分け、それらの中から最も基本的な設計パラメータを抽出してパラメータの最適化をはかりつゝその値を決めてゆくのが普通である。例えば燃料体を取り上げてみると、その外形々状は如何様にするか、外形寸法はいくらにするか、1 燃料体中に何本の燃料ピンを挿入し、何個の冷却材流路孔を設けるか、燃料ピンは中空型か円環型か、

それぞれの方法は如何なる値に、被覆燃料粒子の充填率は、粒径は、……と数え上げてゆけばたちどころに十数余のパラメータ数になる。また、それらの組合せを考えると全く莫大な数になってしまい。しかし拘束条件をきめこまかに検討し、それによって枠組の大枠を与えてしまえばパラメータの変域はかなり狭められる。このような検討は階層的に且つ反復しながら進められてひとつの最適諸元が選ばれてくるのである。

枠組を与えた上で低濃縮ウランないしは高濃縮ウラン富化トリウム利用を比較するものとすると、着目点は自然に燃料経済性に向けられてくることとなる。そのような場合、燃料体や炉心の諸元を直接に比較するよりもむしろ平均的な核熱特性を把握できる指標を選択してそれを通じて経済性を比較したほうが見通しはよくなる。このような指標には、炭素原子濃度数とトリウム原子濃度数比  $N_c/N_{Th}$ （またはウラン原子濃度数比  $N_c/N_u$ ），炉心平均出力密度  $P$ ，平均燃焼度（または炉内燃料滞在時間），燃料取替頻度，がある。そしてこれらの指標と経済性因子との間には一般に6-3図に示す関係が成立する。

最終的には燃料サイクル費が経済性評価の指標となる。普通、金利が低い場合にはインベントリー・コストのウェイトは相対的に下るから、炉心に多くの核分裂性物質ならびに親物質を装荷して転換比を極力高め、それによって燃焼コストを下げるようにならざるを得ない。したがってそのような誘因が発生した場合には基本指標のうち  $N_c/N_{Th}$ （または  $N_c/N_u$ ）比は小さくし、炉内燃料滞在時間を長くすることにならざるを得ない。逆に金利が高い場合には核燃料物質の炉内装荷量を極力減すようにしてインベントリー・コストを節約する。そのようにすれば自然に  $N_c/N_{Th}$ （または  $N_c/N_u$ ）比は高まり、したがって転換比は下る。また炉内燃料滞在時間も短くしなければならなくなる。その結果、燃焼による損耗コストは割高とならざる。金利に対するこのような影響は特に高濃縮ウランを使うトリウム利用炉において大きい。それゆえ、トリウム利用炉においては炉内燃料滞在時間を自由に操作できるものでなければならないことになる。

幸いに、トリウム利用炉は低濃縮ウラン利用炉に比して反応度制御、比出力の両面において自由度が多く、炉内燃料滞在時間の調節にかなりの余裕がある。一般的な傾向として、トリウム利用炉は価値の高い高濃縮ウランを用いるために、転換比を高めて炉内燃料滞在時間を長びかせる設計がなされる場合が多い。そのことは次の節に述べる低濃縮ウラン炉からトリウム炉への切替えを行なった設計例にもよく示されている。

## 6.5 トリウム炉心への切替

同一炉心において燃料体に使用する核燃料を低濃縮ウランから高濃縮ウラン富化トリウムに、あるいは逆に高濃縮ウラン富化トリウムから低濃縮ウランへ切替えることは可能であろうか。この疑問に答えるには、反応度が制御棒や可燃性毒物などによって無理なく削除できること、出力ピーキングが設計許容値内に収っていること、炉内燃料滞在時間、燃料の領域別装荷ならびに取替えが運転態様から要求されてくる条件通りに行なえること、などを満していくなければならない。幸いなことに、上述のいずれの事項も、高温ガス炉にあっては何ら原理的に問題になることはない。つまり、いずれの燃料利用炉への切替えも原理的には自由に行ないうる。要はその切替えが経済的に充分に耐えうるものであるかどうかが決め手になると考えられる。

そのような設計の1例を6-2表に示した。これはG A C社設計になる燃料体を用いた1160MWe商用炉に、始めは低濃縮ウランを使用し、運転の中途から高濃縮ウラン富化トリウム使用に切替えてゆくものである。低濃縮ウラン利用にて運転を進めるときには $N_e/N_{Th}$ 比を318に設定し、初期装荷は3.3, 6.1, 6.8w/oの3種類の濃縮度の異なる燃料を、取替燃料は9.5w/o。燃料を用いて10年間の運転を続ける。11年目からの取替燃料には高濃縮ウラン富化トリウム燃料を用いる。それによってさらに5年間の運転を続行後には炉心は完全にトリウム燃料炉心に切替っている。トリウム燃料の $N_e/N_{Th}$ 比は238に設定し、燃料切替の過渡時においては $N_e/N_{Th}$ 比が1.5をとる燃料を使用し、トリウム燃料炉心に近くにつれてこの比を下げ最終的には1.2に設定する。低濃縮ウラン利用の時の炉内燃料滞在時間は3年であり、トリウム利用のときは4年である。いずれの燃料利用の場合でも炉心は平均出力密度、 $8.4\text{W/cm}^3$ にて運転し、9万4千MWD/Tの平均燃焼度が得られることになつていて。このような特性を持つこの炉の燃料サイクル費は低濃縮ウランに対しては2.23 mills/kwh、トリウム利用に対しては1.87 mills/kwhと評価されている。なお、低濃縮ウランのみの利用によってはじめから原子炉を運転するときの最適な $N_e/N_{Th}$ 比ならびに燃焼度は400ならびに13万MWD/Tとみられていて、燃料サイクル費は2.05 mills/kwhと評価されている。

この例でみると、若しも同一原子炉において核燃料を低濃縮ウランからトリウムへ切替える場合には低濃縮ウラン炉の $N_e/N_{Th}$ 比は低濃縮ウラン利用炉心に対する最適値よりも低く設定しておく必要のあることがわかる。この程度の $N_e/N_{Th}$ 比の調整は被覆燃料粒子の充填率を変えるのみで充分に行なえうるものであることに注意しておきたい。

## 6.6 部分負荷運転

トリウムのドプラー係数は大きいので、昇温に基づく反応度損失量は低濃縮ウラン利用に対するものよりも大きい。このことは、若し反応度が何らかの原因にて不足したような場合とか、あるいはまた取替燃料の調達に支障をきたして燃料交換間隔時間を長びかせざるをえないような場合には出力を下げることによって新たに余剰反応度を生み出すことができ、それによって原子炉の運転時間を長びかせることが可能になってくる。原子炉出力を低くめると温度効率のみならず、 $Xe^{135}$ や $Pa^{233}$ による反応度損失量も軽減されて余剰反応度を生みだす。特にトリウム燃料利用の場合には $Pa^{233}$ に吸収されていた反応度の回復量は大きい。このように低出力運転を実行すると、例えば定格出力にて292日間の運転を実行していたがは80%定格出力に出力レベルを変えると365日の運転が可能になる。トリウム炉はこのような運転上の柔軟性を持っている。

## 6.7 ブルトニウム富化トリウム燃料利用

今まで述べてきた高温ガス炉へのトリウム利用は高濃縮ウランの使用を前提としていた。ユティリティ側に立ってこの燃料利用を考えてみたときは、なんといっても高濃縮ウランの安定供給が大前提となろう。しかるに、イギリスを中心とした欧洲先進国内に低濃縮ウラン利用を余儀無くしているのは何を物語っているのであろうか。それは、ひとつにはトリウムサイク

ルを導入するとそれに関連した燃料成型加工，再処理などの燃料サイクル工工程施工に新たな投資を必要とすることがあげられ，いまひとつには高濃縮ウランの安定供給が単に経済問題としてのみとらえられない側面を持っていますとする判断が働いていることによっている。

それでは高濃縮ウランに代替できる核燃料として取上げられるものがあるであろうか。すぐに考えつくものに軽水炉の使用済燃料から排出されるプルトニウムがあげられる。プルトニウムは  $U^{233}$  や  $U^{235}$  に較べて熱中性子に対する核的価値は劣るが，しかし軽水炉の投入拡大が続けられている原子力発電システムのなかでは比較的自由に入手できる核燃料としての魅力を持っている。それゆえ，これを核的価値の高い  $U^{233}$  の親物質である  $Th^{232}$  に富化して高温ガス炉用燃料とすることが浮んでくる。

トリウム 232 ならびに  $U^{233}$  は中性子捕獲を行なって  $U^{232}$  を作り，その娘核種のなかに強い  $\gamma$  線を放出する  $Bi^{212}$ ， $Tl^{208}$  などの核種を含むために，使用済燃料の再処理や再加工は遠隔操作によらねばならない。一方，プルトニウム燃料もまた強い  $\beta$  放射能や自発核分裂による放射能のためにその成型加工にあたっては遠隔操作を必要とする。したがって，核燃料をリサイクル  $U^{233}$  からプルトニウムに変えても不利益を負うことは少ない。初期装荷からプルトニウム富化トリウム燃料を利用すると，1種類の粒径の被覆燃料粒子のみの使用でよく，高濃縮ウラン富化トリウム燃料利用にみられた大粒径，小粒径の2種類の被覆粒子の使用といったわざらわしさがなくてすむ。

プルトニウムはウランに比較して一般に吸収核断面積，分裂核断面積が大きいために，炉心反応度収支や制御棒反応度価値，出力ピーチング，温度係数，動特性パラメータなどに少くなくからぬ影響を及ぼすものと考えられよう。しかし，本来高温ガス炉燃料は軽水炉や重水炉あるいは改良型黒鉛炉の燃料に較べてかなり均質炉に近いがために核断面積の中性子スペクトル依存性の相違のみが表に現われることとなり，体系に僅少の運動を与えるのみで，設計パラメーターを大幅に変えねばならないようなことは起らない。

例えば，最適な燃料核直径はほど  $100 \sim 300 \mu m$  とみられており，この粒径は高濃縮ウラン富化トリウムを使用する被覆燃料粒子の燃料核直径， $200 \mu m$ ，に近く製造上問題になるような事柄は起らない。また，既述の  $N_e/N_{Th}$  比の許容値も  $200 \sim 350$  の範囲のなかに入るものとみられている。この範囲は高濃縮ウラン富化トリウム利用に対する  $N_e/N_{Th}$  比と低濃縮ウラン利用に対する  $N_e/N_u$  比の丁度中間になっている。この値が似通うということは燃料体の幾何学的諸元もまた似通うこと暗示している。

制御棒反応度価値は約1割方少くなるものとみられている。これは，プルトニウムの吸収核断面積がウランのそれよりも大きく，燃料は中性子に対してより強くブラックにみえ，制御棒よりも燃料のほうより多くの中性子を吸収することに基づくものである。しかし，軽水炉から排出されるプルトニウムには  $Pu^{240}$  が25%も含まれていて，これが一方では可燃性毒物として働き，他方では核的価値の高い  $Pu^{241}$  を生成するのために，プルトニウム富化トリウム燃料を使用した高温ガス炉の燃焼補償に必要な余剰反応度は極めて少く，それがゆえにこの種の炉は本来的に制御棒本数は少くて済む。従って1制御棒の反応度価値が1割方少くなつたとしても，それ以上に燃焼補償用の余剰反応度が少くなるのであるから反応度炉停止余裕が少くなるといった事態は起らない。

プルトニウムはウランやトリウムに較べて大きな負の温度係数を持っている。とりわけプルトニウムとトリウムを組合せた燃料の温度係数は負値が高い。このことは核的安全性にとって好ましい。一方、炉心動特性を支配する基本量のひとつである遅発中性子割合 $\beta$ はこの燃料組合せのときに最も低いが、しかしこのことは高温ガス炉にとってそれほど重要でない。何故なら、高温ガス炉の燃料は熱容量が大きく、且つ伝熱のための時間おくれも長く、また冷却材も気体であって、一次冷却系が急激な温度変化に見舞われる機会が極めて少ないからである。

核熱的にも安全性上も問題のないプルトニウム富化トリウム燃料を高温ガス炉に使用した場合の経済性について次に考察してみよう。6-3表にプルトニウム価値分析の1例を示したが、9~10 \$/g-分裂性Puの価値が与えられている。同じプルトニウムを軽水炉にリサイクル使用すると6~7 \$/g-分裂性Puであるから、これからみても高温ガス炉においてプルトニウムリサイクル利用される可能性が極めて高いことを示している。

## 6-1表 高温ガス炉燃料体諸元

1. G A C 社 設計の燃料体

## (1) 被覆燃料粒子

燃料核物質	U-235 を含む粒子 H.E.UC <sub>2</sub> または UO <sub>2</sub>	Th を含む粒子 ThO <sub>2</sub> または ThC <sub>2</sub>
燃料核直径	~200 μm	~400 μm
被覆型式	TRISO-II	BISO
燃焼度	80% FIMA	7% FIMA

## (2) 燃料体

	Fort St. Vrain 炉	Summit 炉
ブロック平径／高さ (mm)	360/793	360/793
燃料挿入孔径(孔数) (mm)	12.7(210)	15.8(132)
冷却材流路徑(孔数) (mm)	15.9(108)	21(66)/18(6)

2. T N P G 社 , B N D C 社 設計の燃料体

## (1) 被覆燃料粒子

燃料核物質	低濃縮UO <sub>2</sub>
燃料核直径	800 μm (20% 気孔率)
被覆型式	TRISO-II
燃焼度	10% FIMA

## (2) 燃料体

	T N P G 社 設計	B N D C 社 設計
ブロック平径／高さ (mm)	390/1000	499/1000
燃料ピン本数／ブロック	18	24
冷却チャンネル径 (mm)	50.6	73.2
燃料ピン内径 (mm)	20	20.1
スリーブ厚さ (mm)	3	5
コンパクト厚さ (mm)	9.3	7.5

3. Jülich 研究所～B B K 社 設計の燃料体

## (1) 被覆燃料粒子

	A V R 炉	T H T R 炉
燃料核物質	(U, Th)C <sub>2</sub>	(U, Th)O <sub>2</sub>
燃料核直径	400 μm	400 μm
被覆型式	2重層	3重層
燃焼度	10% FIMA	12% FIMA

## (2) 燃料体

燃料球外径	60 mm
U-235 含有量	0.96 g/ボール
Th 含有量	9.62 g/ボール

6-2表 低濃縮ウラン利用からトリウム利用へ切替へた炉心の主要諸元<sup>(3)</sup>(1) 低濃縮ウラン利用の運転

$N_c/N_u$	318
燃料重金属密度	$0.35 \text{ g/cm}^3$
燃焼度	$94.7 \text{ MWD/Kg HM}$
炉内燃料滞在時間	2.87年(80%負荷率)
平均比出力	$113 \text{ KW/Kg HM}$
燃料濃縮度	3.3, 6.1, 6.8 w/o (初装荷) 9.5 w/o (取替)
燃料サイクルコスト	2.23 mills/kwh

(2) 高濃縮ウラン富化トリウム利用運転

$N_c/N_{Th}$	238
$N_{Th}/N_u$	1.5 (始めの5年間) 1.3 (次の2年間) 1.2 (平衡)
燃料重金属密度	$0.35 \text{ g/cm}^3 * 2$
燃焼度	$94 \text{ MWD/Kg HM}$
炉内燃料滞在時間	4年(80%負荷率)
平均比出力	$82 \text{ KW/Kg HM}$
燃料サイクルコスト	1.87 mills/kwh

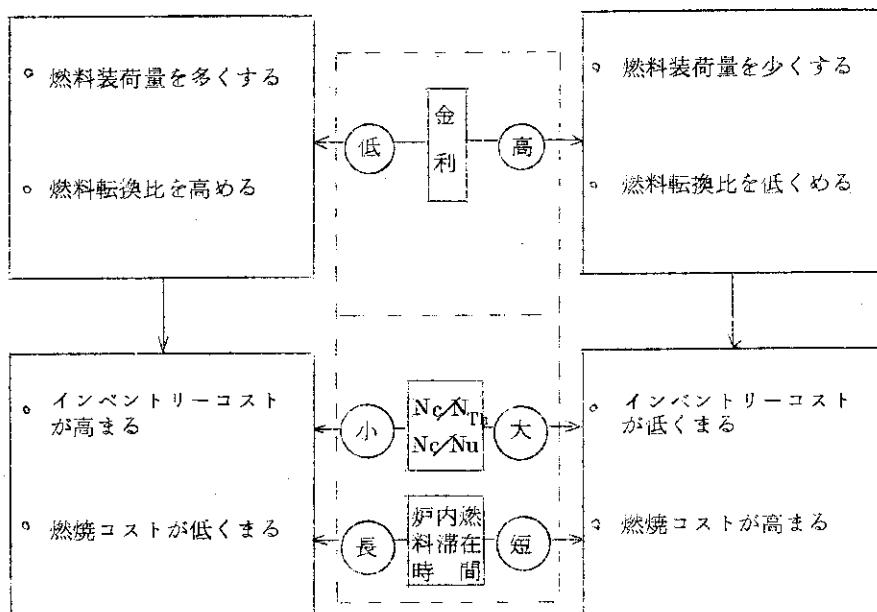
\* 1 電気出力 = 1160MW, 平均出力密度 =  $8.4 \text{ W/cm}^3$

プラント効率 = 38.7%

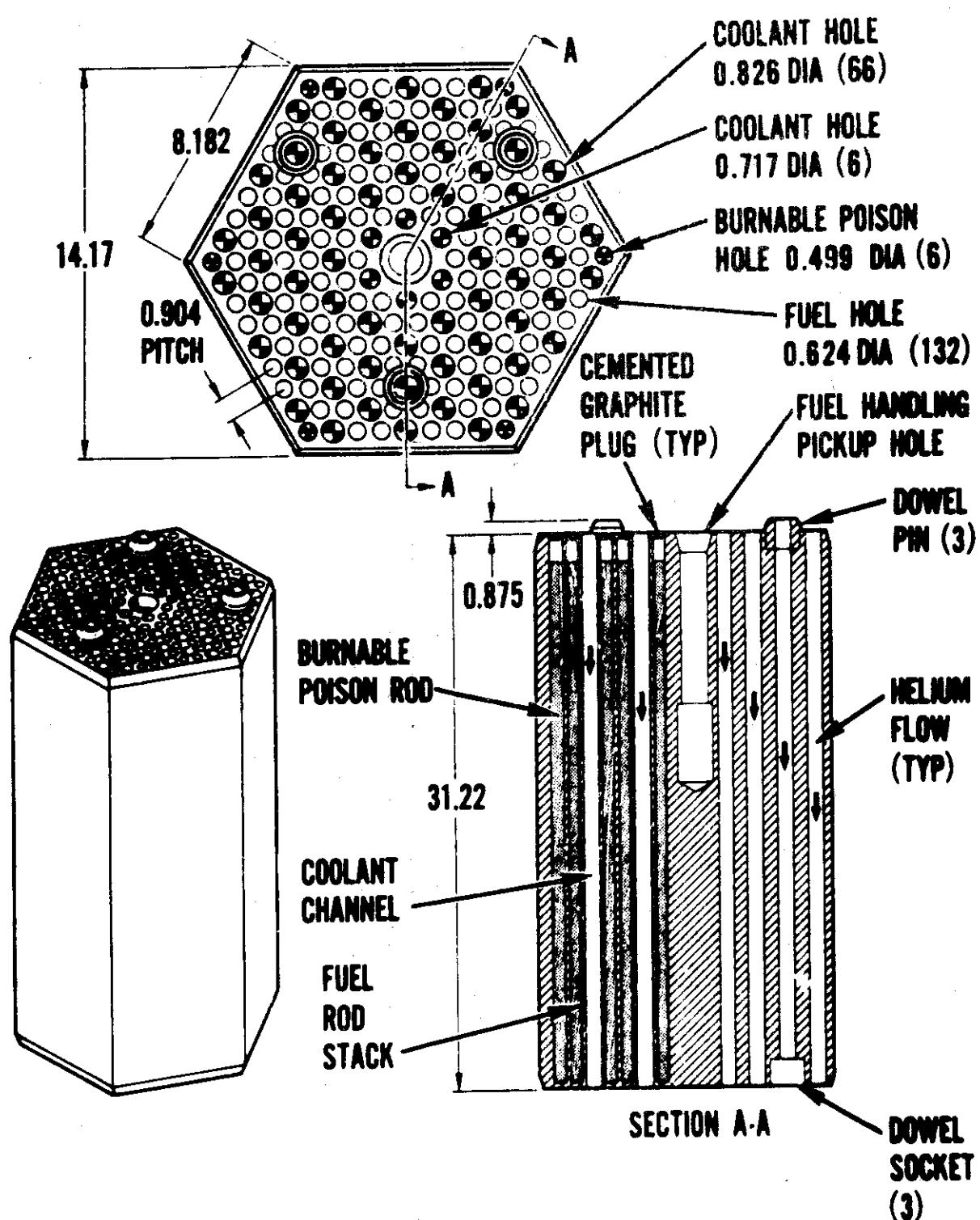
\* 2 予想値

6-3表 プルトニウム価値分析の一例

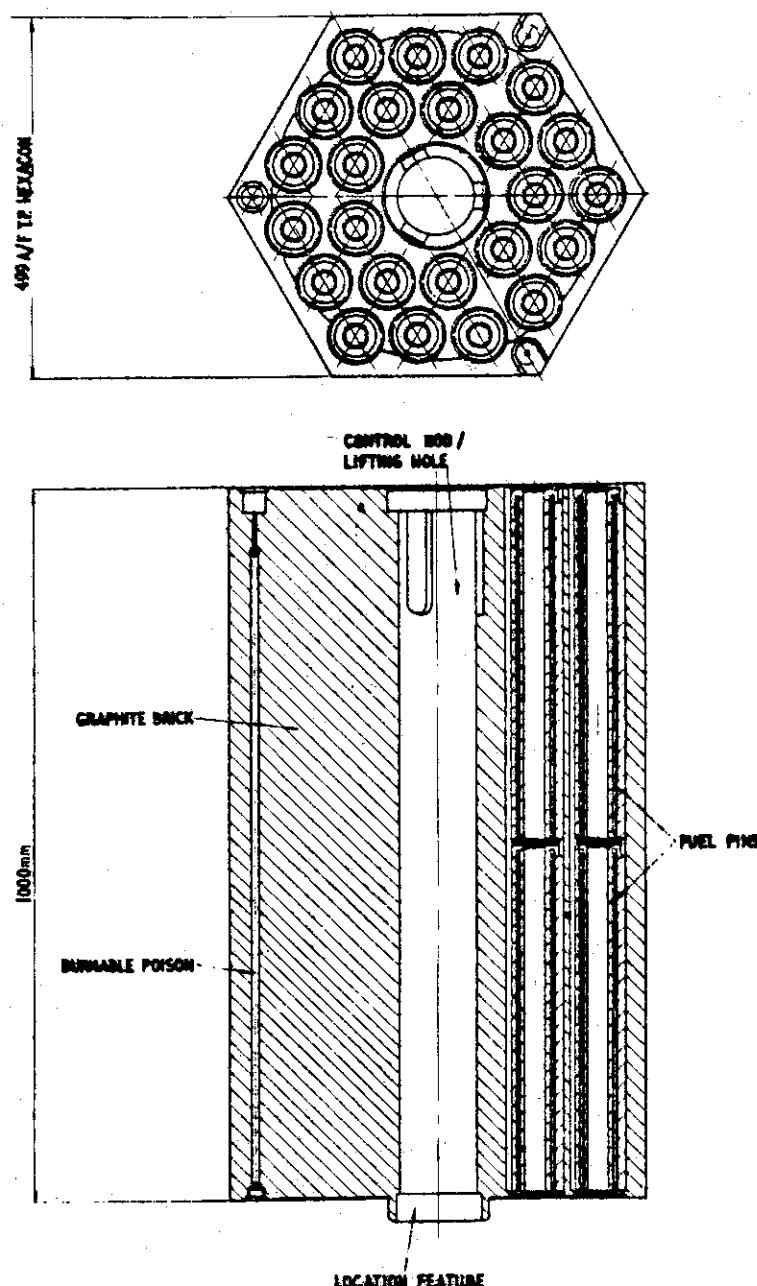
燃料核直径 ( $\mu\text{m}$ )	300	100
$N_c/N_{T_h}$	250	300
燃料装荷量 (Kg/年間)		
Th-232	8200	6810
U-233(リサイクル)	299	247
U-235(リサイクル)	33	29
分裂性Pu	384	388
エージ・ビーキング係数	1.30	1.37
反応度損失 ( $\Delta k_{eff}/\text{年間}$ )	0.042	0.048
相対燃料サイクルコスト(mills/kwh)	+0.05	0.0
プルトニウム価値 (\$/g-fissile)	9.00	9.80
		10.40



6-3図 経済因子と基本指標との関係



6-1 図 G A C 社 設計の Summit 炉用  
インテグラルブロック型燃料体<sup>(1)</sup>

SS-BTR

FUEL ELEMENT WITH INTERACTING  
FUEL PIN

6-2図 B N D C社設計の円環型燃料  
ピンを使用した燃料体<sup>(2)</sup>

## 7 再処理

### 7.1 はじめに

トリウム燃料は、重水炉、高温ガス炉または溶融炉を対象として、その核燃料技術の開発が進められている。ここでは、高温ガス炉燃料に限定して、再処理上の特殊性、再処理の現状、問題点および将来の展望について述べた。

### 7.2 再処理上の特殊性

#### (1) 燃料サイクル

トリウム燃料の、燃料サイクル方式<sup>(1)</sup>と再処理との関係を7-1表に示す。

$^{235}\text{U}$ 補給サイクル方式では、生成せる  $^{233}\text{U}$ と使用済み  $^{235}\text{U}$ 燃料との分離を行ない、 $^{233}\text{U}$ のみを再使用する。故に、 $^{233}\text{U}$ とその他のU同位体の分離が必要とされるが、同位体分離費は一般に高価であるので、これ以外の方法で両者の相互分離を可能とすることが望まれる。GGA社は、この燃料サイクル方式を採用しているが、Th燃料粒子と  $^{235}\text{U}$ 燃料粒子の寸法または被覆層仕様をかえ、機械的操縦により両者を予め分離する方法が検討されている<sup>(2)</sup>。

プルトニウム補給サイクルおよび  $^{235}\text{U}$ 補給全リサイクル方式ではThとUの分離回収が、プルトニウム補給全リサイクル方式ではTh、UおよびPuの分離回収が必要とされる。

このように、どのような、燃料サイクルを採用するかによって、再処理工程が異なってくることに注意を払う必要がある。

#### (2) 使用済み燃料

高温ガス炉の使用済み燃料の仕様の1例を、7-2表に示す。軽水炉燃料のそれと比べて、つぎのような特徴がある。

- a) 被覆燃料粒子が使用され、燃料体中には減速材であるグラファイトが含まれる。故に、使用済み燃料の嵩が大きく、輸送費が大きくなるほか、再処理において多量のグラファイトの処理を必要とする。
- b) 燃焼率が高いので、単位出力あたりの重金属処理量、すなわち分離工程の処理能力はより小さくてよい。

一方、トリウム燃料の使用に伴ない、ウラン燃料の処理と比べてつぎの点が異なる。

- c) UのほかにThの回収を、場合によっては、さらにPuの回収が必要となる。
- d) 回収U中には、 $^{232}\text{U}$ が含まれ、この崩壊によって  $^{228}\text{Th}$ が生じるほか、この娘核からの $\gamma$ 線被曝が無視できない。
- e) 回収Th中には、 $^{228}\text{Th}$ が含まれ、この娘核種からの $\gamma$ 線被曝が無視できない。
- f) 使用済み燃料中には、半減期が比較的長い( $t_{1/2} = 27.4\text{d}$ )  $^{233}\text{Pa}$ が存在する。故に短冷却時間(約200日以内)後に処理するときは、Paの分離が必要となる。

### 7.3 再処理の現状

#### (1) 再処理技術

高温ガス炉燃料の再処理は、現在開発中であり、まだ世界的にも確立されていない。一方、トリウム燃料の分離精製法は、1950年代にORNLにおいて開発が進められ、Thorax法と呼ばれる溶媒抽出法が200Kg/日のパイロットプラント規模で実証された<sup>(3)</sup>。現在高温ガス炉トリウム燃料の再処理法の開発が、アメリカ<sup>(4)</sup>および西ドイツ<sup>(5)</sup>で行なわれている。高温ガス炉燃料再処理時のウラン燃料とトリウム燃料の比較を7-3表に示した。

##### a) 輸送

高温ガス炉使用済み燃料の輸送の詳細は明らかではないが、再処理工場の概念設計検討においては、ブロック燃料（面積：14.17”，高さ：15.61”大きさ）について、38トンキャスクで14ヶ、120トンキャスクで105ヶの燃料要素の輸送を予定している<sup>(6)</sup>。  
 $^{233}\text{Pa}$ の減衰を待つために比較的長い冷却期間がとられるので、燃料輸送時の崩壊熱の除去に関する問題は特に重要とはならないであろう。

高温ガス炉燃料の輸送に関して、トリウム燃料とウラン燃料との違いはない。

##### b) 廉販

使用済み燃料は、キャンに入れ、水ピットまたはドライピット内に貯蔵される<sup>(7)</sup>。  
1974年4月、アイダホ州 NRTS に、燃料要素2560ヶ（Fort St. Vrain炉の炉心燃料は1482ヶ）を収容する貯蔵施設が建設された<sup>(8)</sup>。

高温ガス炉燃料の貯蔵に関して、トリウム燃料とウラン燃料との違いはない。

##### c) 前処理

高温ガス炉燃料の前処理法は、燃料の形態（BISO, TRISO）など）、構造（ブロック型、プリズム型、ペダル型など）、核燃料サイクルなどによって異なる。したがって、アメリカおよび西ドイツではそれぞれの燃料仕様に適した前処理法の開発を進めている。

この前処理法として種々の方法が試みられたが<sup>(9)</sup>、パイロット規模の段階にまで開発が進んでいる方法はわずかにバーン・リーチ法のみである。7-1図に、GGA社がコールドパイロット試験を進めているプロセスプロック図を示した<sup>(10)</sup>。KFAにおいても、類似のプロセスが採用されている<sup>(11)</sup>。

GGA社フローシートでは、 $^{235}\text{U}$ 燃料粒子をTRISO型、Th燃料粒子および $^{233}\text{U}$ 燃料粒子を粒径がより大きいTRISO型またはBISO型とし、燃焼によりグラファイトおよびPyC外被覆層をCO<sub>2</sub>として除去したあと、機械的方法により $^{235}\text{U}$ 燃料粒子を分離する。BISO型燃料粒子を使用するときは、リーチング後 $^{235}\text{U}$ 燃料粒子を分離する。この分離の目標値として、 $^{233}\text{U}$ 中への $^{235}\text{U}$ 燃料の混入率が10%以下もしくは $^{235}\text{U}$ 燃料中への $^{233}\text{U}$ 損失率が5%以下という値がとられている。

前処理工程オフガス中には、大量のCO<sub>2</sub>が含まれ、従来のオフガス処理系とは異なった処理技術の開発が必要とされる。種々の方法のうちでも、KALC法（Krypton Absorption by Liquid Carbon dioxide）が最も有望と考えられ、ORNLおよびKFAにおいて、この開発研究が行なわれている<sup>(12)</sup>。

前処理工程に関して、ウラン燃料とトリウム燃料との差は、後者の溶解にF<sup>-</sup>イオン

(0.05M) を必要とし，かつフィード調整で acid deficient (0.1M HNO<sub>3</sub>) にする必要性から酸除去工程が附加される点にある。

#### d) 分離精製

トリウム燃料の分離精製法を 7-4 表に示す。これらの殆んどはパイロット規模で実証された方法であり<sup>13)</sup>，なかでも Acid - Thorex 法は含塩廃液量が少ないので，最も優れた方法とみなすことができる。

Acid-Thorex 法は，30%TBP により U および Th を共除染したのち，酸濃度を適当に調整して Th を，ついで U を逆抽出するもので，Savannah River Plant (抽出器：ミキサーセトラ) および Hanford (抽出器：パルスコラム) において，このプロセスの実証試験が成功裡に行なわれた<sup>14)</sup>。

Th および U の精製は，30%TBP による抽出逆抽出をくり返すことにより行なわれる。Pu を回収するときは，Th-U-Pu を共除染後ついで Pu を選択的に還元逆抽出することにより U-Th から分離することができる。

#### e) 廃液処理

Thorex 高レベル廃液は，Th のほか溶解剤に使用せる HF およびこの錯化剤として用いられる Al(NO<sub>3</sub>)<sub>3</sub> を含むので，Purex 高レベル廃液とは組成が若干異なる。このようないわゆる廃液の固化法は，現在 KFA で実験室規模で研究されており，Purex 廃液の固化技術がそのまま適用しうるものと期待される。

### (2) 研究開発

高温ガス炉トリウム燃料の再処理技術の開発は，主にアメリカおよび西ドイツで進められている。

#### a) アメリカ

アメリカでは，1950 年から 1960 年代の中頃にかけて，ORNL において Th 合金燃料，Th 酸化物燃料および Th 溶融塩燃料の再処理技術の開発がはかられたが，その後 HTGR の開発の進展に伴ない，Th 被覆粒子燃料の再処理技術の開発も始められた。

現在のところ，ORNL は小規模プロセス開発を，GGA はコールドパイロット試験および商業用再処理工場の概念設計検討を，NRTS はホットパイロットプラント試験を分担し，ナショナルプロジェクトとして，この開発に取組まれている。ホットパイロットプラントは，400~600 万 KW 相当の再処理能力 (40~60 t Th/y) を有し，1979 年稼動を目標として 1975 年度予算に 3000 万ドルが要求されている。なお，再加工パイロット試験施設 (TUFCD : Thorium Uranium Fuel Cycle Development Facility) は ORNL に設置される予定で，1000 万ドルの予算が見込まれている<sup>(8)</sup>。

#### b) 西ドイツ<sup>(5)</sup>

西ドイツにおける高温ガス炉トリウム燃料再処理技術の開発は，民間 7 社との密接な協力のもとに KFA において集中的に行なわれている。具体的には，AVR からの使用済み燃料を試料として，JUPITER と呼ばれる 2 Kg Th/日 の再処理プロセス実証試験施設の設計建設運転がプロジェクトとして，1975 年運転を目標に進められている。さらに，THTR 燃料の再処理は WAK 工場を改造し，ここで行なうことが計画されている。

c) イタリア<sup>(18)</sup>

イタリアでは、1960年にU-Thサイクルの開発計画がスタートし、再処理および再加工実証試験施設としてP.C.U.T工場（ITREC工場とも呼ばれる）が建設された。この工場は、ジルカロイ被覆=酸化トリウム燃料を対象とし、チョップ・リーチ・Acid - Thorex 1サイクル-遠隔再加工の各工程より構成され、その規模は15 Kg (ThO<sub>2</sub> + UO<sub>2</sub>) / 日である。将来HTGR燃料の再処理-再加工も行なう考えのもとに、電解前処理法の開発研究がCasaccia 原子力研究所で行なわれている。

## (3) 再処理施設

現在運転中または計画中のトリウム燃料再処理施設を7-5表に示す。このほかに、S.R.P. (1 t Th/d)<sup>(14)</sup>、HW (8 t Th/d)<sup>(14)</sup> およびN.F.S (500 Kg Th/d)<sup>(15)</sup> の各再処理工場においても前処理工程を附加することによりHTGRトリウム燃料の再処理が可能である。トリウム燃料専用の商業規模工場は、G.G.A社により1985年初めに運転することが計画されている<sup>(18)</sup>。

HTGRトリウム燃料の再処理工程ブロック図を7-2図に示した<sup>(16)</sup>。

## 7.4 再処理の問題点

## (1) 技術的問題点

高温ガス炉トリウム燃料の再処理技術上の問題点は、7.3(2)に述べたように、

- ① 前処理法（オフガス処理を含む）が未開発であること
- ② 商業用工場の設計に必要なデータの蓄積が不十分であること

にある。アメリカおよび西ドイツにおいては、これらの開発および情報の入手をはかるために、再加工も含めた中規模試験（商業規模の約1/10）の実施が計画されている。

## (2) 企業化上の問題点

トリウム燃料再処理の企業化上の最大の問題点は、ウラン燃料と共に放射能放出低減化、廃棄物処分など環境安全上の問題を別にすれば、経済性が得られるだけの需要が確保できるかどうかにあろう。ウラン燃料の場合と同様に、プラント規模の拡大につれトリウム燃料の再処理コストは低減する<sup>(17)</sup>。その商業規模は約1 t Th/d、すなわち約3000万KW相当であろう。

このような商業規模にいたる措置として、

- ① 軽水炉燃料両用の多目的工場を設計、ここで処理する。
- ② 適当規模のパイロットプラントを設置し、ここで漸進的に処理する。

ことが考えられる。アメリカおよび西ドイツでは、いづれも後者の方針がとられている。

## 7.5 将來の展望

トリウム燃料の導入上の最大の問題点は、7.4(2)に述べたように経済的に核燃料サイクルが国内で自立しうるだけの需要が得られるかどうかにあろう。この解決策としては、

- ① トリウム燃料の積極的な導入をはかり商業規模量の確保をはかる。
- ② 小規模で経済性の高いプラント概念を開発する。

③ 経済性の高い多目的プラント概念を開発する。  
ことが考えられる。

①は、軽水炉の場合と同様であり、端境期には海外施設に依存せざる得ない。故に、エネルギーの自立という観点から問題が残るが、最もオーソドックスな方向である。

②は、新しいプロセス概念の開発、あるいは低除染-遠隔再加工工程のオンサイト化により工程数を簡略化する構想であり、前者は乾式法の開発、後者はP C U T工場の構想に相当する。この考えがさらに進むと溶融塩炉の構想に到達する。

③は、既設の軽水炉用工場で処理する構想であり、すでにN F Sの設計にとり入れられたが、実際に処理するには至らなかった。エネルギーの自立を重視するときは、経済性は低下するが最も現実的な方向であろう。

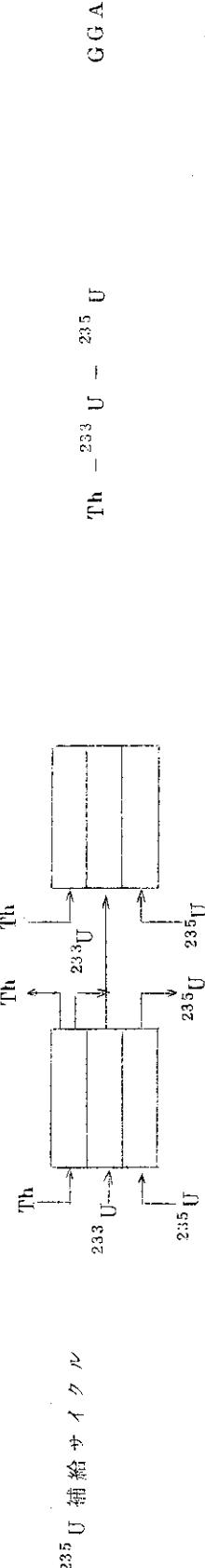
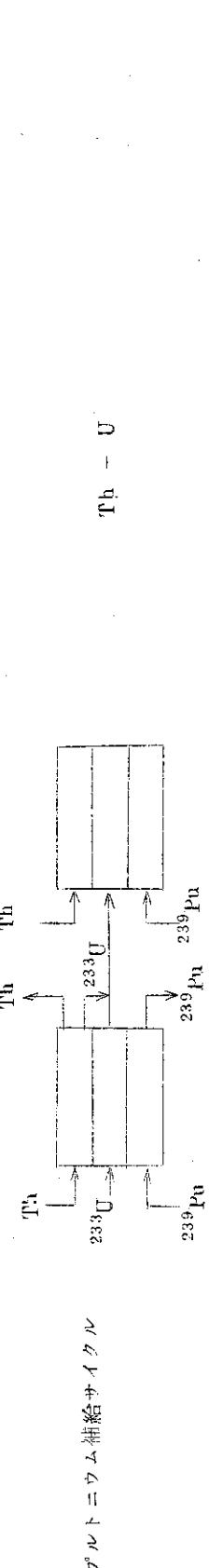
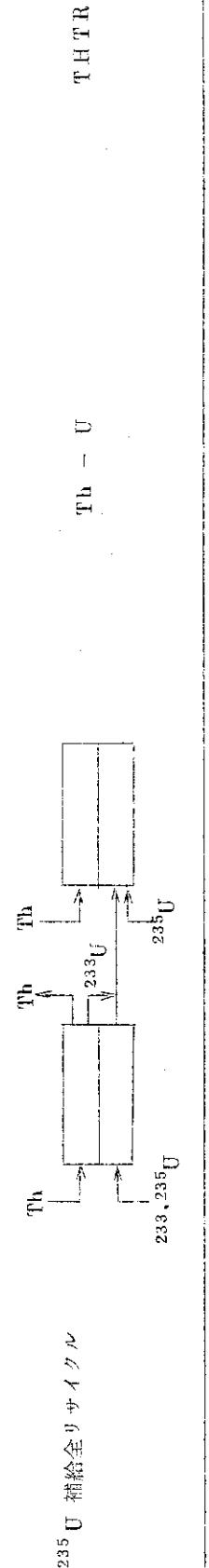
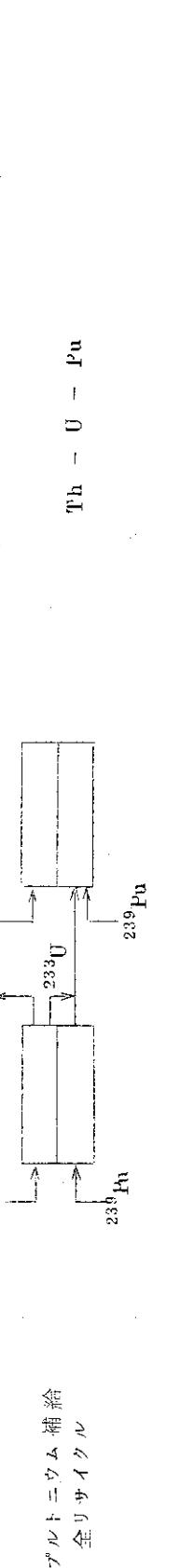
わが国においては、①②③のいづれの方向も選択可能であり、高速炉燃料の再処理も含めて市場の大きさと技術的可能性を勘案した上進む方向を明らかにする必要があろう。

#### 参考文献

- (1) 日本原子力発電(株)：“高温ガス炉の概説” (1971)
- (2) Brooks L.H. : “ HTGR Fuel Reprocessing - Head - end Treatment of Experimental Small scale HTGR Fuel Elements ” GAMD-9260 (1969).
- (3) Gresky A.T. , Ferguson D.E. and Smith P.E. : “ Thorium - Uranium Process ”, in Reactor Handbook, Vol.II, Fuel Reprocessing, 2nd ed. pp.216-222, Interscience Publishers, Inc., New York. (1961).
- (4) ORNL and GGA : “ National HTGR Fuel Recycle Development Program Plan ”, ORNL-4702 (1971).
- (5) 八木英二, 前田充: “高温ガス炉燃料再処理の調査検討”, 多目的高温ガス炉プログレスレポート, 第4号, pp. 242-264 (1973).
- (6) Stelling H.E. and Steyer K.G. : “ Design Study and Economic Evaluation of Head-end Reprocessing Facility Integral with an HTGR Power Plant GAMD-7294 (1966).
- (7) Shefcik J.J. : “ Interim Storage of Spent HTGR Fuel GAMD-9272 (1969).
- (8) “ HTGR Fuel Fabrication, Roprocessing Units Being Developed ”, Nuclear Industry, June, pp. 26-29 (1974).
- (9) 八木英二, 前田充: “高温ガス炉燃料再処理の調査検討”, 多目的高温ガス炉プログレスレポート, 第2号, pp. 184-191 (1972)
- (10) “ HTR Base Program Quaterly Progress Report for the period ending May 31, 1972, Gulf-GA-A12150 (1972).
- (11) “ Reprocessing of Thorium - containing Nuclear Fuels Activities Report for the second Half Yeay 1970 ”, GERHTR-43 (1971).

- ⑫ 八木英二，前田充：“高温ガス炉燃料再処理の調査検討”，  
多目的高温ガス炉プログレスレポート，第6号，pp. 210-215 (1974).
- ⑬ Shank E.M. : "Operation of the Thorex Pilot Plant with Highly  
Irradiated Thorium", in Process Chemistry, Vol. 2 pp. 279-301,  
Pergamon Press, New York (1956).
- ⑭ Rathron H.C. et al : "Recovery of  $^{233}\text{U}$  from Irradiated Thoria",  
in Thorium Fuel Cycle, pp. 765-824, USAEC (1968).
- ⑮ Shefcik J.J. : "Reprocessing HTGR Hex Block Fuels at the Nuclear  
Fuel Services Plant", GAMD-7657 (1967).
- ⑯ Idaho Nuclear Corporation : "AEC Conceptual High-Temperature  
Gas - Cooled Reactor (HTGR) Fuel Reprocessing Plant",  
WASH-1152 (1970).
- ⑰ Shefcik J.J. : "Cost of Reprocessing HTGR Fuels in Central  
Plants of various Capacities", GAMD-8458 (1967)
- ⑱ Orsenigo G and Cambi S. : "Progress on the PCUT Program",  
in Thorium Fuel Cycle, pp. 547-573, USAEC (1968).

7-1表 核燃料サイクル方式と再処理

方 式	ス キ - ム	再処理回収物	使 用 物
235U補給サイクル		Th - 233U - 235U	GGA
プルトニウム補給サイクル		Th - U	
235U補給全リサイクル		Th - U	
プルトニウム補給全リサイクル		Th - U - Pu	

7-2表 高温ガス炉（GGA社）の使用済み燃料（1000MW<sub>e</sub>）燃料要素

形状	六角形ブロック
寸法	14.17" (360mm) 対面長 × 31.22" (794mm) 長
重量	129.57 Kg

燃焼率 67000MWD/T冷却日数

炉サイト	90 日 以上
再処理工場サイト	120 日， 合計 210 日 以上

使用済み燃料

燃料取換量 炉心の 1/4 / 年

燃料要素排出量 938 ケ/年

カーボン	108,200 Kg/年
トリウム	9,810 "
親物質ウラン (83% U-233)	286 "
親物質粒子中核分裂生成物	384 "
核分裂性ウラン (主にU-234,-236)	140 "
核分裂性粒子中核分裂生成物	392 "

GAMD-8615(1968)による。

7-3表 高温ガス炉燃料再処理時のウラン燃料とトリウム燃料の比較

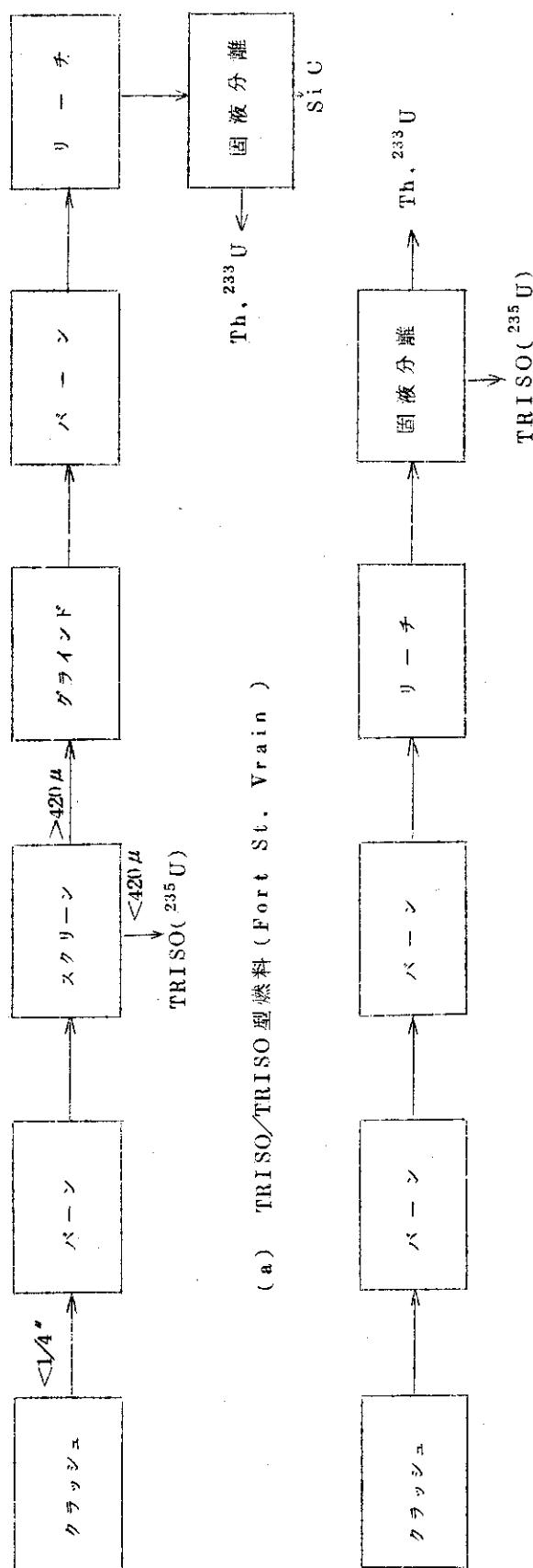
	ウラン燃料	トリウム燃料
冷却時間	① $\frac{239}{131} \text{Np}$ $\frac{235\text{d}}{8.04\text{d}}$ $\frac{239}{131} \text{Pu}$ ② $\frac{235\text{d}}{8.04\text{d}}$ $\frac{239}{131} \text{Xe}$	① $\frac{233}{131} \text{Pa}$ $\frac{27.4\text{d}}{8.04\text{d}}$ $\frac{233}{131} \text{U}$ ② $\frac{235}{131} \text{Xe}$ } により決定
輸送	キャスク	同 左
貯蔵	水ポンドまたはドライビット	同 左
前処理	クラッシュ・バーン・グラインド・リバーン・リーチ	① $^{235}\text{U}$ 補給サイクル方式：クラッシュ・バーン・シープ ② グラインド・リバーン・リーチ
$\text{Pa}$ 分離	不要	② その他の方式：同左
分離精製	$\text{Pu}$ 系 $\text{Pu}$ 系	① 長期間冷却（200日以上）；不要 ② 短期間冷却；必要
製品	$\text{U}/\text{Pu}$	① $\text{U}/\text{Th}$ 系：Thorium ② $\text{U}/\text{Th}/\text{Pu}$ 系： $\text{Thorium}/\text{Purex}$ 複合プロセス $\text{U}/\text{Th}$ または $\text{U}/\text{Th}/\text{Pu}$
オフガス	$\text{Kr}, \text{I}, {}^3\text{H}/\text{CO}_2, \text{N}_2, \text{O}_2$	同 左
廃棄物	ハルを除き、LWRと同じ，	F-7) 優先およびTh-232同件により、組成が若干異なる。

7-4表 トリウム燃料の分離精製法

		U 回収		U/Th 分離回収	
$^{233}\text{Pa}$ 共存 ( $\sim 200$ 日)	KFA-TBP 23/25 1)			Thorox <sup>2)</sup> Acid Thorox <sup>3)</sup>	
$^{233}\text{Pa}$ の共存なし ( $> 200$ 日)	Interim Uranium-233 <sup>2)</sup> Hexone-Uranium-233 <sup>2)</sup>			Thorox <sup>2)</sup> Acid Thorox <sup>3)</sup>	
1) Proceedings of Panel on Reprocessing of Highly Irradiated Fuels, Vienna, IAEA(1969). 2) Reactor Handbook, vol.II, Fuel Reprocessing, pp. 209. 3) ORNL-3155(1962).					

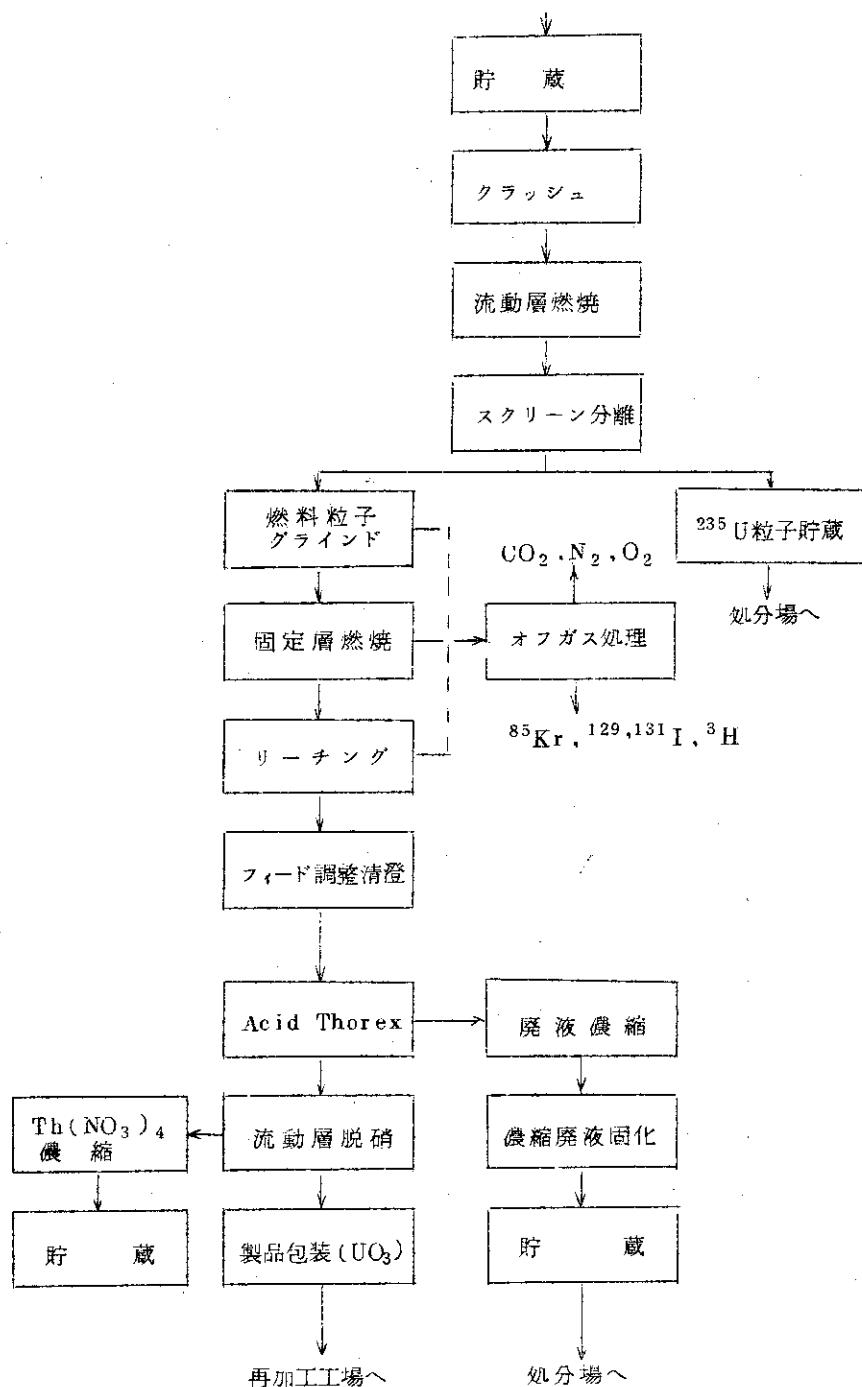
7-5表 運転または計画中の再処理施設

施設名	国名	所有者	運開	目的	能力	処理方式	備考
ITREC (Rotonde Ha)	伊	CNEN	1971 (竣工)	Th-Uサイクル 燃料の再処理実証用	1.5 Kg/d	チョップ・リーチ - Thorox	遠隔再加工 工場が附設
JUPITER	西独	KFA	1975	AVRの再処理研究 開発用	2 Kg/d	ベースン・リーチ -KFA/TBP-23/25	
WAK	西独	KFK	1982 (計画)	HTR再処理 実証用	~50 t/y	ベースン・リーチ Thorox	5000MW <sub>e</sub> 相当
NRTS	米	AEC	1979 (計画)	FSVR・大型HTGR 再処理実証用	130 Kg/d	ベースン・リーチ Thorox	4000~6000MW <sub>e</sub> 相当
商業工場	米	GGA	1985 (計画)	HTRの再処理	~1 t/d	ベースン・リーチ Thorox	



(b) TRISO/BISO型燃料（商業用設計基準）

7-1 図 GGA-HTGR 燃料の提案前処理法



7-2 図 高温ガス炉トリウム燃料再処理工程図

## 8. 再 加 工

未照射燃料とリサイクル燃料との間に加工プロセス上の本質的な差はない、再加工上の決定的な問題はリサイクル燃料が未照射燃料に比較して  $\gamma$  放射性が強いという点にある。放射線遮蔽の必要度に基づいて、直接加工、半遠隔加工、遠隔加工の3段階を考えることができる。照射歴が短い場合、量が少ないので、再処理直後または逆に再処理後十分長時間冷却した場合などでは直接手で作業を行なうことが可能である。

1965年 Babcock & Wilcox 社では U-232 濃度 42 ppm の U-233 を対象に直接加工の試験を行なった。加工に先立ってイオン交換法で精製を行なった。加工方法としては短時間でできるという理由から、ゾルーゲル法で微粒をつくり、それをジルカロイ被覆管に振動充填するという方法を選んだ。燃料集合体の組立て作業は水中で行なった。最適バッチ量、滞留時間など加工設備の設計に工夫をこらしたことは当然であるが、それと同時に、作業者を十分訓練することによって必要時間を短縮することも考えた。8-1 図に精製後の放射能の経時変化を、8-1 表に  $\text{ThO}_2 - 3\% \text{ UO}_2$  (U-233) 82 kg の製造と 37 燃料棒集合体組立てを含む一連の作業中の被曝線量を示す。

ORNL では上記と同じ照射歴の燃料についてその量を約 10 倍にして半遠隔加工の試験を行なった。半遠隔加工では、手と腕の被曝許容限界が全身に対するそれより 10 倍以上大きいという基準に基づいて、グローブボックスの前面のみを遮蔽するものである。この試験は Kirorod 計画と呼ばれ、加工前の精製からゾルーゲルの最終バッチまで（全量 880 kg）を 20 日以内で終了するという計画が立てられた。加工工程は上記の直接加工の場合と同様に、ゾルーゲル法で微粒をつくり、それをジルカロイ被覆管に振動充填するという方法であったが、加工前の精製は溶媒抽出法で行なった。グローブボックスの前面は約 10 cm の鉄板と約 20 cm のコンクリートで遮蔽しており、マニピュレーターもとりつけてあるが、熱電対や pH 用電極のとりかえ、電気系の接続などの長時間を要しない作業は直接グローブで行なった。ゾルーゲルから燃料棒製造までの一連の作業における被曝量を全身については 8-2 表に、手と腕については 8-3 表に示す。これらの被曝量は作業者全員の合計である。

遠隔加工になると施設はプルトニウム燃料照射後試験施設（いわゆる YY ケーブ）と類似のものが必要である。ただ雰囲気コントロールがプルトニウムの場合より簡単であるにすぎない。エンクロージャーのシールは完全でなければならず、加工プロセスによっては不活性ガス下で作業を行ないうる設備も必要である。当然のことながらマニピュレーターも窓も完全にシールされる。コールド区域、操作室、サービスルームの配置、空気の流れ、フィルターなどの配慮は照射後試験用ホットラボと同じである。

施設の全体構造を決定する因子は遮蔽厚さである。遮蔽厚さは再加工が予定される燃料中の U-232 の濃度にもとづいて計算される。ここで HTR 燃料再加工施設の設計に及ぼす U-232 濃度の影響の解析例を示す。これは ORNL の解析例で、8-2 図に示す設計の燃料要素を対象としたものである。この燃料要素は直径 4.5 in, 全長 20 ft, 燃料長 7.5 ft である。断面をみると中心孔のまわりに等間隔に 10 ヶの孔があるが、ここに黒鉛マトリックス中に被覆燃料

粒子を分散した成形体、燃料体が挿入される。8-3図に解析の対象になった燃料要素加工のフローシートを示す。ここでは $UC_2$ と $ThC_2$ が独立の形態と $(U-Th)C_2$ 混合炭化物の形態の両方を考えている。

加工施設を次の3領域に分ける。

領域1. ゾルゲル法で製造した再生酸化物微小球を受け入れ、炭化物に転換し、検査する。

領域2. 燃料粒子を熱分解炭素で被覆し、検査する。

領域3. コンパクトの成形、検査および黒鉛スリーブへの挿入を行ない、完成した燃料セグメントを2本結合する。

これらの領域における燃料の移動速度を $(U-Th)C_2$ については8-4表に、 $UC_2$ については8-5表に示す。遮蔽計算は次の仮定によった。

1. 溶媒抽出終了から加工施設への受入れまでの時間が5日である。
2. 機器とエンクロージャーの除染は5日間の作業の後に行なう。
3. エンクロージャーの壁から1 ft以内には燃料は置かない。
4. 機器に残留する燃料は3 kgとし、5日毎に除去される。
5. 検査時の歩留りを考えて、計画量の110%を加工する。
6. 未サイクルトリウムとU-233を用いる。
7. 全身被曝を1 mr/hr以下とする。

1日の加工量230-3700 kgの場合の計算結果を9-6表に示す。この表にはSSCR(Spectral Shift Control Reactor)燃料についての計算結果も含まれている。これらの結果によると、U-232濃度が数ppmになると遠隔加工を考えなければならない。しかるに全燃料をリサイクルさせる場合は恐らくU-232は5 ppmを越えるから、そのような場合には遠隔加工施設が必要である。

遠隔加工施設の例としてアメリカのTURF(Thorium-Uranium Recycle Facility)に付属する再加工施設がある。TURFはまだ完成されていないが、HTR燃料の遠隔再加工のコールド実験がすでに始められている。現在ここに5 inの遠隔被覆装置が2基稼動中であり、すでに1-2 kg バッチで200 kg以上の粒子を被覆した。燃料スティック加工の遠隔化は直径0.5 in、長さ2 inのものを対象に日産9000本の設備を目標に進められている。加工関係と平行して品質検査関係の自動化、遠隔化も進められている。

#### まとめ

遠隔再加工に関する技術上の重大な問題はない。現在のところ、遠隔で加工される燃料のコスト評価が最大の関心事である。

## 8-1表 SUMMARY OF GAMMA DOSES \*

## A. Sol-Gel Line

Worker	Operator Doses		Station Doses	
	Whole body	Hands	Station	Total dose, mr
A	165	200	Measuring	40
B	355	1090	Blend tank, ThO <sub>2</sub> addition	50
C	70	70	Blend tank, sol transfer	<1
D	130	120	Dryer, tray filling	40
	720	1480	Dryer, tray dumping	20
			Furnace	50
			Powder preparation, milling and sizing	80
			Weighing	110
				390

## B. Rod Fabrication Line and Mechanical Assembly

Worker	Operator Doses		Station Doses	
	Whole body	Hands	Station	Total dose, mr
A	60	170	Blending	20
B	50	130	Loading	55
C	40	170	Cleaning	30
D	10	30	Weighing	20
	160	500	Welding	20
			Leak test	11
			Gamma absorption	32
			Final decontamination	16
				204

## C. Totals

Operator location	Operator Doses		Station Doses	
	Whole body	Hands	Station	Total dose, mr
Sol-gel line	720	1480	Sol-gel line	390
Rest of plant	160	500	Rest of plant	204
	880	1980		594

\*All doses are for the production of 82 kg of U-233-O<sub>2</sub>-ThO<sub>2</sub> powder (Part A) and the compaction of 37 rods and assembly in one bundle (Part B).

8-2表 TOTAL-BODY RADIATION EXPOSURES PER  
OPERATION FOR KILOROD PROGRAM<sup>8</sup>  
(SOURCE: FILM-BADGE DATA)

Process	Operation	Exposure, mrem/week			
		3rd quarter (1963)	4th quarter (1963)	1st quarter (1964)	Average
Denitration	All operations	15	24*	Shutdown	20
Sol-gel	Blending	22	9*	20	17
	Operations at crucible table	29	12*	25	22
		51	21	45	39
Rod fabrication	Jaw crushing and sampling	3.2	5.1	7.3	5.1
	Ball milling	2.1	3.2	4.6	3.2
	Blending (powder)	5.3	8.4	12.0	8.4
	Compacting	16.0	20.0	19.0	18.0
	Scanning	4.9	3.0	3.4	3.4
	Transferring rod for scanning	0.5	0.4	0.5	0.4
	Welding	6.5	4.5	6.0	5.5
	Ultrasonic cleaning	2.2	1.6	2.1	1.9
	Leak testing and weighing	2.5	1.7	2.3	2.1
	Turco cleaning; smearing and loading into carrier	4.4	5.4	6.5	5.4
	Supervising	19.0	12.0	14.0	14.0
	Total	67.0	66.0	78.0	67.0

\*From sum of pocket-meter values.

8-3表 HAND AND ARM RADIATION EXPOSURE PER  
OPERATION FOR THE KILOROD PROGRAM<sup>8</sup>  
(SOURCE: FILM-RING DATA)

Process	Operation	Exposure, mrem/week				
		4th quarter (1963)	No. of weeks	1st quarter (1964)	No. of weeks	Weighted average
Denitration	All operations			Not available		
Sol-gel	Blending	55	10 (one operator)	53	12 (one operator)	54
	Operations at crucible table	70		68	9 (other operator)	69
		125		121		123
Rod fabrication	Jaw crushing and sampling	44	9	63		54
	Ball milling	28		40	11	35
	Blending (powder)	72		103		89
	Compacting	125	11	70	11	98
	Scanning	27	11	15	8	22
	Transferring rod for scanning	1		1		1
	Welding	18	10	15	12	16
	Ultrasonic cleaning	6		5		6
	Leak testing and weighing	7		6		6
	Turco cleaning; smearing and loading into carrier	36	9-11	39	11-12	38
	Supervising	105	11	59	8	86
	Total	469		416		451

8-4 表 各領域における燃料の移動速度、(U-Th)C<sub>2</sub>の場合。Material Location, Quantity, and Age in  
Fabrication Plant Processing (U-Th)C<sub>2</sub>

	Plant Capacity (kg heavy metal/day)			
	60	230	930	3700
<b>Zone 1</b>				
(1) In-process material at a given time, kg	22	88	352	1408
(2) Time since in-process material received from sol-gel plant, hr	16	16	16	16
(3) Material held up in equipment, kg	3	3	3	3
(4) Time since hold-up material received from sol-gel plant, days	5.7	5.7	5.7	5.7
<b>Zone 2</b>				
(1) In-process material at a given time, kg	20	80	320	1280
(2) Time since in-process material received from sol-gel plant, hr	26	26	26	26
(3) Material held up in equipment, kg	3	3	3	3
(4) Time since hold-up material received from sol-gel plant, days	6	6	6	6
<b>Zone 3</b>				
(1) In-process material at a given time, kg	15	30	60	60
(2) Time since in-process material received from sol-gel plant, days	1.7	1.3	1.3	1.2
(3) Hold-up material in any element, kg	3	3	3	3
(4) Time since hold-up material received from sol-gel plant, days	6.7	6.4	6.3	6.3

8-5 表 各領域における燃料の移動速度、 $UC_2$ 、 $ThC_2$  独立の場合HTGR Material Location, Quantity, and Age in  
Fabrication Plant Processing  $UC_2$  and  $ThC_2$ 

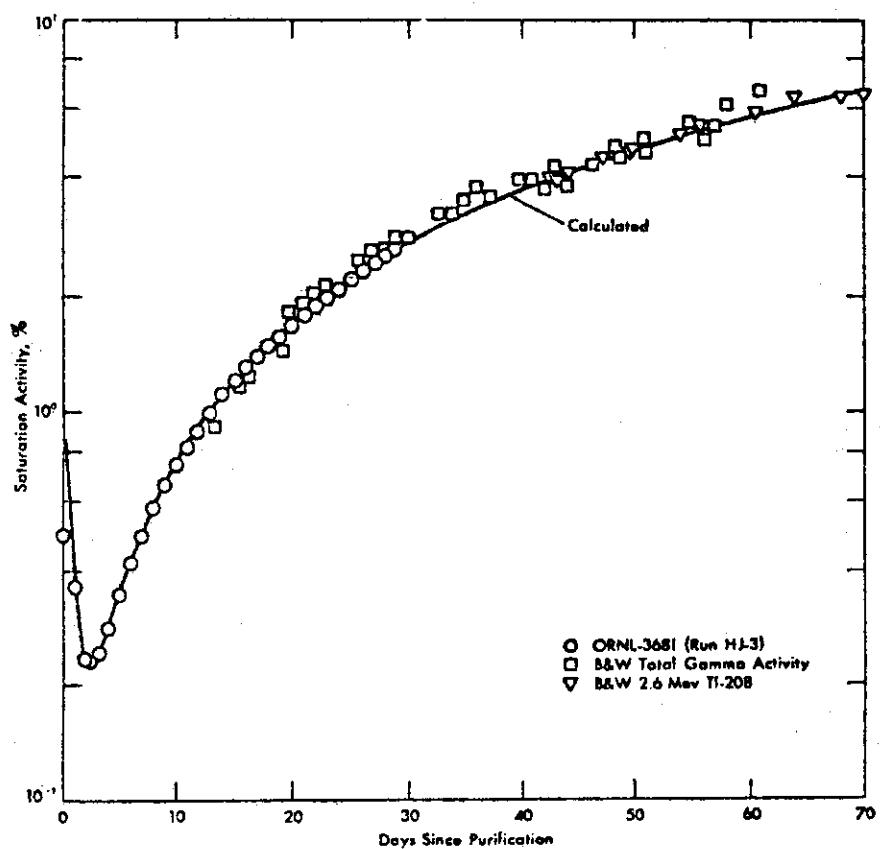
	Plant Capacity (kg heavy metal/day)			
	60	230	930	3700
<b>Zone 1 (<math>UC_2</math> only)</b>				
(1) In-process material at a given time, kg	3	4	16	64
(2) Time since in-process material received from sol-gel plant, hr	16	16	16	16
(3) Material held up in equipment, kg	3	3	3	3
(4) Time since hold-up material received from sol-gel plant, days	5.7	5.7	5.7	5.7
<b>Zone 2 (<math>UC_2</math> only)</b>				
(1) In-process material at a given time, kg	3	6	24	96
(2) Time since in-process material received from sol-gel plant, hr	26	26	26	26
(3) Material held up in equipment, kg	3	3	3	3
(4) Time since hold-up material received from sol-gel plant, days	6	6	6	6
<b>Zone 3 (<math>UC_2 + ThC_2</math>)</b>				
(1) In-process material at a given time, kg	15	30	60	60
(2) Time since in-process material received from sol-gel plant, days	1.7	1.3	1.3	1.2
(3) Hold-up material in any element, kg	3	3	3	3
(4) Time since hold-up material received from sol-gel plant, days	6.7	6.4	6.3	6.2

8-6 表 U-233 燃料加工施設の遙へい計算の結果

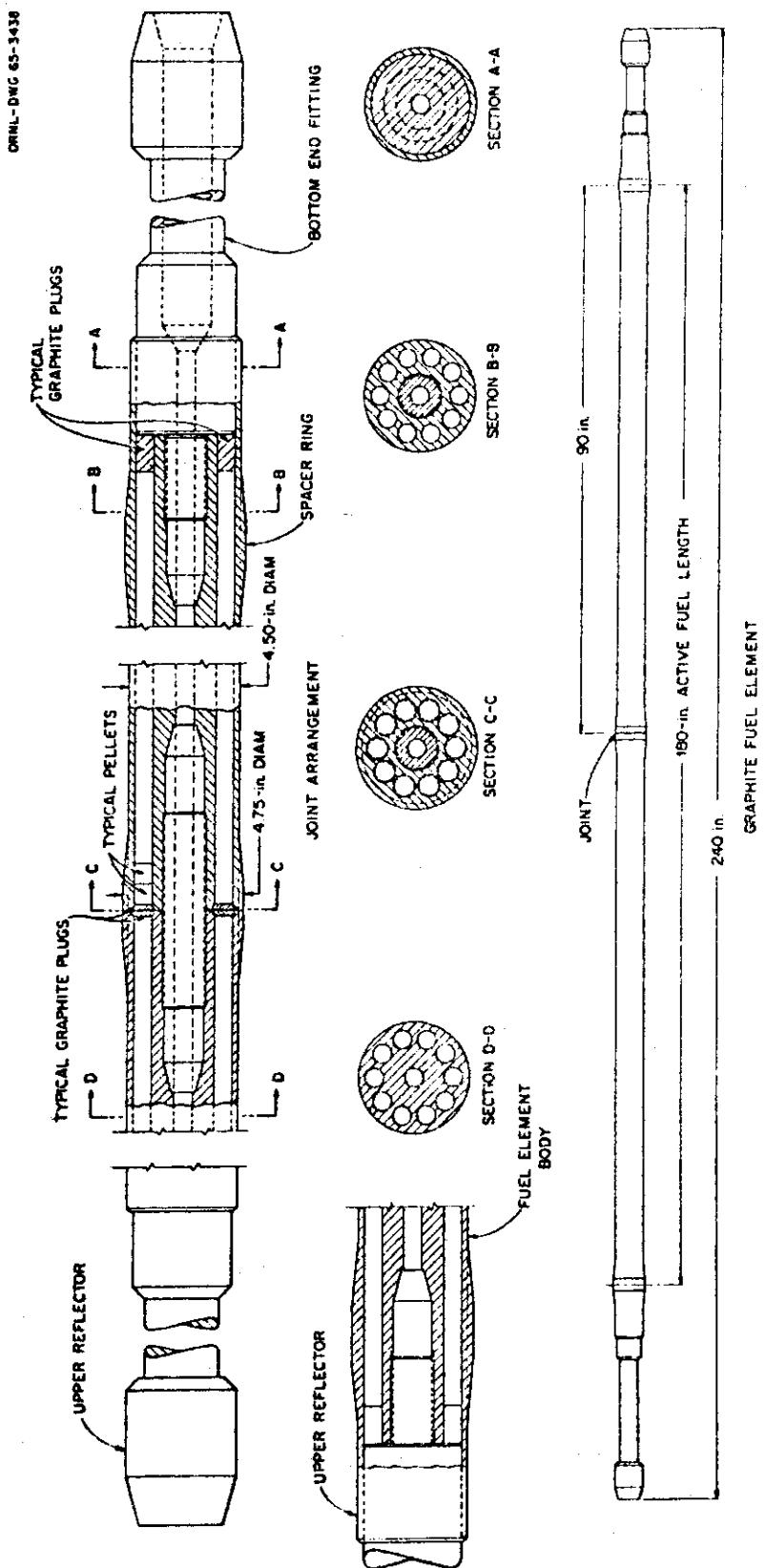
Shielding Requirements in Plants for Fabrication of  $^{233}\text{U}$ -Bearing Fuels

$^{232}\text{U}$ (ppm)	SSCR Fuel		HGR Fuel - ( $\text{U}-\text{Th}$ ) $\text{C}_2$ Particles		HGR Fuel - $\text{UC}_2 + \text{ThC}_2$ Particles			
	230	930	Plant Capacity (kg heavy metal per operating day)		3700	230	930	3700
			3700	230				
Semi-remote Fabrication (in. steel)								
1	0.8	1.2	1.4	1.2	1.9	2.0	2.8	3.2
2	1.7	2.1	2.3	2.0	2.7	2.9		
5	2.8	3.3	3.5	3.1				
Remote Fabrication (in. concrete)								
2					12.3	12.3	13.5	
5					13.9	15.9	15.9	17.2
10	12.2	13.6	14.6	13.2	15.6	17.0	18.7	18.7
20	15.0	16.7	17.6	16.0	18.5	20.0	21.4	20.0
50	18.9	20.6	21.6	19.6	22.2	24.1	25.1	22.8
100	21.7	23.5	24.8	22.4	25.5	27.2	27.9	27.9
500	28.4	30.3	31.8	28.8	31.6	34.3	34.3	35.8
1000	31.2	33.9	34.6	31.6	34.4	37.4	37.0	36.6
U-Th <sup>d</sup>	36.0	38.5	40.0	36.0	39.0	42.5	41.5	43.0

<sup>a</sup>Parts per million in heavy metal ( $\text{U}_{\text{Th}}$ ).<sup>b</sup>Each particle containing a mixture of  $^{233}\text{U}$  and virgin thorium.<sup>c</sup> $^{233}\text{UO}_2$  process alone in parts of the process.<sup>d</sup> $^{233}\text{U}$ -recycle thorium-assumptions.

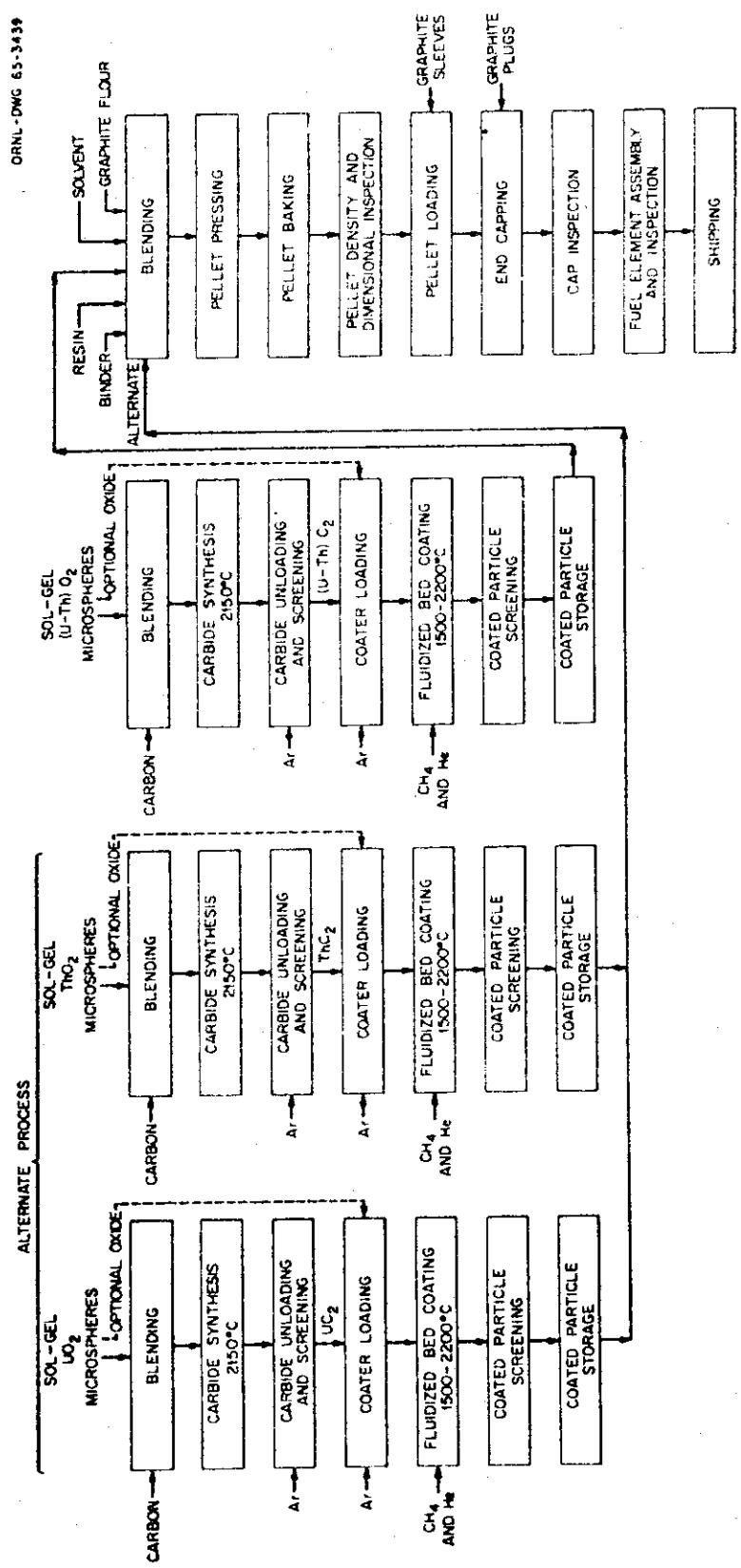


8-1 図 Calculated and observed growth of gamma activity of U-233 material containing 42 ppm U-232.



A Reference Design for an HTGR Fuel Element for Remote Fabrication.

8-2 図 HTGR 燃料要素の遠隔加工用設計



8-3 図 HTGR 燃料要素加工のフローリンジ  
Flowsheet for Fabrication of HTGR Fuel Elements.

## 9. 廃棄物処理処分

核燃料サイクルからの放射性廃棄物は、ウランやトリウムの採鉱、精錬の残屑に始まって、核燃料の製造、加工、原子炉の運転、使用済燃料再処理などの各段階から気体、液体、固体状で発生する。発生する廃棄物の量、種類、放射能レベルは、燃料サイクルの各段階ならびに各段階におけるプラントの規模、運転方法、廃棄物の処理処分法によって、大きく変動する。

$^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}-^{239}\text{Pu}$  および  $^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}$  燃料サイクルの放射性廃棄物問題は、総てのサイクルが産業規模で確立されていないなどの理由から、ある部分はデータを外挿または推定した。

### 9.1 放射性廃棄物の発生と処理

#### (1) ウラン、トリウムの採鉱、精錬

現在、トリウム鉱石の採鉱、精錬プラントは、操業されていないか、鉱石や精錬廃棄物(tailings)の特性は、ウラン鉱石の場合と比較することができる。

例えば、ウラン鉱石のウラン含有率を  $\text{U}_3\text{O}_8$  換算で 0.2 %、精錬工程における回収率を 95 %とし、残る 5 %が鉱泥その他の廃棄物として排出されるものとすると、発生廃棄物量は、ほぼ処理前の鉱石量と同程度である。すなわち、 $\text{U}_3\text{O}_8$  1 kg 回収当たり  $0.765 \text{ m}^3$  と推定される。これらの廃棄物の処理処分は、現在、鉱山周辺の tailings pond に貯め、自然蒸発と地下浸透に頼っている。しかし、これら廃棄物の環境への拡散を減す必要から、元の鉱山へ戻すか、放射性物質の浸出や流出を防ぐため、アスファルトなどでカバーしようとする動きがある。

トリウム鉱石についても、ウラン鉱石と同じトリウム含有率、回収率と仮定した場合、発生する廃棄物量はほぼ類推することができる。

ウランおよびトリウム鉱石の精錬廃棄物の危険度を危険指數によって、比較をしてみる。9-1 表にウランまたはトリウム鉱石 500 トンを処理した場合の含有放射性同位元素の放射能濃度と危険指數を示す。この表から、トリウム鉱石廃棄物は、ウラン鉱石廃棄物に比べて危険指數の小さいことがわかる。

#### (2) ウラン、トリウム燃料の加工

燃料加工プラントからの放射性廃棄物は、金属屑、スクラップなどの汚染金属類や紙、プラスチック、グローブ、フィルターなどである。

軽水炉燃料の加工プラントからの発生廃棄物量は、ウラン取扱い規模、約 500 t / 年を想定した場合、9-2 表のごとくなる。

しかし、発生量は、加工プロセス、規模、作業従事者数、廃棄物処理法などによって変動する。トリウムの場合にも、酸化物燃料であれば、廃棄物発生量のオーダーは、ウランと同程度と考えられる。

また、ウラン、トリウムの環境中における許容濃度は、9-3 表に示すように、ややトリウムの許容濃度の方が厳しいが、放射性廃棄物管理面からみた場合、本質的な差はない。

#### (3) 原子炉

原子炉から発生する放射性廃棄物には、気体、液体、固体がある。液体廃棄物については、

最終的には固化処理がなされ、固体廃棄物として取扱われる。軽水炉(BWR, PWR)では、再生廃液、機器ドレン、床ドレン、洗浄廃液、洗濯廃液、実験室廃液など種類、発生量は非常に多いが、HTGRの場合、冷却材がヘリウムであることから、液体廃棄物量は極端に少ない。

また、固体廃棄物については、軽水炉では蒸発濃縮物の固化物、使用済イオン交換樹脂、フィルタースラッジ、雑固体廃棄物などがあげられるが、HTGRの場合には、水処理系廃棄物がほとんどなく、雑固体廃棄物、黒鉛反射材、チタン製スポンジ、トリチウム吸収剤などとなる。

1,000MW(e)規模のLWR, LMFBR, HTGRから発生する包装廃棄物の年間発生推定量を9-4表に示す。

HTGRについては、Fort St. Vrain HTGRのデータから外挿した。

9-4表のうち、軽水炉からの推定発生量とわが国の稼動中の軽水型発電所からの発生量とを比較すると、表に示された量は、きわめて少なく、濃縮、減容など高次の処理を仮定しているように考えられる。

#### (4) 核燃料再処理

再処理プラントから発生する放射性廃棄物は、 $\beta-\gamma$ ,  $\alpha-\beta-\gamma$  および  $\alpha$  廃棄物、Cladding hull、高レベル廃棄物など種類および放射性廃棄物管理上、問題となるものが多い。

再処理高レベル廃液の固化体は、固化法、例えは仮焼、ガラス、セラミック化などによって、使用済燃料単位重量あたりの固化体の重量、体積などの特性はかわる。

9-5表から9-7表に、LWR(PWR-U,  $^{235}\text{U}$  3%, 1000MW(e), 32.873MWD/T), HTGR(U-Th, 1160MW(e), 94.264MWD/T), LMFBR(1011MW(e), 41.792MWD/T)の使用済燃料1tを湿式再処理した場合に発生する廃棄物の諸特性を示す。なお、廃液は900°Cで仮焼した酸化物として表わした。

高レベル廃棄物固化体のFP放射能は、核燃料の燃焼度が大きくなると高くなり、廃棄物中のアクチノイド核種は荷燃料の質量数と燃焼度に依存する。これら廃棄物の経年危険指数を9-8表、9-9表に示す。

また、高レベル廃棄物中のFP、アクチノイド核種の放射能と経時変化について比較するため、Ci/MWDにノーマライズした結果を9-1図、9-2図に示す。

FP中の支配核種は、4炉型共100年までは $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ であるが、1,000~10,000年ではPWRの場合、 $^{129}\text{I}$ ,  $^{99}\text{Te}$ ,  $^{93m}\text{Nb}$ ,  $^{135}\text{Cs}$ ,  $^{93}\text{Nb}$ であり、HTGRの場合は、 $^{129}\text{I}$ ,  $^{99}\text{Te}$ ,  $^{79}\text{Se}$ 、また、LMFBRの場合は $^{129}\text{I}$ ,  $^{99}\text{Te}$ ,  $^{126}\text{Sn}$ ,  $^{126}\text{Sb}$ などである。

一方、アクチノイド核種の場合、9-2図のごとくPWR-PuがCi/MWDが最も大きく $^{243}\text{Am}$ ,  $^{239}\text{Np}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ の寄与が1000年以降に現われる。HTGRでは、 $^{235}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ の中性子捕獲で高次の超プルトニウムを生成するため、100年までの支配核種はPWR-Uと類似しているがそれ以降では $^{243}\text{Am}$ の寄与はなく $^{234}\text{U}$ が大きく関与する。

また、再処理プラントからは高レベル廃棄物以外にPuまたは $^{233}\text{U}$ 1t当たり次のような廃棄物が発生する。

$\alpha$  廃棄物  $113\text{m}^3$  ( $8.75\text{ g Pu or }^{233}\text{U}/\text{m}^3$ )

$\alpha-\beta-\gamma$  廃棄物  $283\text{m}^3$  ( $0.875\text{ g Pu or }^{233}\text{U}/\text{m}^3$ )

$\beta - \gamma$  廃棄物  $453 \text{ m}^3$  ( $0.035 \text{ g Pu or } ^{233}\text{U}/\text{m}^3$ )

## (5) 燃料再加工

アルトニウムおよび $^{233}\text{U}$  燃料製造プラントからの廃棄物発生量はアルトニウムまたは $^{233}\text{U}$  1 t 处理当り、下記に示す。これら廃棄物の組成を 9-3 図に示す。このうち $\frac{1}{2} \sim \frac{1}{3}$  (vol) は可燃性である。

種類	燃料調製	加工	合計
$\alpha$ 廃棄物	$283 \text{ m}^3$	$566 \text{ m}^3$	$849 \text{ m}^3$
$\beta - \gamma$ 廃棄物	$1132 \text{ m}^3$	$2264 \text{ m}^3$	$3396 \text{ m}^3$

## 9.2 その他の核燃料サイクル廃棄物

## (1) 希ガス

LWR, LMFBR の使用済燃料 1 t 当りの希ガス量は 5 ~ 6 kg でこの内 95 % が Xe であるが、150 日冷却時の残存希ガスは Kr だけとなる。Kr の 99 % 以上が再処理時に、残り 1 % 以下が原子炉運転時に発生する。

## (2) ヨウ素

ヨウ素の生成量は、 $0.01 \text{ g/MWD(t)}$  であり、問題となる核種は、原子炉および再処理時では $^{131}\text{I}$  (8.05 日)，長期的観点からは $^{129}\text{I}$  ( $1.6 \times 10^7$  年) である。

## (3) トリチウム

核分裂によるトリチウム生成量は、 $0.02 \sim 0.03 \text{ Ci/MWD(t)}$  または  $700 \sim 1200 \text{ Ci/t}$ ，SF であって数 % が燃料被覆材に、残りが Core materials 内に存在する。

## a) LWR

1 次冷却材中のホウ素、リチウムなどの軽元素の中性子反応で生成する。現在、考えられている方式では 1 次系冷却材中のトリチウム濃度を  $\sim 5 \mu\text{Ci/ml}$  まで再循環する。この場合、1000 MWe LWR の 1 次冷却材から年間  $7.6 \text{ m}^3$  のトリチウム水が発生する。

## b) HTGR

軽元素に起因するトリチウムは  $2.960 \text{ Ci/t}$ ，SF また、核分裂による量は  $1.310 \text{ Ci}$  と他の炉型に比べ 4 ~ 6 倍程度多い。Peach Bottom 1 では  $\text{Ca(OH)}_2$  として吸収し、固体廃棄物として取扱っている。

## c) LMFBR

他の炉型と異なり 95 % 程度が原子炉の運転中にステンレス鋼被覆から拡散し、1 次冷却材コールドトラップに sodium tritide sludge として捕集される。

(4)  $^{14}\text{C}$ 

HTGR からは  $38.6 \text{ Ci/t}$ ，SF の  $^{14}\text{C}$  が生成する。この量は LMFBR のおよそ 700 倍である。

## 9.3 非定常廃棄物

これまで原子力施設の定常運転時に発生する廃棄物について述べてきたが、ここでは今後の

放射性廃棄物管理に大きな影響を与える非定常廃棄物について触れる。

非定常廃棄物を大別すると

- (1) 装置、設備、施設の修理、交換、改造ならびに事故復旧によって生ずる廃棄物
- (2) 施設の閉鎖によって生ずる廃棄物
  - a) この廃棄物の特徴は大型、異形の機器、装置、構造材、碎石類などで僅かに汚染したものから、誘導放射化、 $\alpha$ 汚染を受けた廃棄物が一時期に大量発生することである。
  - b) またLMFBRの1次系ナトリウム地金などが、再利用システムに戻せない場合ならびに処理システムからはずれた核燃料も場合によっては廃棄物として処理処分の対象となる。

#### 9.4 廃棄物の処分

放射性廃棄物の処分に関して、海外では地中埋没、岩塩層処分、海洋処分が実施されており、また、深地層、南極氷冠、地球外処分、消滅処理などが調査、検討されている。

わが国においては、軽水炉からの低レベル廃棄物の処分について深海処分の調査、検討が開始された段階であって、陸地に関しては系統的なアプローチは殆んど行なわれていないのが現状である。

低レベル廃棄物の海洋処分も無限に投棄することは不可能であり、投棄廃棄物量、放射能量から当然、規制を受けることになる。このため、 $\beta$ - $\gamma$ 定常廃棄物は、より安全に減容し、投棄地点を有効かつ長期間、使用することが望ましい。

一方、陸地処分に関しては、 $\alpha$ 廃棄物および非定常異形廃棄物を主要対象にし、除染、濃縮、減容化技術の技術開発と並行して検討、確立を急ぐ必要がある。

また、高レベル廃棄物については、諸外国の動向と問題の本質を十分に把握し、国情にかなった処分方式の確立を計るべきである。

原子力施設の閉鎖は今後、廃棄物処理処分と立地の再利用面から大きな問題となろう。このためには施設の設計、建設段階で十分な配慮を払わなければならない。

#### 参考文献

- 1) J.O.Bloemeke, C.W.Kee, J.P.Nichols ; ORNL-TM-3965 (1974)  
"Projections of radioactive wastes to be generated by the U.S.nuclear power industry."
- 2) A.H.Kibbey, H.W.Godbee ; ORNL-4924 (1974) "A Critical review of solid radioactive waste practices at nuclear power plants".
- 3) P.E.McGrath ; KFK 1992 (1974) "Radioactive waste management potentials and hazards from a risk point of view".
- 4) S.E.Logan, G.A.Whan ; TANSO 19 204 (1974), "Selection of significant elements and radionuclides for waste management assessment".
- 5) J.A.Angelo,Jr., R.G.post ; Nuclear Technology 24 (11) 323 (1974)  
"Nuclear fuel Cycle and the isotopic Compositions".

- 6) W.Vinck ; EUR 5 001 e 1 ,e,f,n(1973) "The Present and future situation of nuclear Energy production and its associated industry -normal operation, accident prevention and mitigation, Comparative risk assessment".
- 7) P.J.West ; Bulletin-IAEA 16 ( $\frac{1}{2}$ ) 78(1974) "Waste management for nuclear power"
- 8) R.W.Ramsey, Jo. et.al ; Seminar on the management of plutonium Contaminated solid waste (1974)" Overview of management programs for plutonium-Contaminated solid waste in the U.S.A."
- 9) G.R.Bainbridge, P.A.Bonhote, G.H.Daly, E.Detilleux, H.Krause, At.Energy review 12(1) 146(1974) "Decommissioning of nuclear facilities-A review of status."

9-1表 ウランまたはトリウム鉱石 500t 处理した場合の廃棄物の危険度

元素	ウラン			トリウム		
	キュリー	空気(m <sup>3</sup> )	水(m <sup>3</sup> )	キュリー	空気(m <sup>3</sup> )	水(m <sup>3</sup> )
Tl	0.0152	—	—	0.0394	—	—
Pb	0.677	$8.3 \times 10^{10}$	$3.3 \times 10^6$	0.109	$1.8 \times 10^8$	—
Bi	0.677	$1.7 \times 10^9$	$8.8 \times 10^2$	0.109	$3.6 \times 10^7$	—
Po	1.01	$1.6 \times 10^{10}$	$4.7 \times 10^4$	0.109	—	—
Rn	0.346	$1.1 \times 10^8$	—	0.109	$1.0 \times 10^7$	—
Fr	0.0002	—	—	—	—	—
Ra	0.346	$1.1 \times 10^{11}$	$1.1 \times 10^7$	0.219	$5.5 \times 10^{10}$	$3.7 \times 10^6$
Ac	0.0153	$1.9 \times 10^{11}$	$7.6 \times 10^2$	0.109	$3.6 \times 10^7$	—
Th	0.692	$4.1 \times 10^{12}$	$1.8 \times 10^4$	0.0109	$2.3 \times 10^{10}$	—
Pa	0.347	$3.8 \times 10^{11}$	$1.7 \times 10^3$	—	—	—
U	0.0338	$6.4 \times 10^9$	$9.9 \times 10^1$	—	—	—
計	4.15	$4.9 \times 10^{12}$	$1.5 \times 10^7$	0.816	$7.9 \times 10^{10}$	$3.7 \times 10^6$

危険指數 =  $\frac{\text{各元素のキュリー}}{\text{RCG}^*}$  , \* 10 CFR 20 Appendix B, Table II

9-2表 天然および低濃縮ウラン加工施設からの放射性廃棄物の発生量

廃棄物の種類	m <sup>3</sup> /年	m <sup>3</sup> /U, t
可燃性廃棄物	160	0.32
不燃性廃棄物	100	0.20
雑固体(エアフィルター)	100	0.20

9-3表 Concentration in air and water above natural background - Table II (10CFR-20, Appendix B)

同位体	Air ( $\mu\text{Ci}/\text{m}^3$ )	Water ( $\mu\text{Ci}/\text{m}^3$ )
U-233~235}	S $2 \times 10^{-11}$	$3 \times 10^{-5}$
I	I $4 \times 10^{-12}$	$3 \times 10^{-5}$
U-238	S $3 \times 10^{-12}$	$4 \times 10^{-5}$
I	I $5 \times 10^{-12}$	$4 \times 10^{-5}$
U-natural}	S $3 \times 10^{-12}$	$2 \times 10^{-5}$
I	I $2 \times 10^{-12}$	$2 \times 10^{-5}$
Th-232	S $10^{-12}$	$2 \times 10^{-6}$
I	I $10^{-12}$	$4 \times 10^{-5}$
Th-natural}	S $10^{-12}$	$10^{-6}$
I	I $10^{-12}$	$10^{-5}$

S : soluble ,

I : Insoluble

9-4表 LWR, LMFBR, HTGRからの固体廃棄物量

1,000MW<sub>e</sub>

炉型	m <sup>3</sup> /年
LWR {	BWR      140~280
	PWR      50~100
LMFBR	28~60
HTGR	~ 33

9-5 表 PWR-U 使用済燃料の再処理廃棄物の諸特性

特 性	性 質	(1)		(2)		(3)		(4)		(5)		(6)		(7)		(8)	
		F P 廉棄物	$\alpha$ 廉棄物	F P 廉棄物	$\alpha$ 廉棄物	溶媒洗浄	アルカリスクラバー	被覆材	被覆材	被覆材	被覆材	被覆材	被覆材	被覆材	被覆材	1 + 2 + 3	1 + 2 + 3 + 4
組成 ( kg/t )																	
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>		1.17	0.001	0.348				1.1 <sup>a</sup>	1.52			1.17				1.52	
PuO <sub>2</sub>		0.011	0.011	0.001				0.01 <sup>a</sup>	0.023			0.022				0.023	
Na <sub>2</sub> B <sub>4</sub> O <sub>7</sub>					7.9.3	3.1.6				7.9.3				3.1.6		1.11	
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		1.07	0.016							1.09				1.09		1.09	
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		0.15	0.002							0.15				0.15		0.15	
NiO		0.13	0.001							0.13				0.13		0.13	
P <sub>2</sub> O <sub>5</sub>		0.09								0.09				0.09		0.09	
F P 酸化物		3.1.5	痕跡			同上			0.02 <sup>a</sup>		3.1.5			3.1.5		3.1.5	
アクチニド酸化物		6.28	同上			同上				6.28				6.28		6.28	
Zincaloy-4, Inconel								270									
重量, kg/MT		40.4	0.031	79.6		31.6	270			120				72.0		152	
体積, l/MT		20.9 <sup>b</sup>	0.028 <sup>b</sup>	33.4 <sup>c</sup>		13.3 <sup>c</sup>	60 <sup>d</sup>			40°				19.5 <sup>c</sup>		53 <sup>c</sup>	
Ke, Btu hr <sup>-1</sup> ft <sup>-1</sup> (500°C)		0.26	0.26	0.55		0.55				3.6 <sup>e</sup>				1.02		1.48	
密度, g/m <sup>3</sup>		1.92 <sup>b</sup>	2.07 <sup>b</sup>	2.37 <sup>c</sup>		2.37 <sup>c</sup>	4.5 <sup>d</sup>			4.5 <sup>d</sup>				3.01 <sup>c</sup>		3.67	

a) 被覆材への付着ロス; Pu, U 0.1%, FP 0.05% と仮定。

b) 生成物; 70% Voids と仮定。

c) Sodium tetraborateにボイドなしに固形分が分散。

d) 理論密歛の70%に圧縮。

e) 100°Cにおける伝導度。

9-6表 HTGR使用済燃料の再処理廃棄物の諸特性

組成, kg/t	<sup>235</sup> U Recycle	(2)	(3)	(4)	(5)	(6)	(7)
	Particle W.	Combined clarifier	Combined Thorex & TBP	Solvent Cleanup	W. 3 + 4 + 5	W. 1 + 2 + 3 + 4 + 5	
C	1.5	2.3			1.55	1.55	1.73
SiC	1.8	27.3			34.3	34.3	45.3
Na <sub>2</sub> B <sub>4</sub> O <sub>7</sub>				51.4	51.4	24.0	
Na <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>				3.90	3.90	3.90	
Na <sub>3</sub> PO <sub>4</sub>				1.20	1.20	1.21	
U <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>				2.73	2.73	2.73	
AlF <sub>3</sub>				1.04	1.04	1.04	
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>				2.16	2.16	2.16	
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>				0.55	0.53	0.53	
NiO				0.39	0.39	0.39	
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>				0.40	0.40	0.40	
SiO <sub>2</sub>				0.06	0.06	0.06	
MoO <sub>3</sub>				0.05	0.05	0.05	
CuO				8.52	8.52	8.52	
UO <sub>2</sub>				0.047	0.045	0.045	
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>				0.569	0.991	0.964	
ThO <sub>2</sub>				0.002	1.20	0.112	
PuO <sub>2</sub>				0.567	0.002	0.002	
FP 酸化物				4.80	7.2	9.130	
アクチニド酸化物				0.794	痕跡	痕跡	
重量, kg/t				47.7	37.4	1.633	
体積, l/t				32.3 <sup>a</sup>	22.4 <sup>a</sup>	2.26	
K <sub>e</sub> , Rtu hr <sup>-1</sup> ft <sup>-1</sup> °F <sup>-1</sup> (500°C)				0.41	0.41	1.42	
密度, g/cc				1.48	1.68	3.30	
						2.73	2.44
						3.07	3.07
							2.93

a) 50% Voids と仮定。

b) tetraborate 法ボイドなしで樹形分を分散。

c) Na<sub>2</sub>SO<sub>4</sub> と Na<sub>3</sub>PO<sub>4</sub> 法ボイドなしで固形分を分散。

9-7 表 LMFBR 使用済燃料の再処理廃棄物の諸特性

特 性	FP 廃棄物				α 廃棄物				β&gamma; 廃棄物			
	(1) ホウ素無添加	(2) ホウ素添加	(3) ホウ素添加	(4) ホウ素添加	(5) 還元剤	(6) 還元剤	(7) U <sup>4+</sup>	(8) アルカリ	(9) 汚染物	(10) 汚染物	(11) 汚染物	(12) 汚染物
1 % 1 0 % 1 % 1 0 %	1 0 % 1 % 1 0 %	1 0 % 1 % 1 0 %	1 0 % 1 % 1 0 %	1 0 % 1 % 1 0 %	Fe(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	Fe(AlCl <sub>4</sub> ) <sub>2</sub>	アルカリ	汚染物	汚染物	汚染物	汚染物
溶 解 溶 解 溶 解 溶 解	溶 解 溶 解 溶 解 溶 解	溶 解 溶 解 溶 解 溶 解	溶 解 溶 解 溶 解 溶 解	溶 解 溶 解 溶 解 溶 解	溶 解 溶 解 溶 解 溶 解	溶 解 溶 解 溶 解 溶 解	溶 解 溶 解 溶 解 溶 解	汚染物	汚染物	汚染物	汚染物	汚染物
組成, (kg/t)	3.75	3.75	3.75	3.75	8.52	8.52	8.52	8.52	8.52	8.52	8.52	8.52
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	3.75	3.75	3.75	3.75	8.52	8.52	8.52	8.52	8.52	8.52	8.52	8.52
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01
NiO	0.42	4.17	0.42	4.17	0.42	4.17	0.42	4.17	0.42	4.17	0.42	4.17
PuO <sub>2</sub>	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	1.02	1.02	1.02	1.02	1.02	1.02	1.02	1.02	1.02	1.02	1.02	1.02
Na <sub>2</sub> B <sub>4</sub> O <sub>7</sub>	86.5	86.5	86.5	86.5	86.5	86.5	86.5	86.5	86.5	86.5	86.5	86.5
FP 酸化物	34.2	34.2	34.2	34.2	34.2	34.2	34.2	34.2	34.2	34.2	34.2	34.2
アクチニド酸化物	0.91	0.91	0.91	0.91	0.91	0.91	0.91	0.91	0.91	0.91	0.91	0.91
ステンレス鋼												
重 量 体 積 K <sub>e</sub> <sup>a</sup> , 密 度,	41.4 23 <sup>b</sup> 0.26 1.81 <sup>b</sup>	88.0 52 <sup>b</sup> 0.26 1.69 <sup>b</sup>	128 43 <sup>c</sup> 1.02 2.95 <sup>c</sup>	175 52 <sup>c</sup> 1.41 3.35 <sup>c</sup>	8.54 5.4 <sup>b</sup> 0.26 1.56	0.04 0.008 <sup>b</sup> 0.26 2.90 <sup>b</sup>	68 28.5 <sup>c</sup> 0.55 2.37 <sup>c</sup>	95.8 40.4 <sup>c</sup> 0.55 5.50 <sup>d</sup>	65.0 1.80 <sup>d</sup> 9.0 5.50 <sup>d</sup>	70.0 1.28 <sup>d</sup> 9.0 2.75 <sup>c</sup>	21.4 77.5 <sup>c</sup> 0.9 3.02 <sup>c</sup>	214 86.3 <sup>c</sup> 1.13 3.02 <sup>c</sup>

a Btu hr<sup>-1</sup> ft<sup>-2</sup> F(500°C)。

b 70% Voids。

c Sodium tetraborate/K<sub>2</sub>SiO<sub>4</sub>ドナイト形分散。

d 理論密度 70%。

e 100°Cにおける伝導度。

9-8表 再処理高レベル廃棄物の危険指数（原子炉装置 heavy metal 1トン当たり）  
空気 ( $m^3$  at RCG<sup>a</sup>)

年	PWR-U <sup>b</sup>	PWR-Pu <sup>b</sup>	HTGR <sup>c</sup>	Alfo-LMFBR <sup>d</sup>		GEFO-LMFBR <sup>d</sup> <u>3.6.9 kg</u>
				<u>2.8.8 kg</u>	<u>2.9 kg</u>	
<sup>e</sup> 核 分裂 生成 物	0 3 10 100 1,000 10,000	1.03+1.6 <sup>f</sup> 3.39+1.5 2.26+1.5 2.42+1.4 8.40+9 7.98+9	9.91+1.5 2.57+1.5 1.45+1.5 1.53+1.4 8.41+9 7.91+9	1.78+1.6 1.05+1.6 8.10+1.5 8.73+1.4 2.04+1.0 1.98+1.0	1.59+1.6 2.94+1.5 1.49+1.5 1.62+1.4 1.04+1.0 9.21+9	1.64+1.6 3.20+1.5 1.67+1.5 1.82+1.4 1.15+1.0 1.02+1.0
<sup>g</sup> ア ク チ ノ イ ド	0 3 10 100 1,000 10,000	1.37+1.6 9.75+1.5 7.97+1.5 1.93+1.5 4.39+1.4 1.64+1.4	5.27+1.7 4.35+1.7 3.40+1.7 3.64+1.6 1.04+1.6 4.85+1.5	2.77+1.7 2.70+1.7 2.55+1.7 1.25+1.7 1.39+1.5 5.31+1.4	3.42+1.6 2.37+1.6 2.21+1.6 1.47+1.6 3.47+1.5 6.84+1.4	3.15+1.6 2.12+1.6 1.91+1.6 1.06+1.6 2.51+1.5 6.34+1.4

<sup>a</sup> : 10 CFR 20, Appendix B, Table II。

再処理までの冷却日数, b : 150日, c : 365日, d : 150日。

e : トリチウム, 希ガスの総てとハロゲンFPの99.9%は再処理中に分離したものと仮定。

f : 1.03+1.6は $1.03 \times 10^{-16}$ 。

g : 再処理でU, Puの99.5%を除去した残りのアクチノイド全部。

9-9表 再処理高レベル廃棄物の危険指數（原子炉装荷 heavy metal 1トン当たり）  
水 (m<sup>3</sup> at RCG)

年	PWR-U <sup>b</sup>		PWR-Pu <sup>b</sup>		HTGR <sup>c</sup>		AlFO-LMFBR <sup>d</sup>		GEFO-LMFBR <sup>d</sup>	
	2.8.8 kg	2.9 kg	3.5.3 + 1.1	1.6.9 + 1.1	9.4.0 + 1.1	1.1.7 + 1.2	5.3.0 + 1.1	5.3.2 kg	3.6.9 kg	
0	4.4.9 + 1.1 <sup>f</sup>	3.5.3 + 1.1								5.5.6 + 1.1
3	2.6.6 + 1.1	1.6.9 + 1.1								1.9.9 + 1.1
10	2.0.8 + 1.1	1.2.6 + 1.1								1.4.7 + 1.1
100	2.2.6 + 1.0	1.3.6 + 1.0								1.6.0 + 1.0
1,000	8.3.4 + 4	8.5.6 + 4								1.1.9 + 5
10,000	8.0.2 + 4	8.2.1 + 4								1.1.1 + 5
100	5.4.8 kg <sup>g</sup>		1.2.5 + 9	3.2.0 + 1.0	4.2.4 + 9	3.6.4 + 9	3.4.3 + 9	5.9.9 kg	5.8 kg	
3	3.8.5 + 8		1.8.3 + 1.0	3.9.4 + 9	9.3.0 + 8	8.2.9 + 8				
10	3.0.4 + 8		1.4.1 + 1.0	3.7.0 + 9	8.5.1 + 8	7.2.6 + 8				
100	6.3.7 + 7		1.1.8 + 9	1.8.2 + 9	5.9.6 + 8	4.1.1 + 8				
1,000	1.5.6 + 7		2.9.6 + 8	3.7.0 + 7	1.4.2 + 8	9.8.7 + 7				
10,000	3.7.3 + 6		1.0.8 + 8	3.3.6 + 7	1.3.3 + 7	1.2.9 + 7				

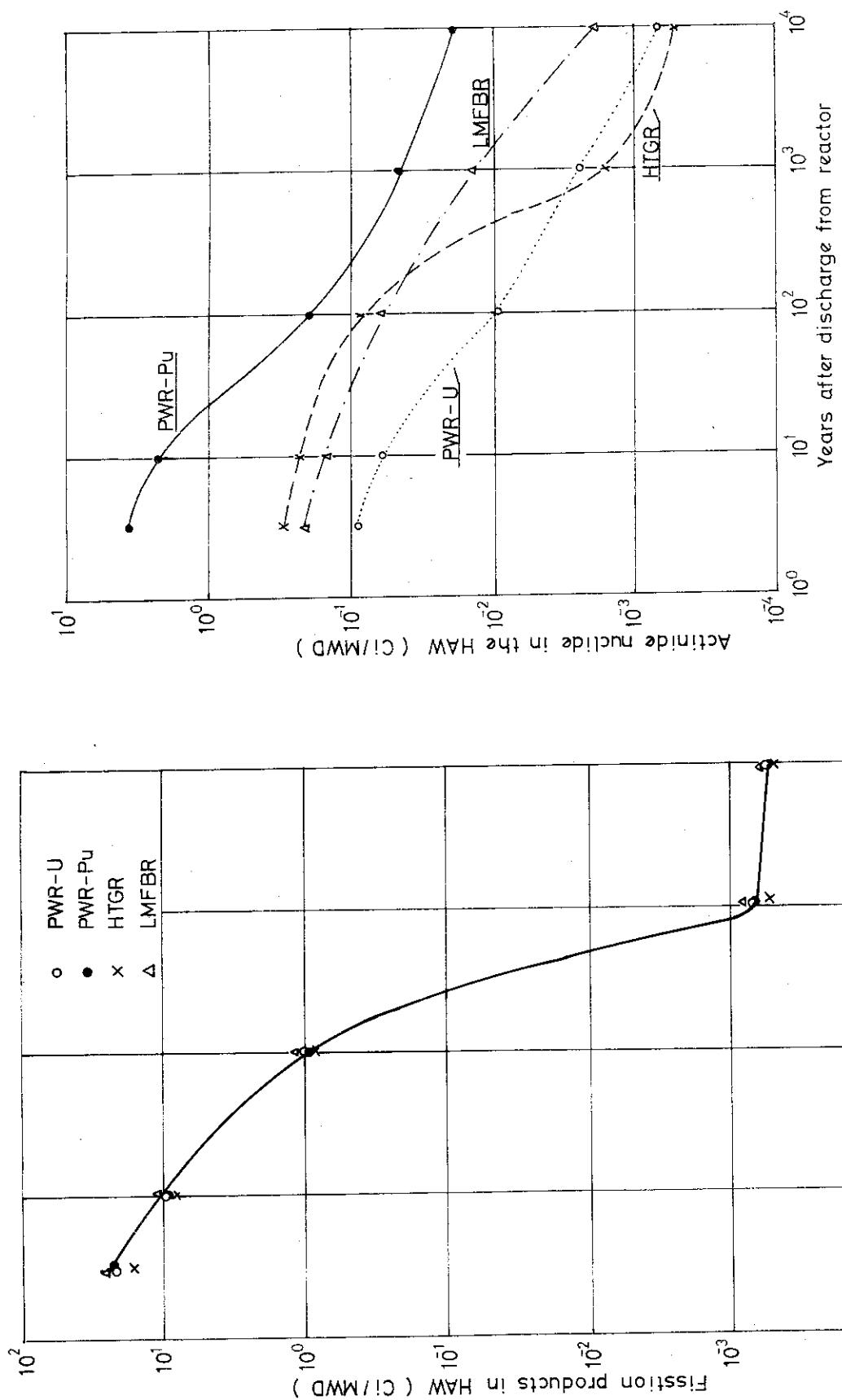
a : 10 CFR 20, Appendix B, Table II。

再処理までの冷却日数, b : 150日, c : 365日, d : 150日

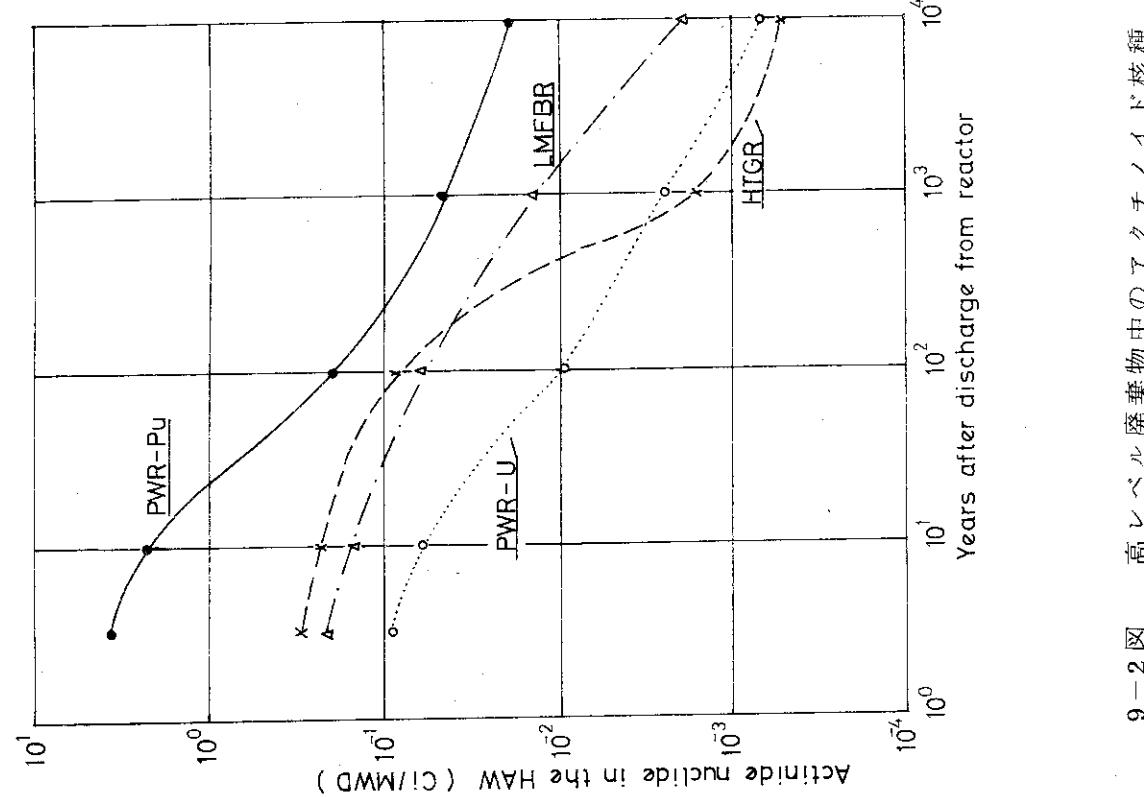
e : トリチウム, 希ガスの総てとハロゲンFPの99.9%は, 再処理中に分離したものと仮定。

f : 1.03 + 1.6は  $1.03 \times 10^{16}$ 。

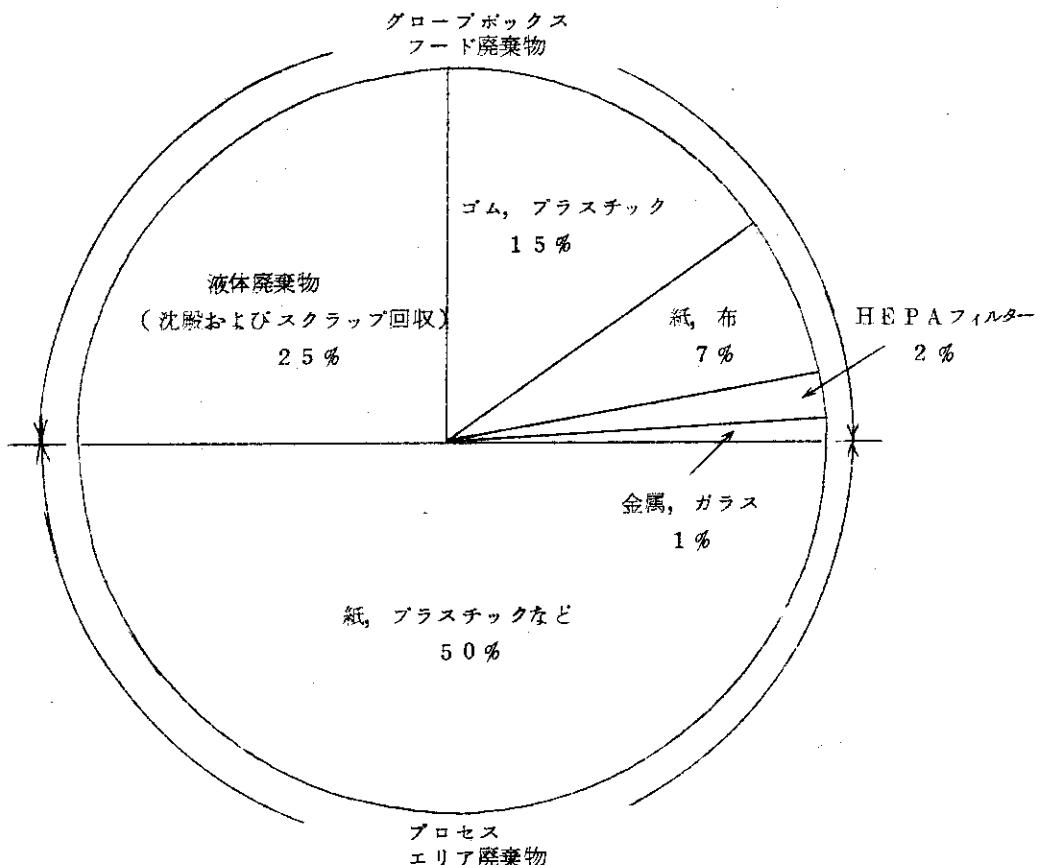
g : 再処理でU, Puの99.5%を除去した残りのアクチノイド全部。



9-1 図 高レベル廃棄物中のアクチノイド核種



9-2 図 高レベル廃棄物中のアクチノイド核種



全廃棄物量  $850\text{m}^3/\text{t}$ , Pu 取扱(未処理)

9-3図 プルトニウム混合酸化物燃料製造プラントからの  
廃棄物組成

## 10. 放射線防護

核燃料としてトリウムを使用した場合に考えられる放射線防護上の問題について考察する。

トリウム燃料は、ウラン燃料と異なりそれ自体には核分裂性核種を含まないが、<sup>232</sup>Thが中性子を捕獲して<sup>233</sup>Thとなり、<sup>233</sup>Thが崩壊して生成される<sup>233</sup>Uが核分裂を起す。しかし、放射線防護上は、核燃料にウランを使用する場合と比べ、本質的に異なる点は考えられない。

トリウムの採鉱、精錬、燃料の成型加工、原子炉での使用、使用済燃料の再処理と燃料の再加工および放射性廃棄物の処理、処分の各段階で、放射線防護上重要なのは原子炉以降である。

各段階での放射線防護上の問題、発生する気体、液体、固体廃棄物の性状や量は、施設やその運転条件で異なる。従って、高温ガス炉、溶融塩炉などを対象に開発が進められているトリウム燃料に関し、放射線防護上の問題を検討するには、現時点ではおのずから限界がある。トリウム燃料を高温ガス炉に使用するとき、放射線防護上何が問題となり、保健物理として何を先行して研究開発しておくべきかの観点からトリウム燃料の流れを追ってみるとこととする。

ちなみに米国の National HTGR fuel recycle development plan<sup>1)</sup>によると Safety and Environmental Impact Studiesは1974～1981年に実施する計画となっている。

### 10.1 採鉱、精錬と燃料製造

採鉱、精錬と燃料製造では、天然トリウムとその崩壊生成物の放射線防護を主に考えればよい。

一般に工業的な状況では、天然トリウムの危険性は、天然ウランの危険性に比べあまり大きくはないとして扱われている。しかし、計算と動物実験からは、天然トリウムは静脈注射されたときは、Puと同程度に危険であることが認められている。従って、天然トリウムの取扱いに対する放射線管理は、操業上実用可能である限り厳しく行われることになろう。

天然トリウム(<sup>232</sup>Th + <sup>228</sup>Th)の組成は、トリウムが分離されてからの時間によって変化するし、体内に摂取された場合、その量は全身計測では必要なレベルまで検出できない。代謝のデータは不十分であるので排泄物から体内量を算定すると誤差が大きくなる。従って、トリウムの取扱いには並行して内部被曝線量評価法の開発が必要となろう。

<sup>232</sup>Thの崩壊生成物である気体状の<sup>220</sup>Rn\*の存在が特に鉱山で問題となる。<sup>220</sup>Rnの危険性は、<sup>238</sup>Uの崩壊生成物である<sup>222</sup>Rn\*の危険性より少ないとされている。<sup>220</sup>Rnからの線量の大部分は、その崩壊生成物である<sup>212</sup>Pb(ThB)の自由イオンによるもので、その存在量は普通の空气中では、平衡量の1/2000であるとして空気中の許容濃度が計算されている点に注意しなければならない。

---

\* 娘核種の存在を考慮に入れている。

## 10.2 原子炉

トリウムを燃料とする高温ガス炉などもウランを燃料とする軽水炉などと同様に、環境へ放出される放射性物質は、放射線被曝を実用可能な限り低く押えるという、いわゆる A L A P の精神にのつとり管理されることになろう。

高温ガス炉は、冷却材が気体であることから軽水炉に比べ液体廃棄物は少ない。平常時運転で放出が考えられる主要な核種には<sup>3</sup>Hがある。<sup>3</sup>Hは核燃料の三分裂と原子炉を構成する材料(たとえば冷却に用いられるHeなど)の放射化によって生成される。<sup>3</sup>Hの環境への放出を規制値以内に制限することは、それほど困難ではないと考えられる。

大気中に放出される<sup>3</sup>Hの吸入による被曝線量の算定法は、一応確立されているといえるが、食物連鎖からの線量算定法については、算定精度の向上を図ることが要求されよう。

トリウム燃料を使用する原子炉では、燃料経済の点から<sup>233</sup>Uの生成量を多くする必要がある。このため炉心に装荷されるトリウムの量を増し、長期間照射することになる。燃料破損を考慮した防護対策を計画することになろう。

高温ガス炉で想定される事故の種類による米国のクラス分けを10-1表に示す。考えられる事故で、排除区域境界の個人に最大の線量を与えるのは、放射性ガスが貯蔵タンクから漏洩する場合であり、この時の線量は、規制値年500mremの20±10%と算定されている<sup>2)</sup>。

高温ガス炉の燃料に内蔵される放射性物質の種類と放射能の一例を10-2表、10-3表に示す。表はウラントリウム燃料サイクルのFort Sain Vrain炉\*(FSVR)について、平均燃焼度 $10^5$ MWd/t Th+U、照射期間6年、冷却期間180日として計算されたものである。一般に高温ガス炉燃料中に内蔵される放射性物質の種類や量は、FSVRの場合とほぼ同程度と考えることができる。<sup>3)</sup>

## 10.3 使用済燃料再処理

高温ガス炉で使われる燃料の再処理法は、現在開発中であり、世界的にその技術は確立していないので、再処理について放射線防護上の問題は、深く論ずることができない。

現在稼動している高温ガス炉は、いずれも被覆燃料粒子が用いられているため、燃料体中には減速材である多量の炭素が存在する。使用済燃料再処理では、最初の工程でこの炭素を除去することになる点が高温ガス炉燃料再処理の特徴である。燃焼によって炭素を除去すると大量のCO<sub>2</sub>が発生し、排ガスには、有害なCOや放射性気体が含まれてくる。従って、高温ガス炉の使用済燃料の再処理では、オフガス処理が重要な問題となる。

排ガスに含まれる主要な核種には、<sup>85</sup>Kr、<sup>3</sup>H、<sup>129</sup>I、<sup>131</sup>I、<sup>14</sup>Cおよび<sup>220</sup>Rnなどがある。

再処理施設にも当然のことながら、A L A Pの精神は適用される。再処理施設から環境へ放出される放射性物質の低減化対策は不可欠である。

ここでは一例としてNRTS(米)に設置が計画されている高温ガス炉用の燃料再処理施設の環境問題について文献3)に基づき述べる。この施設は1979年に稼動が予定され最初に

\* 電気出力33万kW、1974年2月臨界、コロラド州所在。

F S V R の燃料を 1979 年から 1980 年あるいは 1981 年まで処理、1980 年代半ばには必要となる商業用再処理施設建設のためのデータを提供することになっている。この施設の処理能力は最初の段階で、130 kg Th/day (12 Fuel element/day) である。

### (1) 気体廃棄物

この再処理施設からの気体廃棄物は、燃料の煅焼 (calcination) により生じるものが大部分で、その量は約  $6 \times 10^4 \text{ m}^3/\text{day}$  と考えられ、気体廃棄物中には、CO 2.6%, CO<sub>2</sub> 6.5%, N<sub>2</sub> 70%, O<sub>2</sub> 20%, 硝素酸化物 0.1% 等のほか少量の塵埃、放射性物質が含まれると計算されている。

排気中に含まれる放射性物質は、処理される燃料の燃焼度を最大としたとき、

<sup>85</sup>Kr 2.8 × 10<sup>6</sup> Ci/year (燃料に含まれる全量が放出されると仮定)

<sup>3</sup>H 1.1 × 10<sup>5</sup> Ci/year

<sup>129</sup>I 5.5 Ci/year (特別の除去装置はなく冷却は 180 日と仮定)

<sup>131</sup>I 8.7 Ci/year "

となる。敷地境界におけるそれぞれの核種の年平均濃度は 10-4 表に示すごとくである。

排気は、再処理施設の前置フィルター、2 段の HEPA\* フィルターで処理され、さらにバックアップ処理系であるガラス纖維の前置フィルターと HEPA フィルターで処理された後、75 m の煙突から放出される。気体状の放射性物質の除去は、今後の開発にまたねばならないが現在考えられている計画の概要は次のとくである。

<sup>3</sup>H は、触媒に酸化銅を使って酸化物とし、冷却後モレキュラーシープに捕集する。蒸気圧が低いときは、捕集効率を高めるためあらかじめ蒸気を追加する。モレキュラーシープに捕集された <sup>3</sup>H は、シープを加熱して排出させ凝縮器で捕集、固体の水素化物にして封入後貯蔵あるいは処分する。<sup>3</sup>H として販売することも考えられる。<sup>3</sup>H を水素化物にして固化する方法は、今後の開発にまたねばならない。

放射性ヨウ素は、その化合物を硝酸蒸気中で分解、元素状にして後加熱、酸化物にして捕集し、貯蔵あるいは処分する。この方法についても今後の開発にまたねばならない (10-1 図参照)。

より簡単な放射性ヨウ素の除去法としては、鉛ゼオライト、銀ゼオライトを用いることが考えられる (10-2 図参照)。

いずれの方法も除染係数 (DF) はヨウ素に対し 100 以上、<sup>3</sup>H に対し 10~100 が期待できる。

Kr の除去は KALC 法\*\* による。この方法は、排気をまず 20 気圧に圧縮、冷却し CO<sub>2</sub> を液化する。液体 CO<sub>2</sub> に Kr, Xe は吸収され、O<sub>2</sub>, N<sub>2</sub>, CO などはあまり吸収されない性質を利用したものである。液体 CO<sub>2</sub> に吸収された Kr は温度制御によって濃縮される。Kr の DF は 100 以上、濃縮係数 (CF) は 1,000 以上が期待できる (10-3 図参照)。濃縮された Kr の貯蔵法は、今後の開発にまたねばならない。

\* High-efficiency Particulate Air Filter.

\*\* Krypton Absorption by Liquid Carbon Dioxide.

## (2) 液体廃棄物

処理に使った廃液約 130 t/day は、煙突から水蒸気として放出する。約 1,000 t/day の冷却水は、180 m 深井戸に注入される。約 660 t/year の高レベル廃液は煅焼後貯蔵され、有機廃液は除染後焼却処理される。このほか 1.5 M の硝酸廃液が 100 t/year 位ある。

## (3) 固体廃棄物

固体廃棄物としては炭化硅素のハルや粉末などがある (80 kg/day 以下)。これらは除染後、封入され貯蔵あるいは処分される。煅焼処理された高レベル廃棄物は、最大で 20 m<sup>3</sup>/year 位となる。ステンレススチール製の容器に入れコンクリート造りの地下室に貯蔵する。

固体廃棄物処分に伴う長期間の環境への影響については別に評価する必要がある。

再処理施設建設のために今後開発しなければならない課題には、次のようなものが考えられる。

a) CO<sub>2</sub>, CO として環境に放出される <sup>14</sup>C の食物連鎖からの線量評価法。

大気中の <sup>14</sup>CO<sub>2</sub>, <sup>14</sup>CO が食物連鎖によってどの程度の線量を与えることになるかのデータは少ない。1つの計算<sup>4)</sup>では、吸入による線量の約 70 倍とされた。

b) <sup>3</sup>H の固定化法と長期貯蔵法

捕集された <sup>3</sup>H を同位体交換の少ない方法で固定化する必要性は、トリウム燃料の再処理で回収される <sup>3</sup>H に限られたことではない。しかし、使用済燃料中の <sup>3</sup>H は燃焼度が同じならばトリウム燃料の場合、軽元素の放射化によるものが含まれウラン燃料、プルトニウム燃料以上に多くの点を考慮すべきである。また 100 年のオーダーでの貯蔵法も考えねばならない。

c) その他

回収された <sup>85</sup>Kr の長期貯蔵法、<sup>129</sup>I, <sup>234</sup>U, アクチニドなど特に半減期の長い放射性核種の処分法の開発と、処分に伴う環境への影響評価の必要性は、核分裂炉共通の問題である。

## 10.4 燃料再加工

照射された燃料から <sup>233</sup>U を回収すると、この中には <sup>232</sup>U が含まれる。<sup>232</sup>U の崩壊生成物には、2.6 MeV の γ 線を放出する <sup>208</sup>Tl, 2.25 MeV の β 線を放出する <sup>212</sup>Bi, 気体状の <sup>220</sup>Rn などが存在する。

従って、リサイクル燃料の再加工は、その取扱量、照射時間、照射後の冷却時間にもよるが、放射線遮蔽、遠隔加工操作、エンクロージャ設備を必要とすることとなり、燃料の加工と再加工では、放射線防護上いちじるしい相異が生じる。

## 10.5 使用済燃料の輸送、貯蔵

高温ガス炉の使用済燃料は、原子炉施設での冷却期間が長いので使用済燃料の輸送、再処理施設での貯蔵においてウラン燃料、プルトニウム燃料の場合以上に困難な放射線防護上の問題はない。

## 10.6 まとめ

高温ガス炉で生成される放射性物質の種類と放射能の一例を10-2表、10-3表に示した。これらは、原子炉、再処理施設等で環境への放出低減化が行われても、人類の環境との関係がなくなったわけではない。

環境で拡散、希釈により処分できる放射性廃棄物は限られている。核変換による放射能消滅処理などがなされない限り、その大部分は半減期によって減衰するまでの間、短いものは時間のオーダから、長いものは100年、1,000年、万年あるいはそれ以上のオーダで人類の環境から隔離する必要がある。

放射性廃棄物の貯蔵と処分に伴い人類に与える長期的な被曝線量を算定、廃棄物、特に高レベル、長半減期のものについてその処理、処分に関する見通しを得ることが現在もっとも重要なことの一つと考える。

放射性廃棄物の処理、処分は、それぞれ国情に合致した方法によることであろうが、<sup>85</sup>Krの大気中への処分は、地球規模の汚染に連がるし、<sup>3</sup>Hの処分についても結局は地球規模の汚染を考えねばならない。半減期の非常に長いアクチニドなども広範囲の汚染を考慮すべきであろう。

高レベル廃棄物の処分に岩塩層が有望視されているが、自国に処分に適した岩塩層を所有する国は少ない。地球外、南極氷冠、深層地下などの処分も考えられているがこれらは一国が単独に行はべきことではないであろう。

国際的協調によって人類環境を保全することが重要と考える。低レベル固体廃棄物の深海投棄については、すでに国際的な合意が得られている。<sup>85</sup>Krの処理、処分については国際的に多くの意見が出されているが、次の点で共通している。①<sup>85</sup>Krの大気中への放出は国際的に規制すべきである。②1980年代の再処理施設には<sup>85</sup>Kr除去装置をつけるべきで、その頃までには<sup>85</sup>Kr捕集技術は十分確立する。

<sup>85</sup>Krの処分について国際的合意が得られる見通しは明るい。<sup>3</sup>Hについて、そして他の核種についても国際的協調のもとにその処理、処分が考えられてはじめて原子力平和利用の目的が達成できるのではないかと考える。

放射線被曝を実用可能な限り低く押えることは、公衆に対してのみならず、作業者に対しても必要なことである。放射能放出低減化に伴い作業者の被曝が増加することに対する対策も重要なところ。

原子力開発における放射線防護は、X線、ラジウムに対する約50年の経験をもとに始められ、今まで成功裏にその目的を達成してきた。原子力利用の拡大、技術の高度化に伴いさらに放射線防護技術を推進させる必要がある。安全確保は、問題を先取り、あらかじめ解決を図ることがその基本である。トリウム燃料を使用する高温ガス炉について放射線防護上考えられるいくつかの問題を指摘したが、不十分な点があることは十分考えられる。これらについては、今後の調査、研究に待ちたい。

参考文献

- 1) National HTGR Fuel Recycle Development Plan, ORNL-4702 (1973).
- 2) M.J.Kelly, S.S.Kirslis and R.G.West, The Environmental Impact of HTGR Steam Electric Power Stations, ANS Topical Meeting on Gas-Cooled Reactors, Gatlinburg (1974).
- 3) HTGR Fuel Reprocessing Facilities, Environmental Statement, WASH 1534 (1974).
- 4) P.Files, M.Laser and E.Merz, Emission of  $^{14}\text{C}$  from the HTR Reprocessing Plants, Waste Management Research Abstracts No.9, IAEA (1974).

10-1表 Classification of postulated accidents and occurrences [Kelly, M.J. et al, ANS Topical Meeting on Gas Cooled Reactors, Gatlinburg 1974.5]

Class	AEC description <sup>a</sup>	Examples
1	Trivial incidents	Small spills
2	Small releases outside containment	Minor tritium releases
3	Radioactive waste system failure	Radioactive waste tank failure
4	Fission products from primary system	Instrument line break, small pipe break, small liner failure, or venting of PCRV due to overpressurization
5	Fission products from primary system to secondary system	Reheater tube rupture
6	Refueling accident	None
7	Spent-fuel handling accident	Fuel cask drop
8	Accident initiation events considered in design-basis evaluation in the Safety Analysis Report	Rapid depressurization
9	Hypothetical sequence of failures Not considered more severe than Class 8	

<sup>a</sup>The accident descriptions given in Appendix D of 10 CFR Part 50 have been slightly modified to better suit gas-cooled reactor systems.

10-2 表 HEAVY ISOTOPE INVENTORY IN FSVR  
FUEL ELEMENT<sup>(a)</sup> [WASH-1534]

<u>Nuclide</u>	<u>Fissile Particles (Ci/element)</u>	<u>Fertile Particles (Ci/element)</u>	<u>Total (Ci/element)</u>
Ra-223	1(-7) <sup>[b]</sup>	2(-7)	2(-7)
Ra-224	3(-3)	5(-3)	8(-3)
Ra-225	2(-10)	2(-10)	5(-10)
Ra-226	1(-6)	2(-6)	3(-6)
Ra-228	4(-3)	7(-3)	1(-2)
Ac-227	5(-5)	8(-8)	1(-4)
Ac-228	4(-3)	7(-3)	1(-2)
Th-227	5(-5)	8(-5)	1(04)
Th-228	1(-1)	2(-1)	3(-1)
Th-229	6(-7)	9(-7)	1(-6)
Th-230	3(-4)	4(-4)	7(-4)
Th-232	4(-4)	7(-2)	1(-1)
Pa-230	2(-8)	4(-8)	4(-8)
Pa-231	8(-4)	1(-3)	2(-3)
Pa-233	1(3)	2(3)	3(3)
Pa-234	4(-2)	7(-2)	1(-1)
U-230	1(-7)	2(-7)	3(-7)
U-232	8(-1)	1	2
U-233	8(-1)	1	2
U-234	1(-1)	2(-1)	3(-1)
U-235	2(-4)	--	2(-4)
U-236	7(-3)	--	7(-3)
U-237	1(-4)	--	1(-4)
U-238	1(-5)	--	1(-5)
Pu-236	8(-2)	--	8(-2)
Pu-238	1(2)	--	1(2)
Pu-239	9(-2)	--	9(-2)
Pu-241	5(1)	--	5(1)
Pu-242	2(-3)	--	2(-3)
Pu-244	2(-10)	--	2(-10)
Am-241	9(-2)	--	9(-2)
Am-242m	6(-3)	--	6(-3)
Am-242	6(-3)	--	6(-3)
Am-243	4(-2)	--	4(-2)
Cm-242	2(1)	--	2(1)
Cm-243	1(-2)	--	1(-2)
Cm-244	6	--	6
Cm-245	5(-5)	--	5(-5)

[a] Based on 6 yr irradiation and 180 days cooling time. Some elements will not have been irradiated that long at processing time. 燃焼度  $10^5 \text{MWd}/\text{t Th} 4 \text{U}$

[b]  $1(-7)$  is equivalent to  $1 \times 10^{-7}$

10-3 表 RADIOACTIVE MATERIALS IN FSVR FUEL<sup>(a)</sup> (WASH-1534)

<u>Nuclide</u>	<u>Activity per Average Fuel Element</u>		
	<u>Fissile Particles (Ci/element)</u>	<u>Fertile Particles (Ci/element)</u>	<u>Total (Ci/element)</u>
H-3	8	4	2(1) <sup>[c]</sup>
C-14	7(-2) <sup>[b]</sup>	6(-2)	1 <sup>[d]</sup>
Se-79	2(-2)	1(-2)	3(-2)
Kr-85	3(2)	2(2)	5(2)
Rb-87	7(-7)	4(-7)	1(-6)
Sr-89	8(2)	9(2)	2(3)
Sr-90	2(3)	1(3)	3(3)
Y-90	2(3)	1(3)	3(3)
Y-91	1(3)	1(3)	2(3)
Zr-93	8(-2)	4(-2)	1(-1)
Zr-95	2(3)	2(3)	3(3)
Nb-95	3(3)	3(3)	6(3)
Tc-99	3(-1)	1(-1)	4(-1)
Ru-103	2(2)	1(2)	3(2)
Rh-103m	2(2)	1(2)	3(2)
Ru-106	5(2)	3(2)	7(2)
Rh-106	5(2)	3(2)	7(2)
Pd-107	5(-4)	2(-4)	7(-4)
Sn-120m	1(1)	1(1)	2(1)
Sb-125	4(1)	3(1)	7(1)
Te-125m	1(1)	9	2(1)
Sn-126	2(-2)	1(-2)	3(-2)
Sb-126m	2(-2)	1(-2)	3(-2)
Sb-126	2(-2)	1(-2)	3(-2)
Te-127m	2(2)	3(2)	5(2)
Te-127	2(2)	3(2)	5(2)
Te-129m	4(1)	4(1)	8(1)
Te-129	4(1)	4(1)	8(1)
I-129	8(-4)	6(-4)	1(-3)
I-131	1(-3)	1(-3)	2(-3)
Cs-134	4(1)	2(1)	6(1)
Cs-135	4(-2)	1(-2)	5(-2)
Cs-137	2(3)	1(3)	3(3)
Ba-137m	2(3)	1(3)	3(3)
Ba-140	6(-1)	6(-1)	1
La-140	7(-1)	6(-1)	1
Ca-141	3(2)	3(2)	5(2)
Pr-143	1	1	3
Ca-144	7(3)	6(3)	1(4)
Pr-144	7(3)	6(3)	1(4)
Nd-147	5(-2)	4(-2)	9(-2)
Pm-147	4(3)	2(3)	6(3)
Sm-151	5(1)	2(1)	7(1)
Eu-154	3	1	4
Eu-155	4(1)	3	4(1)

[a] Based on 6 yr irradiation and 180 days cooling time. Some elements will have been irradiated for shorter periods of time. 燃焼度  $10^5 \text{MWd}/\text{t Th}$  4U

[b]  $7(-2)$  is equivalent to  $7 \times 10^{-2}$ .

[c] H-3 total includes 10 Ci present outside of the fissile and fertile particles.

[d] C-14 total includes 0.9 Ci present outside of the fissile and fertile particles.

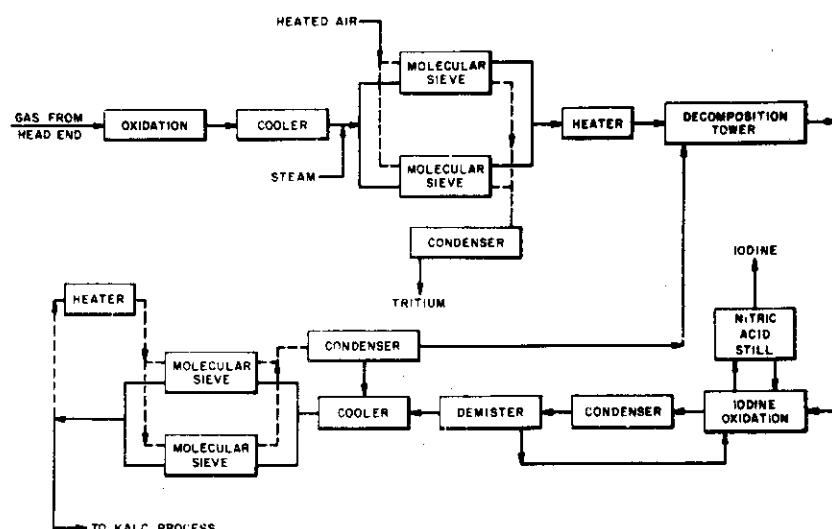
10-4 表 MAXIMUM ESTIMATED AIRBORNE RELEASES FROM THE HTGR REPROCESSING DEMONSTRATION (WASH-1534)

Constituent	NRTS boundary (a)(b) Concentration	Applicable Federal Regulation (b)
Carbon monoxide	$8.9 \times 10^{-4} \mu\text{g}/\text{m}^3$	$10 \mu\text{g}/\text{m}^3$
Sulfur oxides	$7.7 \times 10^{-3} \mu\text{g}/\text{m}^3$	$60 \mu\text{g}/\text{m}^3$
Nitrogen dioxide	$4.5 \times 10^{-2} \mu\text{g}/\text{m}^3$	$100 \mu\text{g}/\text{m}^3$
Particulates	$4.2 \times 10^{-7} \mu\text{g}/\text{m}^3$	$75 \mu\text{g}/\text{m}^3$
Carbon-14	$1 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{mL}$	$1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{mL}$
Krypton-85	$7 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{mL}$ (c)	$3 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{mL}$
Tritium	$2 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{mL}$ (c)	$2 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{mL}$
Iodine-129	$9 \times 10^{-15} \mu\text{Ci}/\text{mL}$ (c)	$2 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{mL}$
Iodine-131	$1 \times 10^{-14} \mu\text{Ci}/\text{mL}$ (c)	$1 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{mL}$

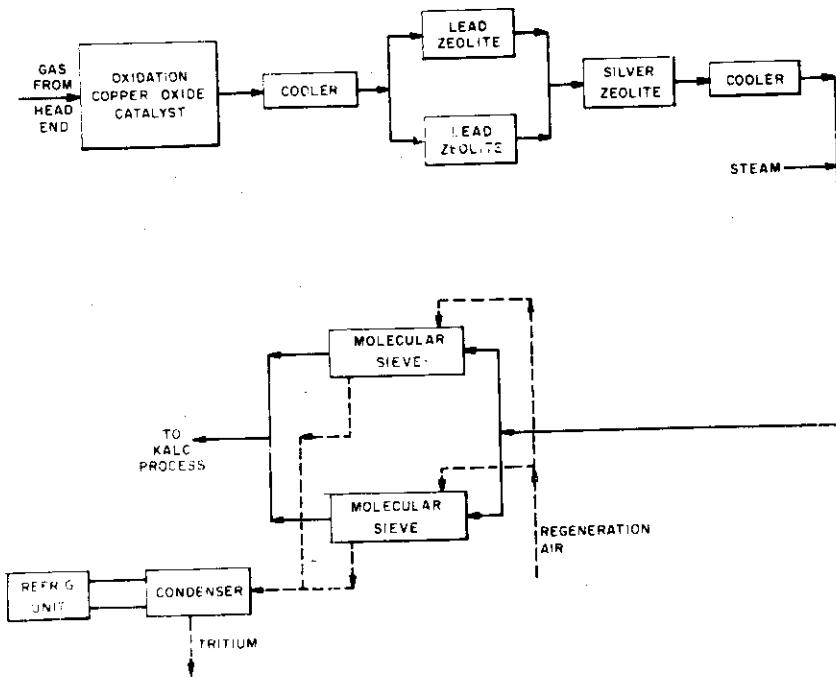
(a) Assumes a mean annual dilution factor of  $1.8 \times 10^{-6}$ . The above values show that atmospheric releases due to the HTGR fuel processing will not have a significant impact upon the environment.

(b) Average annual concentrations.

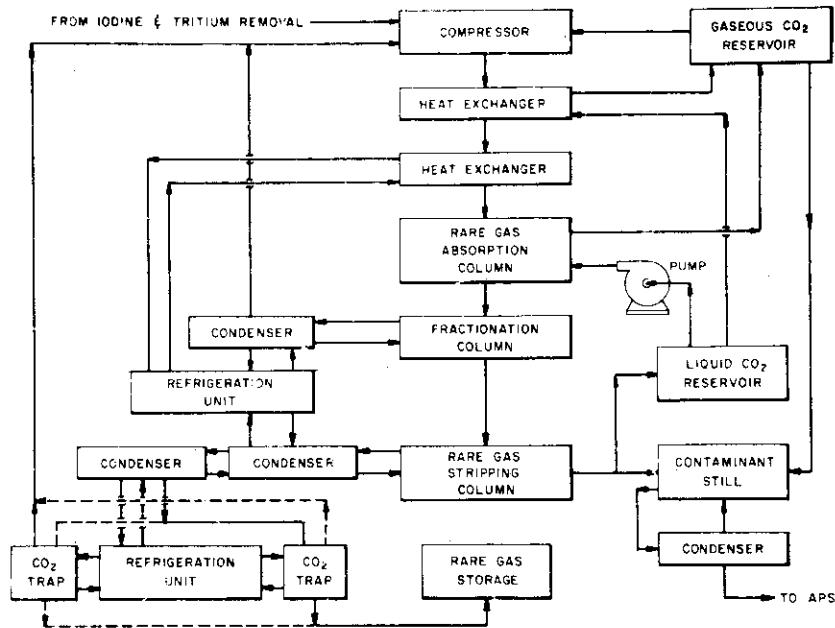
(c) Assumes off-gas cleanup system is not operational.



10-1 図 Schematic Flow Diagram of Tritium and Iodine Removal Process (WASH-1534)



10-2 図 Schematic Flow Diagram of Alternate Simplified Iodine and Tritium Process (WASH-1534)



10-3 図 Schematic Flow Diagram of KALC Process (WASH-1534)

## 11. 高温ガス冷却炉のストラテジー

### 11.1 まえがき

多目的高温ガス実験炉が、現在稼動あるいは将来稼動すると予想される各種の原子炉LWR, FBRなどの間にあって、どのような相対的な関係、役割を担っているか、原子炉設置の長期計画といった立場から論ずることにする。

### 11.2 これ迄の経過

リアクターストラテジーは1960年代初期頃から問題視されるようになり、研究課題としても取り上げられるようになった。

核分裂エネルギーをエネルギー源とする原子力発電炉は、その開発の意義を次のように考えていた。すなわち各国は豊富な化石燃料が供給される状況の下にありながら、それの潜在エネルギー総量の限界を認めて、さらに豊富な核エネルギーの利用を資源論の立場から認識し、原子力発電の重要性を認めその開発に多大の努力を傾注して來ていた。他方では、原子力発電の経済性は特に石油火力との比較に於て、ごく最近まで重要視され、その発電単価の在来火力との相対的位置に従って、原子力発電所の研究開発と設備の浮沈が見られた。原子力発電の評価が、以上に述べた資源論と経済性から論じられる時期から進んで、前述のように、1960年代初期には、黒鉛ガス冷却炉、LWR, HWR, 新型転換炉および高速増殖炉が開発段階に到ったが電力の需要を賄うためのこれら各種の原子炉の役割は、それぞれがユニークな特性を示した。そのため、その辺を考慮すると相互関連性が明確でなかった。そのような状況下に於てLWRの先行的開発と高速炉の開発との間には中間的原子炉が必要であるという考え方が出てくるに至った。このギャップを埋める原子炉としては、数あるうちから重水炉、スペクトルの比較的に便い原子炉さらには高温ガス冷却が候補として考えられるようになった。このような状態の下で、FBRに持たれた期待は、経済性は当然のことながら、根底にあるものは、ANLのDr Zinnの提唱以来の資源論的な観点に立つ増殖時間である。従ってFBRについては増殖時間を短縮することに最大の努力が注がれて來た。さらに1960年代後半には1940年に推測された埋蔵量より遙かに多くUが埋蔵されていることが知られて來たにも拘らず、FBRの増殖時間を短かくする努力がなされてきた。このような考え方は、USSRでも発展を見せ、種々の議論を後に、あるFBRが運転され、それによってPuが生成され、Puの蓄積の結果もう一基のFBRが運転されるので、初期炉心に必要なPu量Mooreとし、出来上ったFBRの容量をPBとすると、

$$\frac{dP_B}{dt} \approx \frac{1}{Moore}, \quad Moore = \frac{Q}{b}$$

と大ざっぱにいえる。ここでbはFBRの発熱割合Mwth/Kgfissである。ということで、FBRが出来上って行く速さを決めるのは、BRを増殖比とするときのb×(BR-1)ではなくって來てしまった。

ただし、このようなFBRの増加のみを資源論的に要求する考え方は、再処理を含めたそれ

の実現性や、熱中性子炉が建設稼動される現実から、熱中性子炉とFBRとを組合せた解析モデルを作り、天然ウランの消費量、必要とする分離作業、さらに再処理を含めた燃料サイクルとこれらのタイミングを勘案し、費用対効果比も配慮して、それらをまとめた1960年代のストラテジーが議論された<sup>(1)(2)</sup>。

それは以下のようにまとめられる。

- I) 西暦2000年代迄に西欧諸国で消費される天然ウラン量は $4\sim6\times10^6\text{ton}$ 程度であろう。これはLWRによるものであるので天然ウランの消費は、それの続く限り増加する。
- II) LWRとFBRとの組合せが考慮されると、西暦2000年迄に、FBRの導入時期にもよるが、天然ウランの消費量が $3\sim4\times10^6\text{ton}$ 程度になる。
- III) FBRに炭化物燃料が実現すると、時期に問題があるが明らかに分離作業量を減少さす。
- IV) プルトニウム生産量の高いATR、重水炉は、FBRの初期炉心燃料の供給とその導入を早めるのに役立つ。
- V) 西暦2000年迄の発電所の建設は、その50%がFBRであり、その後は90%がFBRになる。

そこで、この1960年代のリアクターストラテジーについて、現時点で評価してみると、

- a) 核分裂エネルギーは電力発生のみを対称している。
- b) 原子力発電は経済ベースで検討されるので、化石燃料に遅れることはありうる。
- c) FBRの実現には、LWRからのPu供給が律速することになる。
- d) 燃料サイクルは、再処理を含めて総べて理論的な予測に乗る。
- e) 経済成長はそのままいまの路線を進むとする。
- f) 発電所再処理工場の建設運転は何らの支障なく計画通り進むことと考える。

などで、種々の問題があるにしても、各観情勢の変化に伴ってストラテジーも変化することになりうる。

1960年代の後期以降の段階で、情勢の変化が急激であった、それは

- a) 米国、ドイツ、日本に於てはLWRの発電容量が急速に増加し、1980年代には150GW程度になると推定される。
- b) LWRの開発に対して、FBRの開発が遅れ、それが商業ベースになるのは1990年代と期待されている。
- c) 原油の価格が急激に上昇しつつあり、1バーレル当たり10ドルを越えるに到った。
- d) しかし、化石燃料は何れは枯渇すると考えるのは妥当であるが、その時期には異論がある。
- e) 現在みられる限界のない経済成長は、もはや到底期待出来ない。
- f) 従って核エネルギーを電力以外に利用することは、是非実現させなければならないエネルギー事情となつた。

以上的情勢を勘案し、今後のエネルギー問題に対応することに努めなければならない。そこで、化石燃料以外のエネルギーに脱脚するには、核分裂、核融合、太陽熱、合成天然ガスと地熱エネルギーに依存する以外はないが、当面はその量からいって核分裂エネルギーに依存せざるを得ない。その場合これ迄の核エネルギーを電気エネルギーに転換するという方向だけを考えるを得ない。

えることは出来ない、というのは我が国に於て消費される総エネルギーの20%余だけが電気エネルギーとして供給されているに過ぎないからである。ここで核エネルギーの供給の割合をさらに増加させるためには、核エネルギーをHTGRによって高温で供給して、利用される領域を化学産業その他に広げる以外はない。そこでHTGRからの1000°Cの熱媒体を用いて、熱化学反応によって水素を製造したり、石炭を液化したりしてクリーンエネルギー源をうることは有意義なことになる。

### 11.3 新しいリニアクターシステム

先にも述べたようにFBRはその増殖率を特徴として、それによって生産された<sup>239</sup>Puにより、さらにFBRを建設するのではなく、LWRとFBRとの組合せにより、LWRによって生産される<sup>239</sup>Puの消費炉とするシステム構成が成り立ち、そのシステムの中での資源論的なオプティマイゼーションを保つことが出来ることは明白である。

しかし、最近のエネルギー事情から上述のように、核エネルギーの多目的利用のためにHTGRの導入は不可避である。従って上述のLWR-FBRシステムにHTGRを加えたLWR-FBR-HTGRシステムを考慮する必要がある。

P.Fortescue<sup>(3)</sup>は、上述のようにFBRの増殖利得を核分裂性物質の増加に利用するのではなくて、<sup>233</sup>Uの供給に利用する可能性を指摘している。ということはFBRには2つの活用の仕方があることになる。すなわちもう1つはFBRの半径方向ブランケットでU-233の生産を行い、FBR自身はPuのサイクルによって運転されることである。すなわち炉心と軸方向ブランケットの増殖率は1に保つことにある。炉心およびブランケット領域でのPu、Th燃料の配分方法は他にもある。

この組合せでは、もはやFBRは倍増することなく、FBRの1基は、それによって生成される<sup>233</sup>Uによって、1基のHTGRを定常的に運転させることができることになる。このような定常状態になって、あるリニアクターシステムからさらにもう1基の原子炉を、生産される核分裂性物質によって建設することのないという状態が出来上る。この状態においては、<sup>238</sup>UやThといった天然に豊富に産出する元素が燃料として消費され、資源論的に見ても優れたりアクターシステムを形成することとなる。

以上述べてきたリニアクターシステムを図によって説明すると、11-1図は現在から近い将来を含めたLWR-FBRシステムで、濃縮ウラン製造のための分離作業を含んでいる。この分離作業によって製造される濃縮ウランはLWRに、<sup>238</sup>UはFBRに供給され、LWRによって製造される<sup>239</sup>Puは同じくFBRに供給されることになる。LWRからの熱輸送媒体（冷却材）温度は300°C程度で、FBRからのそれは600°C前後でやや熱汚染少く、何れも電気に転換される。

11-2図はLWR-FBR-HTGRの平常状態のリニアクターシステムで、11-1図のリニアクターシステムにHTGRが導入されたものである。ここではTh資源の活用がシステムに導入され、資源論からの意義はなお保たれている。しかも核エネルギーの多目的利用がHTGRからの1,000°C熱媒体供給によって可能になると共に、その熱効率の高さから熱汚染は低減されている。これらの点、すなわち、Ⅰ) 資源のオプティマイゼーション、Ⅱ) 発生核エネルギー

一利用のオプティマイゼーション、Ⅲ) 放射能、熱汚染の低減という3つの点を具備している点からも将来のあるべき姿であろう。

しかし、このシステムもLWRからFBR元の<sup>239</sup>Puの供給があることおよび濃縮ウランの分離作業を含んでいるので、前記システムが3特徴点を有しているのにも拘らず、もう一步の進展が望まれる。11-3 図には、分離作業と再処理作業(LWR→FBR用<sup>239</sup>Pu)を除き、しかもFBRにU<sup>N</sup>を供給するシステムを示してある。これが最終的なシステムと考えられる。なお、このシステムの2次エネルギーのOut Putも今後の進展して行く社会の要望に合致していると考えられる。

ただここで問題点となることがある。

最終的な核分裂エネルギーを利用するリニアクターシステムは、理解出来たが、その段階に到る transient の時期をどう対処するかである。

この transient 状態の様相には化石燃料によるエネルギー供給がどのような変遷過程を歩むかである。米国、ドイツ、英国および日本は何れもエネルギー多消費国であるが、何れもそのエネルギー供給の種類とその割合が違い、さらにエネルギー消費領域とその割合が違うために、その国情によって transient 過程は明らかに違ってくる。

現時点では、LWR自体の安全性が疑問視されても、LWRは実証された原子炉システムとして建設運転されるであろう。他の原子炉システムが同程度に実証される迄に、LWRは可成数が建設運転されるであろう。したがってそれは西暦2000年を越えても建設される可能性がある。

西暦2000年に入れば、核融合エネルギーの利用が実現する見透しも出てくる。その場合には、核融合炉を上記リニアクターシステムの中に取り入れて、さらにクリーンなエネルギー・システムとそれによるクリーンエネルギーを実現することが可能になる<sup>(4)</sup>。

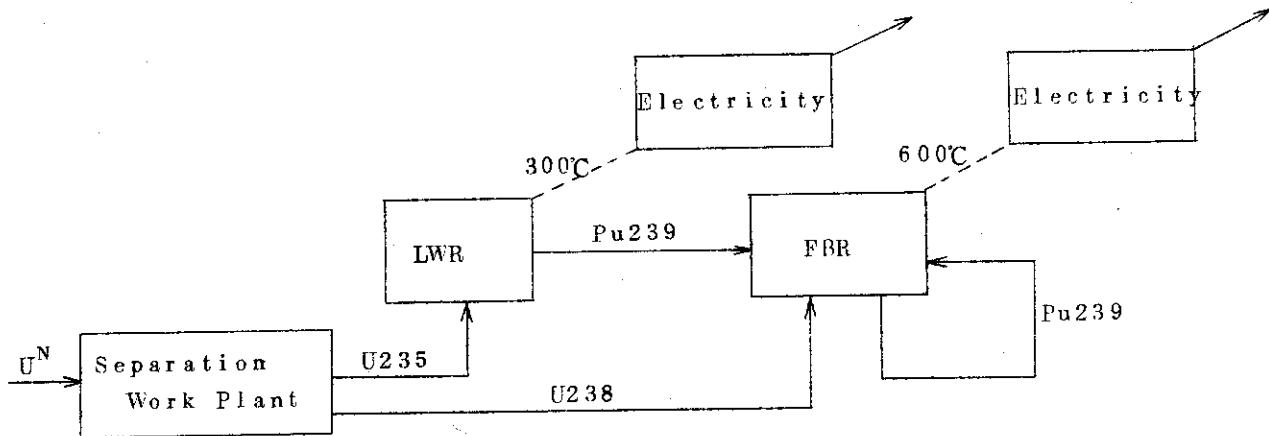
LWRによる電力の供給に始まる核分裂エネルギー利用システムが、LWR-FBR、LWR-FBR-HTGRについてはFBR-HTGRに変る。その変化を現在社会の需要エネルギー形態が電力と化石燃料から変って行く様子を、Per Capitaエネルギーと人口増加を仮定して示す、モデルがHatifileによって作成された。それによって計算された結果を11-4 図に示してある。終局的にはFBRとHTGRから供給される電力と水素は同一量のエネルギーとなることを示している。

#### 11.4 まとめ

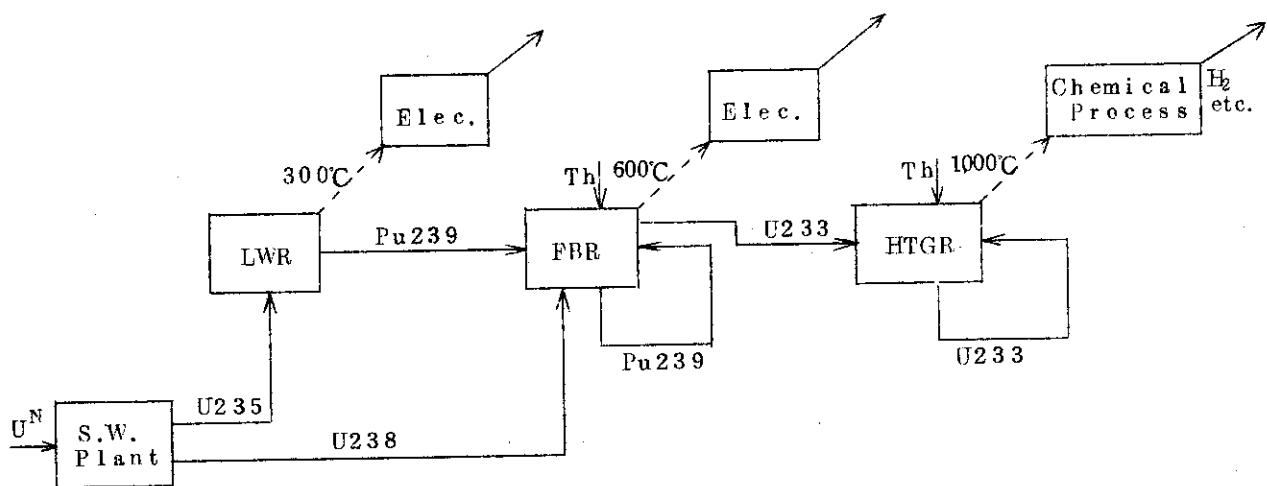
以上の説明によって、HTGRが今後のエネルギー供給問題の中で、どのような位置にあるか理解することが出来よう。ここで述べているHTGRは出口温度1,000°Cであるので、多目的高温ガス炉ということが出来る。この実証された多目的高温ガス炉が完成されるステップとして、当然なことであるが、多目的高温ガス実験炉の段階がある。この実験炉は、その出口温度が現在の商業用発電炉のそれよりも高いことなどのため、1) 多目的利用開発実証試験、2) 耐高温の燃料材料の照射試験および、3) 高温ガス冷却炉のシステム安全性を目的として、設置、運転されなければならない。このようにして実証されたHTGRが、既に述べたリニアクターシステムの中に投入されなければならぬことは明白であり、そのようにあるべきであろう。

参考文献

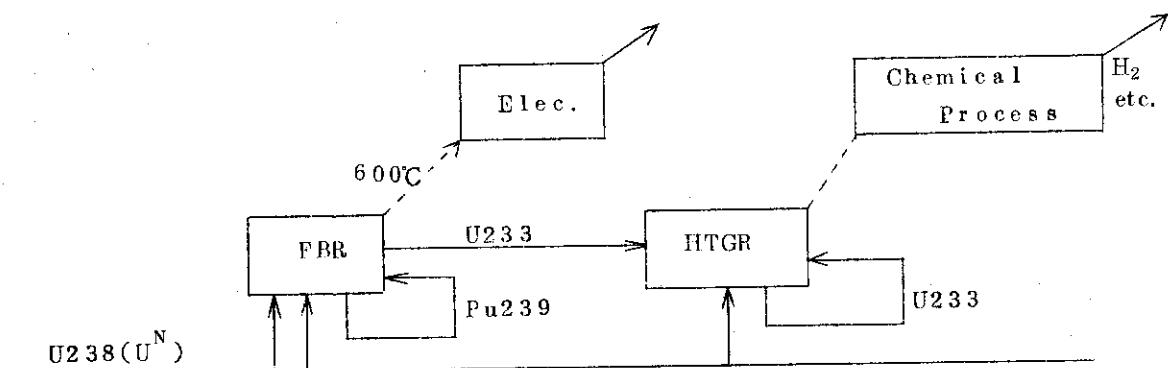
- 1) W.B.Lewis : How much of the rocks and ocean for power ? Exploiting the Uranium-Thorium-Fission Cycle DM-72 , AECL-1916 (1964) .
- 2) J.J.Went : Considerations for a long term development for the use of fissionenergy and the consequence of presently developed power reactor , Nukleonik 6 , No.5 (1964) .
- 3) P.Fortescue : A reactor sterategy : FBR 's and HTGR 's , Nuclear News , April 1972 , vol. 15 , No. 4.
- 4) H.Murata : A Foundation Setting on Long-Term Strategy for Nuclear Power Development in Japan , (Submitted to Annals of Nuclear Science and Engineering).



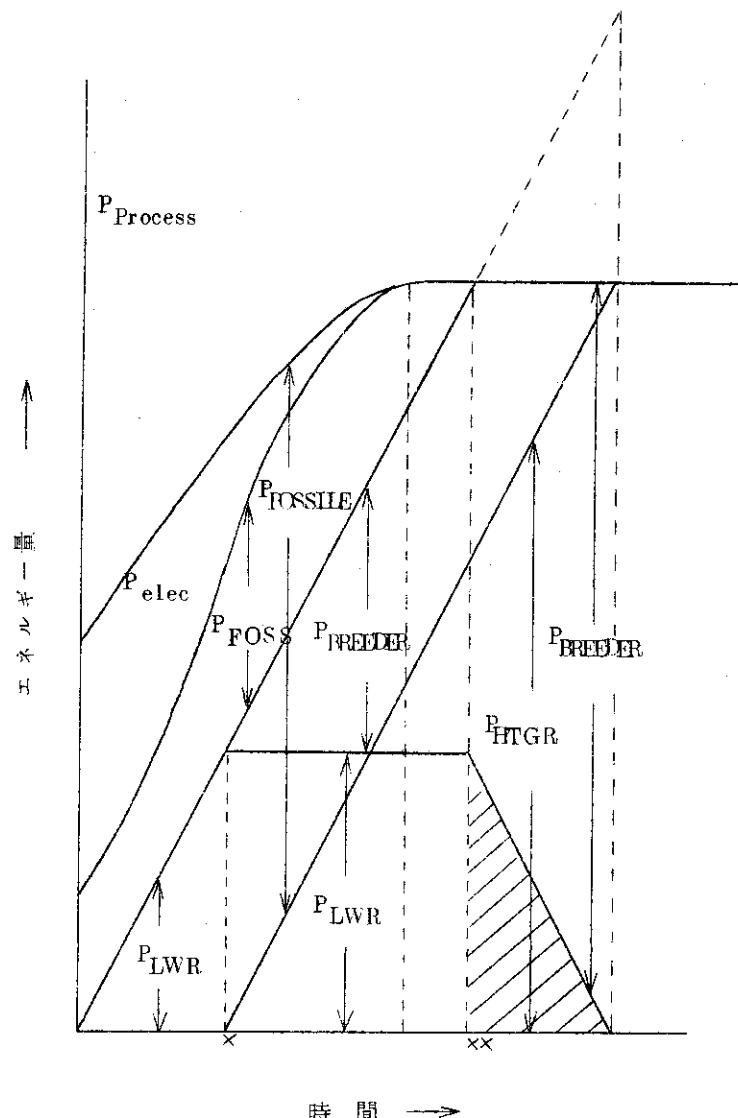
11-1図 LWR-FBRシステム



11-2図 LWR-FBR-HTGRシステム



11-3図 FBR-HTGRシステム



11-4図 Hafele氏のエネルギー供給モデル

## 資料

## 海外におけるトリウム燃料研究開発のプログラム

## 1. 概 論

トリウム燃料サイクルの研究開発は、高温ガス炉用燃料を中心に海外で続行されているが、しかし、研究開発のプログラムを比較的明らかに示している国は、アメリカを除いて見あたらない。ウラン系燃料サイクルの中に、トリウム系燃料サイクルを取りこむことに対して、各国は各国自身の事情を考慮して、ほぼ次のような態度をとっている。

## (1) アメリカ

後で詳しく述べるように、国立研究機関におけるトリウム燃料サイクルの研究開発は、再処理および再加工技術を含めて、1980年半ばまでには確立されるべきものとし、その経験や知見を、GA社が計画中の商用再処理プラント（1985年稼動）の設計・建設に投入する。そのため、ORNLに建設中のTURFの完成を促進させ、1979年にはその稼動を実現させる。

## (2) イギリス

イギリスは、当面トリウム燃料サイクルの導入には消極的な態度をとっている。その理由は大方次のようなものである。

- ・イギリスでトリウム燃料サイクルを採用することは、他の炉体系の組み合せとその確立に大きな影響を与える、それらに与えるマイナス面は無視できない。

- ・トリウム燃料サイクル導入の場合、再処理および再加工プロセスの確立に莫大な投資をしなければならず、現在および近い将来でもそれは不可能である。

- ・イギリスにおける詳細な計算によると、トリウム燃料サイクルの場合よりも、低濃縮ウラン燃料サイクルの場合の方が、低い燃料サイクル費を与えている（高温ガス炉を利用する場合）。

- ・トリウム燃料サイクルには、そのなかの工程に技術安全上、まだ未解決な部分がある。

- ・したがって、イギリスは、高温ガス炉開発には関心をもつが、その燃料は低濃縮ウランとし、1990年以降、欧州においてトリウム燃料サイクル施設が確立された時点で、トリウム燃料に切りかえてよいとの意向をもっている。

## (3) フランス

フランスは、GA社とのライセンス協定に基づき、トリウム燃料を使用する高温ガス炉の開発に取り組んでいるが、トリウム燃料サイクル開発に対するフランス独自のプログラムはまだ確定していない。高温ガス炉では、トリウム燃料の採用が、その燃料サイクル費を低下させるものと観測している。なお、トリウム燃料の再処理は、マルクール再処理工場に、head-end processとしての付属設備を接合することにより、1990年以降において可能となるものと予見している。これが、欧州におけるトリウム燃料再処理工場の中核となるとみている関係者も多い。

## (4) 西ドイツ

西ドイツは、AVR-THTR路線を通じ一貫してトリウム燃料の研究開発に取り組んでいるが、再処理、再加工プロセスを含むトリウム燃料サイクル全般の確立にはまだ不十分な所が多い。

くみられる。ちなみに、西ドイツにおける姿勢は、原子炉の建設・稼動が最優先であり、それにつづく再処理、再加工には時期的に多少のゆとりがある——との考えに基づいているようすに推測される。しかしながら、イギリス、フランスの2国とも、西ドイツの動向には強い関心をはらっており、欧洲におけるトリウム燃料サイクルの確立には、西ドイツ——フランス——イギリスの協力が欠かせないものと観測している。

さて、ここでは、その動向が比較的明らかにされているアメリカの開発プログラムを紹介することにする。

## 2. アメリカにおけるトリウム燃料サイクル施設の現状と計画

Fort St. Vrain炉の商業運転が間近かになるに及んでAECはHTGRの燃料サイクル技術の開発を促進させはじめた。1975会計年度における予算は、2つのデモンストレーション計画、すなわち、① Idaho のNRTS(National Reactor Testing Station)における再処理プラント建設(建設費3,000万ドル)、および② ORNLにおける再加工プラント建設(建設費1,000万ドル)——の促進に重点的に投入されている。これらのプラント完成のほか、AECは、HTGR開発プログラムおよびトリウム燃料利用プログラムを支援すべき運転資金の倍増(1974会計年度における1,250万ドルから、1975会計年度における2,080万ドルへの増額)を議会に要請している。

Fort St. Vrain炉の初装荷燃料の一部が同炉から排出される時期は1975年の夏と想定されており、また、Peach Bottom炉の最終燃料の排出は1974年末とみられている。さらに、Delmarva P&L社のSummit 1号および2号、Philadelphia Electric社のFulton 1号および2号は近くAECの安全審査を通過するものと予想されているほか、Southern California Edison社のVidal 1号および2号も1974年の9月にはAECの安全審査にかかるものと観測されている。このように、HTGRとその燃料サイクルを中心としてアメリカの事情は緊迫したものになってきた。

第1表は、アメリカ(AECおよびGA社)に現存し、あるいは計画されているHTGR燃料サイクル施設の内容と、開発プログラムを示すものである。

## 3. アメリカにおけるHTGR燃料サイクル開発プログラム

アメリカでは、1970年からスタートしたNational HTGR Fuel Recycle Development program planがあり、それは毎年改訂されて、近い将来におけるHTGR燃料サイクルの確立に指針を与えている。

このプログラムは、次の4項目に大別されて進められている。

- ① 燃料再処理技術の開発(Task 100)
- ② 再加工技術の開発(Task 200)
- ③ リサイクル燃料の照射とその評価試験(Task 300)
- ④ 燃料サイクルのシステム分析(Task 400)

各分野における重要な課題は、HTGR燃料サイクル施設のdesign criteria, standards

および procedure に関するものである。

(1) プログラム日程と予算

第2表は、1970会計年度から、1981会計年度(Recycle fuel pilot plantが運転開始され、また、Commercial recycle plantの概念設計が完結する時期)までの日程を示すものである。

研究開発および諸施設の建設に投入される資金は次のようである。

・研究開発費(1983会計年度までの累計)

\$ 7 2,5 0 0,0 0 0

・建設のための投資(諸装置の建設費およびパイロットプラント運転に必要な諸施設の改造成費)

\$ 4 0,0 0 0,0 0 0

・以上合計

\$ 11 2,5 0 0,0 0 0

第3表は、上記した研究開発費と建設費(いずれも予算)との年次別ブレーダウンを示すものである。なお、建設費のうち、\$3 0,0 0 0,0 0 0 は再処理パイロットプラント建設にかかるもの、残りの\$1 0,0 0 0,0 0 0 は再加工パイロットプラント建設にかかるものである。このような予算要求とスケジュールは、「再処理パイロットプラントおよび再加工パイロットプラントのホット運転期間を1979年から1980会計年度までの2年間」としたことから出てきたものである。

商用HTGRの運転時期に対する予測は、遅くとも、「1984～1985年時点における商用燃料サイクル施設の確立」を要請している。しかしながら、このNational HTGR Fuel Recycling programでは、商業的に十分な能力をもつ燃料サイクル施設を提供しうる時期は1987会計年度と予測される。このギャップ問題については、商用リサイクル施設の予備設計と、リサイクル・デモンストレーション・パイロットプラントの運転時期とを相互にオーバーラップさせ、商用リサイクル施設の運転開始時期をできるだけ早めることで、解決させることができるとAEC関係者は確信している。

(2) 燃料再処理技術の開発(Task 100 - Fuel reprocessing development)

この開発課題は、さらに次のように、2つの重要な副題に分別されている。

Subtask 110 (Reprocessing development)

このtaskにおける研究開発テーマは次の9項目である。

- ① Burner feed preparation(燃焼操作によって燃料を黒鉛から分離しやすいように、予め黒鉛燃料体を解碎処理しておく操作)。
- ② Burner technology(黒鉛材の燃焼、燃料からの分離)。
- ③ Burner ash handling(浸漬法による<sup>235</sup>Uと<sup>233</sup>Uとの分離)。
- ④ Alternate methods for maintaining separation of <sup>233</sup>U and <sup>235</sup>U。
- ⑤ Fuel dissolution
- ⑥ Scrap recycle
- ⑦ Off-gas handling and decontamination

## (8) Waste treatment and disposal

## (9) Solvent extraction processing.

Subtask 120 (Reprocessing pilot plant demonstration)

一般の化学工業の経験から、パイロットプラントの規模は将来の商用工場規模の5～10%以上でなければならないという判断に基づいて、「この再処理パイロットプラントの1日当たりの処理量は、Fort St. Vrain炉燃料の約10燃料要素相当分」ととられている。このパイロットプラントは数年間にわたり間けつ運転されるが、その実動期間（100%稼動として）は連続運転数か月に相当している。

このSubtask 120は、装置設計、建設、コールドおよびホット運転、廃棄物処理・処分、プロセス開発、それにas-low-as practicable指針の実現などを目標に進められることになっている。主要な工程は、使用済み燃料の解碎と、流動床による燃料の燃焼操作である。

なお、Subtask 120では、<sup>233</sup>Uをトリウム燃料から分離精製するAcid thorium solvent extractionプロセスの適用性についてもデモンストレートすることになっている。これは、ICPP(Idaho Chemical processing plant)の建家Cpp-640に所在するHead-end pilot plant systems(遠隔操作のホットセル施設)機能を若干変更したものになる可能性が強く、建家Cpp-601およびCpp-602のなかに設置される計画である。そのプラント規模は、約10 kg <sup>233</sup>U/day相当とされている。

## (3) 再加工技術の開発 (Task 200 - Refabrication development)

この開発課題も、次のように、2つの重要な副題に分別されている。

Subtask 210 (Refabrication process development)

このSubtaskにおける研究開発テーマは次の6項目である。

- ① Sol preparation(硝酸トリウムと硝酸ウランとをアミン抽出によってそれぞれの酸化物に変換させる)。
- ② Microsphere preparation(上記工程で得られたゾルを脱水して、酸化物の微小球状とする)。
- ③ Microsphere coating
- ④ Fuel rod fabrication
- ⑤ Fuel element assembly
- ⑥ Recycle of off-specification material

Subtask 220 (Refabrication pilot plant demonstration)

この副題は、Subtask 120の場合と同様に、装置設計、建設、コールドおよびホット運転、廃棄物処理・処分、プロセス開発などを目標に進められている。主要な工程は、硝酸ウラン(<sup>233</sup>U)のゾル状物質への変換、ゾルーゲル操作によるトリアおよびウラニアゾルの微小球への変換、微小球の被覆、それに続く被覆燃料粒子、黒鉛片および結合剤の混合と燃料棒への成型、完成燃料体の製作からなっている。本パイロットプラントの規模は、商用プラント規模のほぼ5%とされており、その設置はORNLのTURF施設の内に予定されている。

## (4) リサイクル燃料の照射とその評価試験 (Task 300 - Recycle fuel irradiations and examinations)

この開発課題は、次のように、4つの重要な副題に分別されていへる。

#### Subtask 301 (Capsule irradiation tests)

この副題は、開発中の燃料粒子および燃料棒の、材料試験炉による小規模照射を対象としている。

#### Subtask 302 (Peach Bottom irradiation tests)

HTGR リサイクル燃料に対して予期される燃料製造法および運転条件に出来るだけ近似させた特製燃料を、Peach Bottom 炉において照射する計画である。

#### Subtask 303 (Large-scale recycle element irradiation test)

再加工技術の適用性を実証するために、2個の実物大燃料要素（ただし  $^{233}\text{U}$  ではなく  $^{235}\text{U}$ ）を照射する計画である。あわせて燃料要素のパフォーマンスも追求する。

#### Subtask 304 (Refabricated fuel irradiation tests)

再加工パイロットプラントで製造されたリサイクル燃料要素（ $^{233}\text{U}$ ）を実際に照射する計画である。この試験が、本プログラムの最終目標となる。

#### (5) 燃料サイクルのシステム分析 (Task 400 - Fuel cycle systems analyses)

このシステム分析における第一の目的は、本プログラムで開発した諸種の技術が、商用燃料リサイクルプラントに對しても有用なものであるか否かを判断することにある。分析を通じて得られた重要な知見は、商用プラントを対象とした開発課題に反映されるほか、次の3つの副題に対しても有効に生かされるものである。

#### Subtask 410 (Engineering and economic studies)

このSubtaskにおける研究開発テーマは次の4項目で、それぞれ1980会計年度には完結される予定となっている。

- ① Process evaluation (開発の方向性を指示するほか、設計に必要なデータを評価する)。
- ② Fuel shipping methods and costs。
- ③ Irradiated fuel storage (必要な貯蔵期間、規模、形状、および貯蔵サイトの配置)。
- ④ Waste management and by-product recovery。

#### Subtask 420 (Conceptual design of Commercial recycle plant)

この副題は、本開発プログラムの結果が、将来の商用プラント設計に有用な知見をもたらしているか否かを最終的にチェックするために、設けられたものである。この概念設計では、プラントのレイアウト、装置およびシステムの設計、さらに設計報告書の作成がなされることになっている。

#### Subtask 430 (Collection and organization of information and data)

とくに、プラントの安全性と環境問題を中心にこの副題が設けられている。すなわち、多くのTaskあるいはSubtaskから得られた情報やデータに基づき、安全性および環境保全性を判断するもので、事故解析、核物質保障問題のほか、排出物管理についても研究することになっている。

## HTGR Fuel Cycle Facilities in Existence or Planned - AEC and GA

Name	Function	Location	Startup	Capacity
1. Pilot fuel fabrication facility	Make all Peach Bottom 1 and Fort St. Vrain fuel	Sorrento Valley area of GA, La Jolla	1961	Now equivalent of 2 1,100-Mwe-unit cores per year; pilot line for #4
2. Temporary fuel storage facility	Holding Peach Bottom 1 first core	NRTS, Idaho	1970	1 core
3. Irradiated fuel storage facility	Hold P.B. 1 second core and Fort St. Vrain fuel until #6 completed	NRTS, Idaho	Apr. 74	2,560 fuel blocks*
4. HTGR Fuel Fabrication Plant	Produce reload fuel for Fort St. Vrain and fuel for all newer HTGR's	Youngsville, N.C. (20 mi. north of Raleigh)	1978	6 large cores/year, expandable
5. Developmental head-end reprocessing line	Test head-end systems for #6	GA, La Jolla	1973	pilot-plant scale
6. Reprocessing pilot plant	Demonstrate processes to be used in #8	NRTS, Idaho	1979	pilot-plant scale
7. Refabrication pilot plant	Demonstrate processes to be used in #8 for hot refabrication of recycled U-233	TUFCDF, ORNL	1979	pilot-plant scale
8. Reprocessing plant	Reprocess and refabricate HTGR fuel	Site under study, probably in central Mississippi basin area	Jan. 85	Reprocess 50,000/yr. graphite hex blocks, fabricate 20,000/yr. recycled-fuel hex blocks†

\* For comparison, Fort St. Vrain core comprises 1,462 blocks  
 † Meet annual needs of 50 large HTGR's

## 資料

第2表 Summary of HTGR Fuel Recycle Development Program Schedule

	Fiscal Year	1970	1971	1972	1973	1974	1975	1976	1977	1978	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985
	Calendar Year	1970	1971	1972	1973	1974	1975	1976	1977	1978	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985
<b>FUEL REPROCESSING DEVELOPMENT</b>																	
Process Development and Reprocessing Pilot Plant Design																	
Reprocessing Pilot Plant Equipment Fabrication, Installation, and Cold Operational Testing																	
Reprocessing Pilot Plant Hot Demonstration																	
<b>REFABRICATION DEVELOPMENT</b>																	
Process Development and Refabrication Pilot Plant Design																	
Refabrication Pilot Plant Equipment Fabrication, Installation, and Cold Operational Testing																	
Refabrication Pilot Plant Hot Demonstration																	
<b>RECYCLE FUEL IRRADIATIONS AND EXAMINATIONS</b>																	
Capsule Irradiation Tests and Peach Bottom Irradiation Tests																	
Large-Scale Recycle Element Tests																	
Refabricated Fuel Irradiation Tests																	
<b>FUEL RECYCLE SYSTEMS ANALYSES</b>																	
Engineering and Economic Studies																	
Commercial Plant Conceptual Design																	
Safety and Environmental Impact Studies																	
<b>COMMERCIAL RECYCLE FACILITIES</b>																	
Design and Construction - Spent Fuel Storage Facility																	
Design and Construction - Fuel Recycle Plant																	

## 資料

第3表 Summary of Total Costs of HTGR Fuel Recycle  
Development Program

Task Title	Cost, \$1,000, for Each Fiscal Year									Total Manpower and Material		
	1970 through 1972	1973	1974	1975	1976	1977	1978	1979	1980			
Fuel Reprocessing Development	2,777	2,177	3,512	4,511	3,865	2,770	1,940	1,955	1,285	400	0	0
Fuel Refabrication Development	2,983	859	2,105	3,659	5,038	5,240	5,390	4,050	4,050	1,650	0	0
Recycle Fuel Irradiations and Examinations	366	155	435	610	532	455	450	450	350	350	295	4,748
Fuel Cycle Systems Analyses	233	286	562	750	1,050	1,470	1,065	735	860	525	0	0
● Total Research and Development Budget	6,359	3,477	6,614	9,530	10,485	9,935	8,845	7,190	6,545	2,925	300	295
● Total Construction Budget	0	0	0	6,000	15,000	13,000	6,000	0	0	0	0	40,000
Total Program Budget	6,359	3,477	6,614	15,530	25,485	22,935	14,845	7,190	6,545	2,925	300	295
												112,500