

1-10 トリウム燃料サイクル

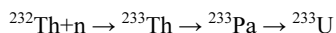
1. はじめに

近年、トリウム燃料サイクルへの関心が高まってきており、そのことを示す数値データがトムソン・ロイター提供の学術データベースWeb of Scienceに見られる。第1図に、Web of Science上にある“thorium fuel”をトピックスとして含む学術論文の発表年ごとの数を示した。1961年にはじめて“thorium fuel”に関する論文が発表されて以降、2014年6月5日の検索日までに延べ172報の論文が発表されている。この数字は率直に言って大きいものではない。例えば、“MOX fuel”または“mixed oxide fuel”をキーワードとして検索すると907報の論文が、“zircaloy”だと2797報の論文が、それぞれヒットする。とはいえ、注目すべきは過去十年間での発表論文数の増加であり、とりわけ2011年以降の増加は顕著である。また、興味深いことに、1977年と1978年は前後十年間の中で突出して多い発表論文数となっている。なお、国別の発表論文数をみると、米国35報、日本17報、インド12報、トルコ11報、英国・フランス・ロシア各10報、カナダ・中国各8報、ドイツ・韓国各7報と続く。

2. トリウム燃料サイクルの特徴

トリウム燃料サイクルは、以下のような一般的な特徴を有する。

天然ウラン中には、約0.7%の核分裂性の ^{235}U が含まれているが、天然トリウム中には核分裂性の核種は存在せず、唯一の天然同位体である ^{232}Th は核分裂しない。ここに、トリウム燃料サイクルの最大の特徴がある。では、何が核分裂するのか。それは、以下の核反応で ^{232}Th から生成する ^{233}U である。



^{232}Th の中性子捕獲反応で生成した ^{233}Th は半減期22.3分で β^- 崩壊して ^{233}Pa になり、 ^{233}Pa は半減期26.97日で β^- 崩壊して ^{233}U になる。つまり、 ^{232}Th は、新たな核分裂性核種である ^{233}U を生み出す親物質としての役割を担う。これは

ウラン-プルトニウムサイクル中の ^{238}U と ^{239}Pu の関係によく似ている。ところが、上記核反応を起こすためには、中性子源としての火種となる核分裂性核種が必要となる。この火種としては、通常 ^{235}U や ^{239}Pu が想定されている。つまり、トリウム燃料は、酸化物、金属、熔融塩といった化学形は何であれ、それ自身では燃料としては機能せず、必ず、トリウム燃料サイクルをまわすための火種となる ^{235}U や ^{239}Pu 、あるいは、 ^{232}Th から生成した ^{233}U を燃料中に相当数含有しなければならない。この点は、後述するトリウム燃料の物性に大きな影響を及ぼす。

3. トリウム燃料サイクルの利点と課題

トリウム燃料サイクルは、以下のような利点と課題を有する¹⁾。

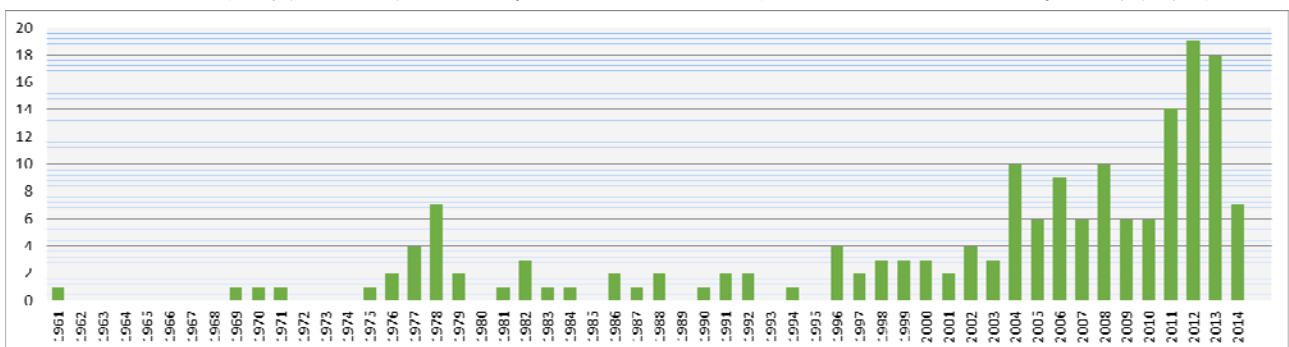
まず、利点としては、以下の6点が挙げられる。

① 豊富な資源量

トリウムはウランと比べて3～4倍の資源量があり、かつ資源の偏在が少なく、多くの国において広く採取可能であるといわれている。トリウムは希土類元素を豊富に含むモナザイト中に多く存在していることから、最近では、希土類元素生産の副産物としてのトリウム資源が注目されている²⁾。逆に、仮にトリウム燃料サイクルが軌道にのることがあれば、トリウム生産の副産物として希土類元素が採れるといういい方もできる。

② 高い環境適合性

ここでいう環境適合性とは、兵器級あるいは一般グレードのプルトニウムの活用性と、燃料サイクルにおけるマイナーアクチニド（MA）の生成量あるいは消滅量に相当する指標である。つまり、環境適合性が高いということは、プルトニウムやMAの生成量が小さい、あるいは消滅量が大きいということを意味する。前述の通り、トリウム燃料サイクルをまわすためには火種となる核分裂性核種が必要であるが、これに余剰プルトニウムを積極的に利用するという考えがある。また、長期間にわた



第1図 “thorium fuel”をトピックに含む学術論文数、横軸：論文発表年、縦軸：発表論文数

(ソース：Web of Science、検索日：2014年6月5日)

って強い放射性毒性を持つMAの生成は ^{238}U — ^{239}Pu サイクルの重大な問題点であるが、 ^{232}Th — ^{233}U サイクルではMAの生成量は本質的に少ない。この特徴は、プルトニウムやMAの消滅処理炉のための燃料としてトリウム燃料を利用する際、大いに生かされる。

③ ^{232}Th と ^{233}U の熱中性子領域での優れた核的特性

^{232}Th の熱中性子吸収断面積（7.4 barns）は、 ^{238}U （2.7 barns）のほぼ3倍である。そのため、熱中性子炉において、 ^{233}U を生み出す ^{232}Th は ^{239}Pu を生み出す ^{238}U よりもすぐれた親物質になる。

一方、 ^{233}U の吸収中性子あたりの放出中性子の数（中性子再生率： η ）は、 ^{235}U や ^{239}Pu と比べて大きい。その値は、広い中性子エネルギー領域下で2を超える。したがって、高速中性子領域においてのみ増殖可能な ^{238}U — ^{239}Pu サイクルと比べて、 ^{232}Th — ^{233}U サイクルは高速中性子領域のみならず熱中性子領域においても増殖炉が実現できる可能性を秘めている。

④ 二酸化トリウム（ ThO_2 ）の優れた燃料特性

トリウム燃料サイクルにおいて酸化物燃料を採用するとなれば、その化学形態は二酸化トリウム（ ThO_2 ）である。 ThO_2 は二酸化ウラン（ UO_2 ）と比べて高い化学的安定性と高い放射線への耐久性を有する。加えて、 ThO_2 ベース燃料からの核分裂生成物の放出率は、 UO_2 燃料と比べて約一桁低い。さらに、 ThO_2 は UO_2 よりも優れた燃料物性、具体的には、高い熱伝導率と低い熱膨張率を示す。

（第2図）これらのことから、炉内において、 ThO_2 ベース燃料は UO_2 燃料あるいは混合酸化物（MOX）燃料よりも、優れた燃料挙動をとることが予想される。また、前述の通り、 ThO_2 は不活性で UO_2 のように容易に酸化されないため、ワンスルー利用の場合、使用済み ThO_2 燃料の中間貯蔵や最終処分時において、燃料の酸化への対応を簡略化できるという利点もある。

⑤ 高い核不拡散性

トリウム燃料及びトリウム燃料サイクルには、高い核不拡散性が本来備わっている。これは、 ^{233}U の(n,2n)反応により生成する半減期68.9年の ^{232}U と、その崩壊系列にある短半減期核種である ^{212}Bi や ^{208}Tl による。つまり、 ^{232}U 、 ^{212}Bi 、 ^{208}Tl などが非常に強い γ 線を放出し、それゆえ燃料のハンドリングを悪くしたり、逆に検知性を高めたりする。このことは、 γ 線を殆ど放出しないプルトニウム燃料と比べて対照的である。また、核兵器への転用が可能な ^{233}U の単独分離を防ぐための方策が簡単である（少量の ^{238}U を燃料に添加するだけでよい）という利点もある。

⑥ ワンスルー利用に適した特性

②に記したように、 ^{232}Th — ^{233}U サイクルにおいては中性子源として用いたプルトニウムの増殖を抑えることができるので、 ^{238}U — ^{239}Pu サイクルと比較してより効率的にプルトニウムを燃焼させることができる。また、ワンスルー利用後のトリウム燃料中には強い γ 線を放出する ^{232}U が含まれており、保管される使用済み燃料へのアクセスが制限されるため、高い核不拡散性が確保される。

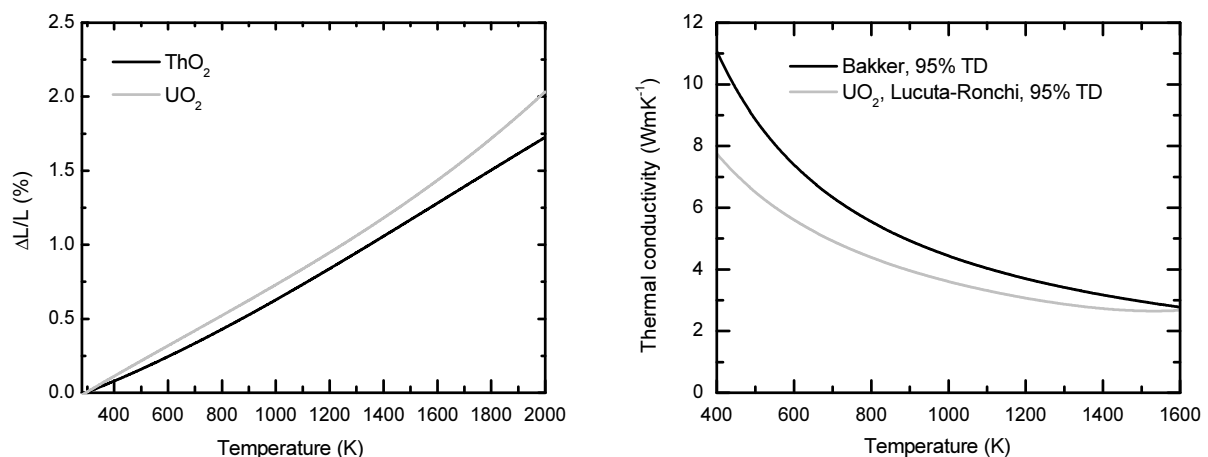
次に、課題としては、以下の5点が挙げられる。

① 高密度酸化物燃料ペレット作製の困難さ

ThO_2 の融点（3270 °C）は UO_2 の融点（2860 °C）と比べてかなり高い。ゆえに高密度の ThO_2 及び ThO_2 ベース混合酸化物燃料ペレットを作製するためには、2000 °C以上ともいわれる非常に高い焼結温度が必要である。また、より低温で所望の密度の燃料ペレットを作製するためには、 CaO 、 MgO 、 Nb_2O_5 等の適切な焼結助剤を加える必要がある。

② 硝酸への難溶解性

ThO_2 及び ThO_2 ベース混合酸化物燃料は、 UO_2 及びMOX燃料とは異なり硝酸中で不活性であり、容易に溶解しない。ゆえに、再処理の際、燃料を溶解するにあたっては、硝酸に少量のフッ酸を添加することが求められる。しか



第2図 ThO_2 と UO_2 の熱膨張（左）と熱伝導率（右）

データの出典は、Y. S. Touloukian et al., Thermal Expansion Nonmetallic Solids; IFI/Plenum: New York, 1970.; K. Bakker et al., J. Nucl. Mater. 250 (1997) 1-12.; J. J. Carbajo et al., J. Nucl. Mater. 299 (2001) 181-198.

し、このことは、再処理プラントのステンレス製の機器や配管の腐食の主要因となる。

このトリウム燃料再処理に係る一連の流れを、THOREXプロセスという。使用済み ThO_2 及び ThO_2 ベース混合酸化物燃料は、THOREX reagentと称される試薬を用いて溶解される。この試薬の組成は、一般的には、 $13\text{ M HNO}_3 + 0.03 \sim 0.05\text{ M F}^- + 0.1\text{ M Al}^{3+}$ とされている³⁾。フッ化物イオンとアルミニウムイオンは、通常、フッ酸と硝酸アルミニウムの形態で添加される。アルミニウムイオンを添加する目的は、フッ化物イオンをアルミニウムイオンと錯形成させてマスキングし、フッ化物イオンによる再処理プラント機器の腐食を防ぐことにある。トリウム燃料再処理に関する研究は継続的に行われており、最近では、 $(\text{U,Th})\text{O}_2$ 燃料の溶解特性に及ぼす化学組成や微細組織の影響が詳細に研究されている⁴⁾。

③ ^{232}U 及びその崩壊系列核種からの高 γ 線（高い核不拡散性の対極事象）

照射されたトリウム燃料中には、多量の ^{232}U とその崩壊核種である短半減期の ^{212}Bi や ^{208}Tl が存在し、これらは非常に強い γ 線を放出する。そのため、回収した燃料をリサイクルし再利用する際には、厳重に遮蔽を施したホットセル内での遠隔・自動操作が必要となり、再処理コストが上昇する。

④ 中間生成物としての ^{233}Pa

^{232}Th から ^{233}U への変換過程において中間生成物として存在する ^{233}Pa の半減期は26.97日である。これは、 ^{238}U から ^{239}Pu への変換過程において存在する ^{239}Np の半減期（2.35日）と比べて比較的長い。また、 Pa は再処理過程において核分裂生成物である希土類元素と行動を共にする傾向が強い。したがって、再処理過程において ^{233}U をロスなく回収するためには、核分裂生成物が含まれる使用済み燃料廃液から Pa を分離することが重要である。なお、冷却期間を十分にとって ^{233}Pa から ^{233}U への変換を完了させることができる場合は、上記の限りではない。

⑤ 燃料物性、燃料挙動に関する情報の少なさ

トリウム燃料の物性や照射挙動といった基礎的なデータベースは限られる。トリウム燃料及びトリウム燃料サイクルを商業利用していくためには、これらの充足が必要不可欠である。

4. トリウム燃料サイクルを議論するうえでの注意点

トリウム燃料サイクルを議論するうえで、とりわけ利点を議論するうえで考慮すべき資源的観点と燃料物性の観点からの注意点を以下に記す。

① トリウム資源の利点を述べる際、埋蔵量だけに帰着させて良いか？

一般にトリウムはウランよりも資源が豊富であるといわれており、これがトリウム燃料サイクルの一つの利点として取り上げられているが、これには注意が必要であ

る。第1表に、トリウム（Th）とウラン（U）の国別の確認埋蔵量を示す。情報源によってこの種の数値にはばらつきがあるが、ここでは最新かつ最も確からしいと思われるものを示す。トリウムについては2014年の、ウランについては2013年のデータである。

トリウムについては、米国、豪州を中心に、確認可採埋蔵量は約140万トンであるとされている。一方、ウランについては、採掘コストが40 $\$/\text{kgU}$ 以下の場合は約50万トンであり、確かにトリウムの三分の一程度の埋蔵量となるが、採掘コストを80 $\$/\text{kgU}$ とした場合、埋蔵量は200万トンを超える。加えて、トリウムは米国で多く採掘できるのに対し、ウランは米国では殆ど採掘されていないことも注目すべき点である。

第1表 トリウム（Th）とウラン（U）の確認埋蔵量
（単位：t、Thは2014年の、Uは2013年のデータ）

国名	Th (2014)	U (2013)	
		< 40 $\$/\text{kgU}$	< 80 $\$/\text{kgU}$
米国	440,000	0	39,100
豪州	410,000	N/A	961,500
ブラジル	16,000	137,900	155,700
カナダ	100,000	237,900	292,500
インド	290,000	0	0
南ア共和国	35,000	0	96,400
カザフスタン	N/A	17,400	244,900
中国	N/A	45,800	88,500
ウズベキスタン	N/A	46,600	46,600
ウクライナ	N/A	2,800	44,600
ロシア	N/A	0	11,800
その他	109,000	5,500	33,200
合計	1,400,000	493,900	2,014,800

出典：U.S. Geological Survey (USGS) Minerals Information (Th); World Information Service on Energy (WISE) Uranium Project (U)

（注）N/Aはnot applicableの略で、「該当なし」を意味する。

つまり、トリウムの埋蔵量が豊富であることは確かであるが、それをウランの埋蔵量と直接比較することは妥当ではない。実際、ウランの採掘コストを上げるとその埋蔵量は増加し、トリウムの埋蔵量とされている数値を超える。また、採掘コストを度外視して埋蔵量という観点で極論を言えば、海中には莫大な量のウランが存在することも事実である。

トリウムの資源的価値を述べる際には、単に埋蔵量という言葉のみに帰着させるのではなく、むしろ、以下の点においてトリウム燃料サイクルの利点とすべきであろう。

- ・トリウムはウランと比べて採掘が容易で安価な資源が豊富に存在すること。
- ・近年需要が高まっている希土類元素の副産物として

産出できる可能性があること。

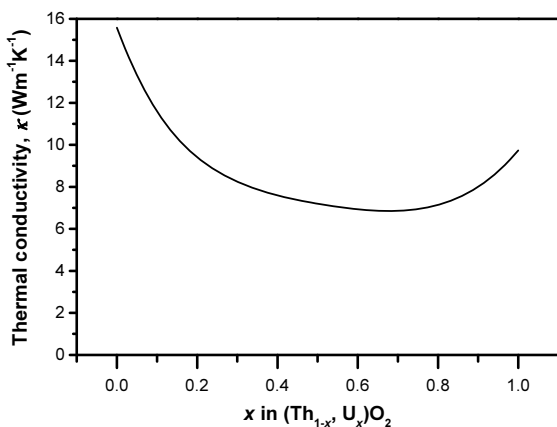
- ・ウラン資源は特定の国に偏在していることに対して、トリウム資源は各国に広範に分布していること。(特に米国で多く採掘できる可能性があること。)

② トリウム酸化物燃料の熱伝導率は本当に高いといえるのか？

トリウム酸化物燃料の利点の一つに、 ThO_2 の熱伝導率が UO_2 のそれよりも高いことがしばしば挙げられる。このことは正しくもあり間違っている。つまり、第2図に示した通り、室温付近においては、 ThO_2 (約 $15 \text{ Wm}^{-1}\text{K}^{-1}$) は UO_2 (約 $10 \text{ Wm}^{-1}\text{K}^{-1}$) よりも明らかに高い熱伝導率を示す。しかし、運転中の炉内環境に近い高温域においては両者の熱伝導率はほぼ同等であることが解る。

一方、2.でも述べた通り、トリウム燃料サイクルの最大の特徴は、トリウム自身が核分裂しないことである。このことは、燃焼前の燃料の初期状態として、トリウムをウランあるいはプルトニウムといった核分裂性元素と共存させる必要があることを意味している。つまり、酸化物燃料を想定した場合、その燃料組成は、 ThO_2 単体ではなく、必ず $(\text{Th,U})\text{O}_2$ や $(\text{Th,Pu})\text{O}_2$ といった固溶体にならざるを得ない。

一般に、酸化物燃料のような絶縁体の場合、固溶体の格子熱伝導率は、固溶体を構成する成分の熱伝導率よりも低くなる。これは、絶縁体中での熱のキャリアとなるフォノンが、置換サイトの元素と置換する元素間 (つまり、ここではトリウムとウラン) の質量差や原子半径差に起因する結晶の歪みによって散乱されることに起因している。第3図に、室温における $(\text{Th,U})\text{O}_2$ 固溶体の熱伝導率の組成 (この場合は Th/U 比) への依存性を示す。固溶体の熱伝導率は両端の構成物質の熱伝導率よりも小さくなっていることが解る。つまり、実際に ThO_2 を燃料として使用する際は、 ThO_2 に UO_2 や PuO_2 を固溶した燃料としなければならないので、 ThO_2 の持つ高い熱伝導率という有利な点を活かしきれない。



第3図 室温における $(\text{Th,U})\text{O}_2$ 固溶体の熱伝導率の組成 (この場合は Th/U 比) 依存性

ThO_2 の熱伝導率が UO_2 よりも (室温付近において) 高いということは事実であるが、それが燃料としての利点に直結しないということに注意を払うべきである。実際に燃料がさらされるような高温域では、 ThO_2 と UO_2 の熱伝導率は同程度であり、そもそも ThO_2 を燃料として使用する際には ThO_2 に UO_2 や PuO_2 を固溶する必要があるもので、熱伝導率はさらに低下する。

5. トリウム利用原子炉

以上のような特徴 (利点、課題、注意点) を持ったトリウム燃料であるが、その利用が検討されている原子炉の型は多岐にわたる。原子炉とそこで用いられるトリウム燃料の形態に焦点を絞って、特徴を以下に概説する。まとめるにあたっては、トリウム燃料サイクルに関するいくつかの総説等^{2,3,5,6)}を参考にした。

軽水炉におけるトリウム燃料利用に関しては、歴史的には、米国のShippingport加圧水型炉の稼働が重要な研究成果として認知されている。ここでは、燃料として $(\text{Th,U})\text{O}_2$ が用いられており、熱中性子炉において ^{233}U の増殖が実証されている。最近では、同じく米国において、原子力研究イニシアチブ (NERI) として軽水炉でのトリウム燃料の適用に関する研究が実施されており、そこでは $(\text{Th,U})\text{O}_2$ 燃料を装荷したワンススルー加圧水型軽水炉等が検討されている。また、近年では、欧州において軽水炉におけるトリウム燃料の利用が注目されており、ハルゲン炉での $(\text{Th,Pu})\text{O}_2$ 燃料の照射研究等が検討されている。

高速中性子環境下では、 ^{233}U と ^{232}Th の核的特性は ^{239}Pu と ^{238}U の核的特性と比べて明確な優位点を有しないため (むしろ劣るとされている)、熱中性子環境下と比べると高速中性子環境下におけるトリウム利用の利点はそれほど明確ではない。そのため、高速炉におけるトリウム利用の研究実績は軽水炉と比べると格段に少ない。ただし、インドでは独自のトリウム燃料サイクルが検討されており、そこでは、通常のMOX燃料、つまり $(\text{U,Pu})\text{O}_2$ を炉心燃料として、ブランケット燃料に ThO_2 を用いる高速増殖炉が検討されている。

重水炉におけるトリウム利用に関しては、CANDU炉における利用が代表的である。特に中国では、CANDU炉の燃料バンドルの一部を ThO_2 燃料とする技術開発に数年前から乗り出している。また、高速炉と同様、重水炉に関しても、インドにおいて独自の研究開発が進められており、そこでは、 ThO_2 燃料バンドルを初期炉心に装荷して出力平坦化を狙った重水炉 (PHWR) や、燃料を $(\text{Th,U})\text{O}_2$ や $(\text{Th,Pu})\text{O}_2$ として ^{233}U を製造し燃料として供給する改良型重水炉 (AHWR) が検討されている。

トリウム燃料、特に ThO_2 の高温安定性や良好な燃焼特性といった特徴を取り入れた炉が高温ガス炉である。燃料としては、 $(\text{Th,U})\text{C}_2$ や $(\text{Th,U})\text{O}_2$ の微粒子を炭化ケイ素

(SiC)や熱分解炭素で被覆した被覆粒子燃料が採用されている。1960年代から1980年代にかけて、米国のPeach Bottom炉や西ドイツ（当時）のAVR炉などにおいてトリウム燃料の利用の実績があるが、現在は高温ガス炉におけるトリウム燃料利用の研究は殆ど行われていない。

熔融塩炉に関しては、米国のORNLのMSRE（Molten Salt Reactor Experiment）において1964年から1969年まで稼働実績があるが、ここでの燃料組成は $\text{LiF-BeF}_2\text{-ZrF}_4\text{-UF}_4$ (65.0-29.1-5.0-0.9 mol%)となっており、トリウムは含有されていない。ただし、1970年代以降、ORNLのMSBRやわが国のFUJIといった熔融塩炉の設計研究が行われており、そこでは積極的なトリウム利用が議論されている（その場合の燃料組成は、 $\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-UF}_4$ となる）。熔融塩燃料は、酸化物等の固体とは異なり液体であることから、燃料の成形加工が不要であり、固体燃料に見られる照射損傷などの問題がない等の特徴を有する。実際、熔融塩炉は第4世代原子炉の概念の一つとして認知されている。しかし、その実用化に向けては、燃料材料の観点からだけでも、熔融塩燃料へのアクチノイド元素の溶解特性の評価、熔融塩燃料の物性評価、熔融塩炉構造材の健全性評価といった解決すべき研究課題が多く存在する。

以上述べてきた炉型以外にも、加速器駆動未臨界炉や核融合ハイブリッド炉などにおけるトリウム燃料の利用も検討されているが、詳細は、参考文献 [6]を参考にしていきたい。

6. トリウム燃料サイクルを取り巻く最近の国内動向

わが国においては、1970年代後半から1990年代前半にかけて、日本原子力学会内にトリウム関連の研究専門委員会が設置され、議論が継続的になされてきた（例えば、1982年4月から1986年3月まで設置された「トリウム利用」研究専門委員会（主査：法貫四郎、高橋洋一）や1985年12月から1989年12月まで設置された「トリウム燃料炉」研究専門委員会（主査：大石純）などが挙げられる）。また、1980年から始まり約7年間実施された文部省科学研究費エネルギー特別研究の中で行われたトリウムに関する研究（研究代表：柴田俊一）に代表されるように、組織的かつ活発な研究開発もなされてきた歴史がある。加えて、トリウム熔融塩炉についても、様々な概念が提案され研究開発がなされてきた⁷⁾。そして、これらの活動を背景として、トリウム燃料サイクルの研究開発と動向に関する優れた総説等も多数報告されている^{3,6)}。

このように、1990年代まではトリウム燃料サイクルについて比較的積極的な議論がなされていたが、その後十数年間、多様な専門性を有する研究者間でこれを議論する場が設けられることは殆どなかった。このような背景の下、日本原子力学会の核燃料部会が中心となって、2010年7月に「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用ワ

ーキンググループ」が設立された。ワーキンググループでは、1970年代後半から1990年代前半にかけて行われた議論が復習され、1990年代以降現在までの空白の十数年間で進歩したトリウム燃料に係る技術が議論された。この結果は、2011年2月に第一弾の報告書としてまとめられ、その内容は、現在、核燃料部会のHPにアップされている。なお、2013年8月には、一旦中断していたワーキンググループ活動が再開されている。再開に際しては、2012年と2014年にトリウム燃料に関する報告書がIAEAとOECD/NEAからそれぞれ発行されたことと（OECD/NEA報告書は現時点では未発行）、2013年に日本原子力学会内に「熔融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会（主査：山脇道夫）が設立されたことを主な背景としている。再開後のワーキンググループでは、IAEAとOECD/NEAの報告書をレビューするとともに、熔融塩燃料との対比も含めた今後のトリウム燃料の位置付けに関する議論がなされている。

7. まとめ

本稿ではトリウム燃料及びトリウム燃料サイクルの概要をまとめた。著者の個人的な意見であるが、トリウム燃料サイクルが近い将来に実用化に結びつくことはないだろうと考えている。しかし、将来を見越した可能性の追求、あるいは複数の選択肢の確保という意味では、トリウム燃料及びトリウム燃料サイクルに関する地道な研究開発、議論を続けることの意義は大きいと考えている。

参考文献

- 1) IAEA TECDOC Series No. 1450, Thorium Fuel Cycle - Potential Benefits and Challenges.
- 2) 高木直行ら、今何故トリウムか、原子力eye, Vol. 57, No. 4, pp. 4-25 (2011).
- 3) P. R. Hania, F. C. Klaassen, Comprehensive Nuclear Materials, 3.04 - Thorium Oxide Fuel, pp. 87-108, (2012).
- 4) L. Claparede, *et al*, Dissolution of $\text{Th}_{1-x}\text{U}_x\text{O}_2$: effects of chemical composition and microstructure, J. Nucl. Mater. (2014) in press.
- 5) 例えば、柴是行、トリウム固体燃料の動力炉での利用、日本原子力学会誌, Vol. 20, No. 1, pp. 13-20 (1978).
- 6) 例えば、山脇道夫ら、トリウム燃料サイクルの研究開発と動向（第1部、第2部）、日本原子力学会誌, Vol. 47, No. 12, pp. 802-821 (2005); Vol. 48, No. 1, pp. 20-34 (2006).
- 7) 例えば、古川和男、新しいトリウム熔融塩発電システムの開発、鉄と鋼, Vol. 74, No. 11, pp. 20-29 (1988).

大阪大学 黒崎 健
(2014年12月12日)