

■ 展望・解説 ■

21世紀のエネルギー：トリウムサイクル

Thorium Fuel Cycle as a Promising Energy Source in the 21st Century

木村逸郎*

Itsuro Kimura



1. はじめに

安全性にまつわる種々の論争を受けながらも、政府の庇護と関係者の努力により、我が国の原子力発電は急成長し、昨年9月現在48基の原子力発電所（容量4,000万kW弱）が電力の約30%、1次エネルギーの約11%を生産するに至っている。これを石油で賄うと約6,000万klを燃やさねばならない。

原子力発電の急成長に伴い、やや遅ればせながら我が国にも本格的な核燃料サイクル施設、例えばウラン濃縮、使用済燃料再処理、放射性廃棄物貯蔵施設などが整備されつつある。それとともにプルトニウムをどうするかということや高レベル放射性廃棄物の最終処分の方法などの問題がクローズアップされている。今後とも原子力発電は、我が国にとって重要なエネルギー源の位置を占めてゆくと考えられるが、そのためには次の6項目について十分に配慮することが必要であると考える。

- (1) 原子炉および核燃料施設の安全性向上
- (2) 原子力発電に起因する人工放射線被曝の低減化
- (3) 核燃料とくにプルトニウムに関連し、核拡散防止のための配慮
- (4) 安心のできる放射性廃棄物の処理処分と原子炉などの廃止措置（廃炉）の方法
- (5) 長期的な核燃料資源の見通しと確保
- (6) 原子力発電の経済性改善

ところで、現在のところ原子力発電ではいずれもウランとプルトニウム、主な核分裂性核種でいうと ^{235}U と ^{239}Pu が中心となっているが、天然にはもう一つの核燃料資源トリウムがひっそりと出番を待っている。後に述べるように、第3の核燃料すなわちトリウムか

らできる ^{233}U は、 ^{235}U や ^{239}Pu に優るとも劣らないいくつかの特長があるので、これを原子力発電所に供してエネルギー源にしようというのがトリウムサイクルである。本稿では、21世紀の有望なエネルギー源の一つとして期待されるトリウムサイクルについて、トリウムとその資源、核燃料としてのトリウム、研究開発の経過と原子炉での成果の順に述べ、最後に今後を展望する。

2. トリウムとその資源

トリウムは1928年にベルセリウスによって発見された原子番号90のアクチノイド系列の元素で、ほぼ100%近くが ^{232}Th である。 ^{232}Th は非常に長い半減期（141億年）で α 崩壊し、いわゆるトリウム系列を経て、最終的に ^{208}Pb となる。この途中で、気体の α 放射性核種 ^{220}Rn （半減期55秒、トロンと呼ばれる）が生じる

表1 世界のトリウム埋蔵量

国名	文献(1)	文献(2)	文献(3)
アメリカ合衆国	158	200	137 (200)
カナダ	100	240	132
ブラジル	16	70	(68)
ノルウェー	166	150	150
南アフリカ共和国	35		114
インド	292	360	319
マレーシア	4.5	10	10
オーストラリア	300	40	20(360)
トルコ			334
旧ソ連		[120]	180
中国		[380]	
OPEC諸国		35	
合計	1,200	1,160	1,660 (2,110)

* 京都大学工学研究科原子核工学専攻 教授
〒606-01 京都市左京区吉田本町

* 合計はその他も含む。また、文献(2)では〔 〕内のみは含まない。

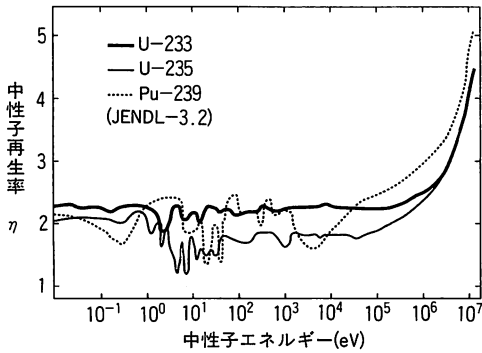


図-2 主な核分裂性物質の中性子再生率 η の中性子エネルギー依存性

(2) こうしてできた ^{233}U を ^{235}U および ^{239}Pu と比較すると、図-2に示すように熱ないし熱外領域で中性子再生率 η が大きい。この η の定義は、これら核分裂性核種に中性子が1個吸収されたとき、核分裂で放出される平均中子数である。この値は1回の核分裂で発生する平均中子数 ν より小さくなるが、それは中子が吸収されても核分裂しないで捕獲で終ることがあるためである。さて、 η 個の中子のうち1個は連鎖反応の持続に要るので、 $(\eta - 1 - \Delta)$ 個が新たに親物質を核分裂性物質に転換するのに使われる。ここで Δ は漏れ出たり、構造材に吸収される中子数である。もし、 $(\eta - 1 - \Delta)$ が1より大きいと、新たに生成する核分裂性物質の量が燃焼する量よりも大きくなる。これは増殖炉を意味する。軽水型発電炉のような熱中子炉では、 $^{233}\text{U}-\text{Th}$ の組合せのみが燃料の増殖を可能とする。後述のようにこのことは米国で実証された。

(3) ^{232}Th は ^{238}U よりも質量数が6だけ小さいので、原子炉の中で何回か中子を捕獲しても、なかなか超ウラン元素（プルトニウムおよびそれ以上のマイナーアクチノイドMA）には到達しない。 ^{239}Pu に縁が薄く、超長寿命のMA生成量が極めて少いこと、これはトリウムサイクルの大きな特長である。そこでこの特長を生かし、トリウム系燃料原子炉により通常の原子力発電所で生成する ^{239}Pu やMAを燃焼・消滅させようという提案がなされている。さらに核兵器解体で発生するプルトニウムの燃焼にトリウムを組合せてはどうかという提案もある。

(4) 図-1で、 ^{233}U の左に位置する ^{232}U の生成に注意を払う必要がある。これは主に ^{232}Th から生成するが、ウランが共存する鉱石由来のものでは ^{230}Th からの寄

与が大きい。図に示すように、 ^{232}U は約72年の半減期で α 崩壊して ^{228}Th となる。これは前節のはじめに述べたトリウム系列に入ることを意味するので、高エネルギー γ 線放出核種 ^{212}Bi や ^{208}Tl が出現する。再処理して取り出した ^{233}U は、大なり小なり ^{232}U を伴うため、 ^{235}U や ^{239}Pu に比べ遥かに高いエネルギーの γ 線を放出する。このことはトリウムサイクルの大きな短所の一つであるが、それを逆に考えると ^{233}U の盗取やそれを取り扱うことの危険性を意味し、拡散防止上有利である。

(5) ^{233}U の核分裂生成物の収率は ^{235}U のそれより少し低質量数の側へ移動する。これに伴い遅発中子収量 β が ^{235}U の約4割に減少する。これは ^{239}Pu に近い値であり、原子炉の制御と安全性の上から注意が必要である。また、 ^{233}U は ^{135}I の核分裂収率が ^{235}U に比べて8割弱なので、キセノン毒作用とくに停止後の負反応度のオーバーライドが少し緩和される。これは運転上有利な点の一つである。

(6) 再び図-1に戻るが、 ^{232}Th から ^{233}U への転換の中間に存在する核種 ^{233}Pa の半減期が27日近くもあることである。ちなみに ^{238}U と ^{239}Pu の間にある ^{239}Np の半減期は、その1/10以下の約2.36日しかない。しかも ^{233}Pa は大きな中子捕獲断面積を有している。ということは、せっかくできた ^{233}Pa が ^{233}U にならないで ^{234}Pa になり、やがて ^{234}U になる割合がかなり大きいことを意味する。こうなると増殖性が損われる。そのため燃料を溶融塩とし、しかも連続的に再処理して ^{233}Pa を燃料塩から取り出すことが望まれる。これについても次節で述べる。

(7) ^{232}Th は ^{238}U に比べて、熱中子捕獲断面積が大きい。このため軽水型発電炉のような熱中子炉にトリウムを装荷すると熱中子束のへこみや自己遮蔽が生じ、それに伴い他の場所にピークを生じる可能性もある。さらに、臨界維持のため濃縮度または富化度の高い燃料を多く使う必要が生じる。すなわち核燃料とくに核分裂性物質のインベントリが増加する。

(8) 液体金属(Na)冷却高速炉に ^{232}Th と ^{233}U を用いるとナトリウムボイド係数を負の側へ移動できる。これは図-2で分かるように、高速中子領域(数 10^5eV ~ 10^7eV)において、 ^{233}U の中子再生率の上昇が ^{239}Pu に比べて緩やかであることおよび ^{232}Th の核分裂断面積が ^{238}U に比べて約1/4しかないことによる。高速増殖炉の正のナトリウム係数は安全上大きな問題であり、その解決法の一つとしてトリウム系燃料の使用が

考えられる。ただしこうすると、同じ図で分かるように中性子再生率の絶対値が小さいため、増殖性がかなり劣化することは避けられない。

4. これまでの研究開発の経過と原子炉での成果

第2次大戦後、原子力は軍事利用の厚いベールに覆われていたが、1953年の米国アイゼンハワー大統領の「平和のための原子力 (Atoms for peace)」の声明以後ようやく平和利用の途が開かれた。この原子力利用の揺籃期において、トリウムサイクルは非常に注目され、ウラン・ ^{239}Pu の増殖は高速炉で行い、トリウム・ ^{233}U の増殖は熱中性子炉で行うという考え方が支持されていた。それにより、トリウム燃料の製法や諸特性、トリウムや ^{233}U を装荷した原子炉の特性、トリウム燃料の再処理の研究などが各国で進められた。

その後、1960年代から70年代にかけ、欧米先進国を中心に原子力発電所の建設が急進展した。その主流は低濃縮ウラン燃料を用いた軽水型発電炉であったが、その他にも天然ウランや微濃縮ウラン燃料を用いた黒鉛減速ガス冷却炉 (英国型)、重水炉 (CANDU)、高温ガス炉なども開発から実用化へと進んだ。さらに高速増殖炉の研究開発も各国で盛んに進められ、試験炉が建設されるようになった。こうした原子力発電の急進展の蔭でトリウムサイクルは取り残され、インドを除きその研究開発は下向線を進んだ。

1970年代後半になり、世界的にウラン資源の見通しが悪くなり、ウラン価格そのものも上昇した。さらに核拡散防止の点から、ウラン燃料の再処理からプルトニウムの利用まで一切を見直そうという気運も現れた。こうした観点からトリウムサイクルが再び注目を浴びるようになった。いわゆる国際的な燃料サイクルの評価作業 (略称INFCE)⁴⁾の産物ともいえよう。これによって、世界各国におけるトリウムサイクルの研究開発が再び活発化し、多くの成果が得られた。時流に乗った研究の多い米国でとくに研究活動が一時的に高揚した。

1980年代に入り、軽水型発電所の事故の影響などもあり、原子力発電全体が停滞期に入った国が多く、ウランの価格も下降した。それに伴いトリウムサイクルの研究も再び中断したところが多い。なかでも欧米原子力先進国でそれが著しい。

しかしながら、開発途上国の一部は原子力発電を志向しており、さらにその中にはトリウムサイクルに関

心を抱いている国もある。なかでもインドは前節に示したようにトリウム資源が豊富であるため、原子力研究開発の初頭からトリウムサイクルを将来のエネルギー源の中心的な位置に据え、一貫してこれに取り組んできている⁵⁾。中国も豊富なトリウム資源を有するといわれ、当初その研究開発に重点が置かれたが、現在はまずさしあたりウラン・プルトニウムによる原子力発電路線に進捗することとし、トリウムサイクルの予算はカットされた⁶⁾。大きなトリウム鉱脈が発見されたトルコもトリウムサイクルへの関心が高いという³⁾。ブラジルも豊富なトリウム資源で有名で、ドイツとの共同研究も行ってきたが、現在は停滞している。

我が国でも原子力研究開発がスタートした当初には、トリウムサイクルは多くの研究者の注目を集め、政府も補助金を出し、国公立研究機関や民間会社でも活発に研究が行われた⁷⁾。しかしながら、その後軽水型発電炉の実用化、プルトニウムによる高速増殖炉の開発、ウラン・プルトニウム燃料サイクル施設の建設などが国策として定着化するに及び、こうした機関ではトリウムサイクルの研究は中断に近い状態となった。

一方大学において、将来のエネルギー源としてのトリウムサイクルに着目した基礎的な研究がスタートし、発展した。とくに昭和55年度から昭和61年度まで、文部省科学研究費エネルギー特別研究の一環として「トリウム燃料に関する総合的研究」(代表京都大学柴田

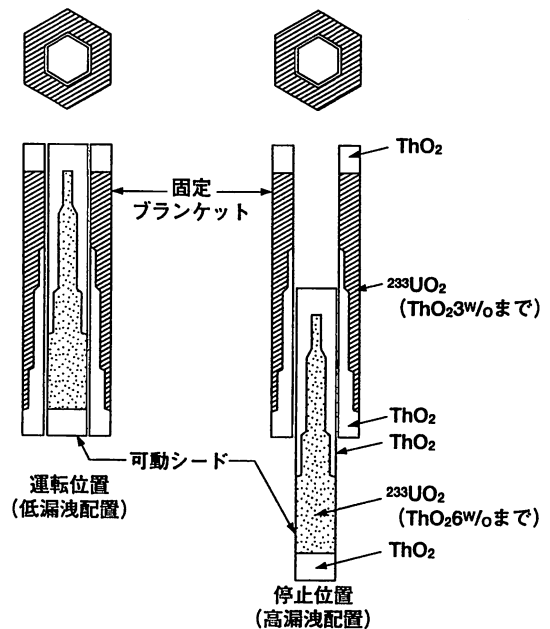


図-3 軽水型発電炉で燃料増殖を実証した SHIPPING PORT 炉の炉心

俊一教授(当時)が採り上げられ、多数の大学研究者が参加して多くの成果を挙げた⁹⁾。この成果と当時一時的に盛上っていた米国の研究成果が持ち寄られ、「トリウム燃料原子炉」日米セミナーが開催された⁹⁾。

その後、昭和63年度から平成4年度までの5年間、2回の科学研究費総合研究(A)(いずれも代表は筆者)として「トリウムサイクルの総合的研究」(略称)が採択され、その基礎を培ういくつかの研究が継続してきた¹⁰⁾。この成果とインドの実績を中心に、1990年12月「トリウム利用」日印セミナーがインド・ボンベイで開催された¹¹⁾。

トリウムサイクルの研究開発としては、まずトリウム系燃料の製造から照射、そして再処理への流れが重要であるが、ここではトリウム系燃料原子炉についてこれまでの成果を中心に述べる。

(1) 軽水型発電炉で²³³Uの増殖を実証

トリウムサイクル研究開発再興期の米国で、初期の加圧型軽水炉PWRとして有名なShippport原子力発電所の全炉心が²³³Uとトリウム燃料に置換され、運転された。元の形状のままでは増殖が達成できないので、図-3に示すように、運転が進むにつれて燃料の一部を上下に移動させて転換の効率向上を図る構造とした。熱出力360MW(電気出力60MW)での運転を約3万時間継続した後¹²⁾に²³³Uの量の変化を調べた結果、運転前後の比で 1.0139 ± 0.0014 とわずかながら増殖が確認された¹²⁾。前節の(2)で述べた熱中性子炉での燃料増殖が実証された貴重な成果である。この場合少し炉心に細工を加えてはいるが、トリウム系燃料を用いると、通常の軽水型発電炉が増殖炉となることが立証された。

(2) トリウム系燃料に適した高温ガス炉

黒鉛を減速材とし、ヘリウムガスを冷却材とする高温ガス炉は、軽水型発電炉に比べて炉心が大きいので出力密度は低い。ガスの温度を上げると熱効率を上げることが可能である。さらにこの熱を発電以外の目的に使用することも考えられている。また、熱分解炭素で被覆したウランやトリウム酸化物の微小粒子をさらに黒鉛で成型した燃料を用いるため、核分裂生成物の保持能力がよく、高い燃焼度(10万MWD/t)まで燃焼が可能であり、トリウム系燃料原子炉のエースと考えられている。以前ドイツで建設・運転された高温ガス炉AVRおよびTHTRはいずれもトリウムを装荷した。

現在我が国でも高温ガス炉が建設されつつあるが、

当面燃料はウランのみである。しかし試験的にトリウム系燃料の照射を行う計画も練られている。

(3) インドで実験中の重水型発電炉

天然ウラン燃料加圧重水型発電炉(CANDU)の自家カナダにおいて、以前これにトリウムや²³³Uを装荷した場合について設計研究が行われたが、最近になりインドが同型の重水炉の炉心内に酸化トリウム燃料装荷を行い、その実験と解析の結果を公表した¹³⁾。まだ試験的な段階であるが、やがて本格的にこれを行い、使用済燃料を再処理して²³³Uを生産することになる。これは当初からインドで計画された路線であり、ケララ州の海岸の漂砂が、ヒンズーの神さながら、貴重なエネルギー源に変身することを意味している。

(4) トリウムサイクルに最適の溶融塩炉

通常の原子炉では固体の燃料が用いられているが、溶融塩炉は液体燃料を使用する。この燃料はフッ化物の溶融塩(融けて液体となった塩類、実際はフリーベと呼ばれる混合フッ化物塩 ${}^7\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4-\text{UF}_4$ が多い)で、これが炉心はもちろん、冷却系さらには再処理系にまで循環する。ここで前節(6)に述べた²³³Paおよび核分裂生成物を分離するならば中性子経済を著しく向上できる。

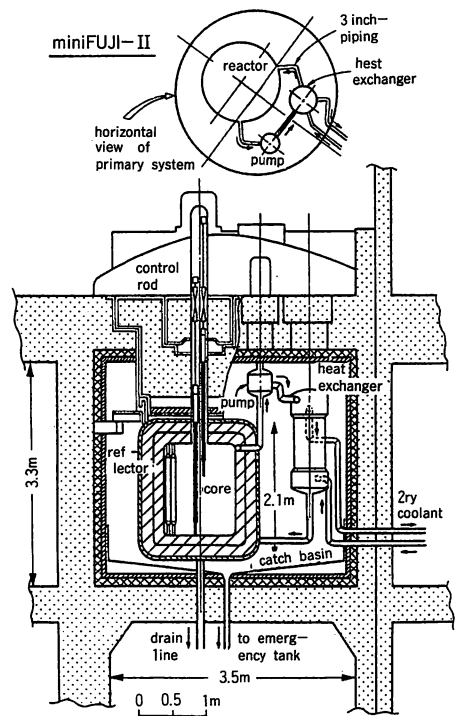


図-4 超小型溶融塩発電炉(7 MWe)断面図

溶融塩炉は、(i) 炉心構造が単純で、燃料の出し入れが容易なので連続運転可能、(ii) 低圧力、(iii) 燃料塩は化学的に安定で、照射損傷がない、(iv) 燃料塩の連続再処理が可能、(v) 核燃料保有総量が少なくてよい、(vi) 一般に、反応度の温度係数が負、大きな余剰反応度が不要、再臨界の可能性がないなど多くの特長がある^{7) 14)}。1965年試験炉MSREが米国Oak Ridge 国立研究所で建設され、その後1.5万時間の運転に成功した。最初は²³⁵Uを燃料としたが、第2期計画では²³³Uを燃料に加えた運転世界で初めて行い注目を浴びた¹⁵⁾。ここでも米国が立派な実績を挙げ、経験を積んでいる。

このMSREの成功を受けて、実際に発電する溶融塩増殖炉MSBRの設計が進められた。これは電気出力100万kW(熱出力250万kW)の本格的な発電炉であるとともに、連続再処理系を備えているので、増殖比1.06が見込まれた。この計画は凍結されているが、将来いつでも再開できる技術的基盤は確立しているという。

一方我が国でも先導的な人々がトリウム系溶融塩炉に着目し、精力的な研究を続けている。古川らはまず超小型パイロットプラント「mini FUJI-II」を建設し、その実績の上で小型発電実証炉「FUJI-II」の建設を提案している¹⁶⁾。図-4は mini FUJI-II の概念図である。溶融塩炉の設計思想は柔軟で、次に述べる加速器増殖炉や核融合ハイブリッド炉などにも応用が可能である。

(5) その他の原子炉

前節(8)に、液体金属冷却高速炉にトリウム系燃料を用いた場合の特長と短所を述べた。しかしこれまでにそれらを実証した報告はない。

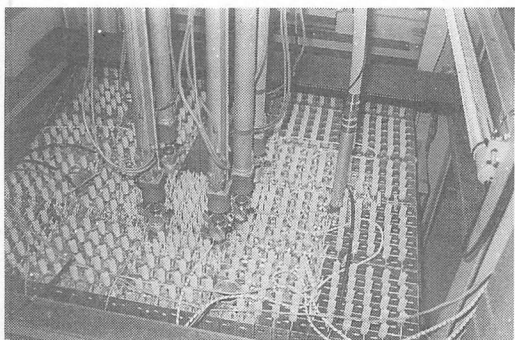


図-5 京大臨界集合体実験装置 (KUCA) 上部の写真、ここでトリウム装荷炉心の臨界実験が行われている。

一方、研究用原子炉の燃料に²³³Uを用いることも考えられる。既にインドでは、大型の研究炉でトリウムを照射し、再処理して²³³Uを製造し、その²³³Uで臨界実験を行った¹⁷⁾。さらにその²³³Uとアルミで合金板燃料を作り、小型中性子源炉KAMINIに使用する計画である。これが完成すると世界で最初の²³³U燃料の研究炉ということになる。

それ自身ある定型の原子炉ではないが、原子炉の核的な特性を調べる目的で臨界集合体実験装置(臨界装置)が用いられる。これまでに世界各国の臨界装置でトリウム系燃料を装荷した実験的研究が行われてきたが、現在世界でも最も活発にトリウムを炉心内に装荷した実験と解析を行っているのは京都大学原子炉実験所の臨界装置(KUCA)である¹⁸⁾。図-5はトリウム装荷実験中のKUCA上部の写真であるが、トリウム板そのものは中に入っているのここには見えない。

以上述べた原子炉すなわち連鎖反応系のほかに、臨界未満体系や主として親物質のトリウムパイルに外部から中性を打ち込む方式も考えられている。外部中性子源として、高エネルギー陽子を用いる核破砕方式および核融合方式があり、それぞれ加速器増殖炉¹⁹⁾および核融合ハイブリッド炉²⁰⁾と呼ばれている。いずれもかなり以前から設計研究の報告があったが、極く最近世界的な物理学者のC. Rubbia が加速器²³³U/トリウム炉の構想を打ち出して注目を浴びている²¹⁾。21世紀のエネルギー源として、こうしたシステムについても研究に取組むと面白いし、有意義でもある。

5. 今後の展望

以上述べたように、資源的に豊富で、いくつかの優れた特徴があり、実際の原子炉での実績も示されながら、トリウムサイクルはインドを除きまだ本格的に始動していない。しかしながら、世界的な論議を生んでいるプルトニウムの蓄積と高レベル放射性廃棄物の処分の問題に対し、トリウムサイクルは力強い救援投手の役割を発揮できそうに見える。

本稿の準備を始めた昨年11月末から12月始めにかけて、国際原子力機関IAEAは、トリウムの現状を見直し、今後の展望を開くための諮問会議を開催した。独、佛、印、露と日本(筆者)だけの小さな会議であったが、核兵器および原子力発電所からのプルトニウムの燃焼や長寿命MAの消滅にトリウム系原子炉を使うことがトピックスとなった。IAEAもようやく重い腰を上げることになるのではないと思われる。ただ筆者は、

あまりこうしたクリティカルなことばかりに眼を奪われず、燃料の性質や再処理、放射線防護を含む安全性など地道な基礎研究を大切にすべきと考えている。

謝 辞

本稿をまとめるに際し、以前一緒に研究を進めた科学研究費総合研究(A)トリウムサイクル班班員と協力者の方々の協力を得た。トリウム資源について、京都大学工学部資源工学科西山孝教授のご教示に負うところが大きい。また、図-1の原図は日本原子力研究所核データセンターの中川庸雄氏に作って頂いた。併せてここに感謝いたします。

参 考 文 献

- 1) 資源・素材学会資源経済部会委員会；鉱物資源データブック，I. 鉱種別統計（1994）448.
- 2) K. M. V. Jayaram ; *Thorium-based Nuclear Fuel : Current Status and Perspectives*, IAEA-TECDOC-412, p. 7, IAEA (1987).
- 3) 古川和男；原子力工業，38巻，1号（1992）71.
- 4) INFCE Working Group 8, *Advanced Fuel Cycle and Reactor Concepts*, Chapter 3, pp.85-136, IAEA(1980).
- 5) T. K. Basu and M. Srinivasan ; BARC-1532 (1990).
- 6) 木村逸郎；原子力工業，39巻，9号（1993）66.
- 7) トリウムサイクル調査研究専門委員会；トリウムサイクル—研究の現状と発展の道—，日本原子力学会（1980）.
- 8) T. Shibata, *et al.* ; *Research on Thorium Fuel*, SPEY 21 (1987).
- 9) T. Shibata, *et al.* ; *Thorium Fuel Reactors*, Proc. Japan-U. S. Seminar on Thorium Fuel Reactors, Atomic Energy Soc. Japan (1985).
- 10) 木村逸郎；21世紀以降の有望なエネルギー源としてのトリウムサイクルに関する総合的研究，平成4年度科学研究費報告書（1993）.
- 11) M. Srinivasan and I. Kimura ; *Thorium Utilization*, Proc. Indo-Japan Seminar on Thorium Utilization, Indian Nuclear Soc. and Atomic Energy Soc. Japan (1991).
- 12) L. B. Freeman, *et al.* ; Nucl. Sci. Eng., 102 (1989) 341.
- 13) K. Balakrishnan and A. Kakodkar ; *Annals Nucl. Energy*, 21 (1994) 1.
- 14) 溶融塩増殖炉研究専門委員会；溶融塩増殖炉—MSR研究の進歩と開発への展望—日本原子力学会（1977）.
- 15) M. W. Rosenthal, *et al.* ; Nucl. Appl. Tech., 8 (1970) 107 および *idem.* ; ORNL-4812 (1972).
- 16) K. Furukawa, *et al.* ; Nucl. Eng. Design, 136 (1992) 157 および *idem.* ; *ibid.* 27 (1990) 1157.
- 17) C. S. Pasupathy, *et al.* ; Indian J. Pure and Appl. Phys. 27 (1989) 610.
- 18) K. Kobayashi, *et al.* ; Nucl. Sci. Eng., 71 (1979) 143.
- 19) K. Furukawa, *et al.* ; J. Nucl. Sci. Tech., 18 (1981) 79.
- 20) E. Greenspan, *Fusion-fission Hybrid Reactors, Advances in Nuclear Science and Technology* (Eds. J. Lewins and M. Becker) Vol. 16, pp. 289-515, Plenum Press (1984).
- 21) C. Rubbia, Proc. Intern. Conf on Nuclear Data for Science and Technology, Vol. 2, p. 1065 (1994).

海外ニュース

「SSDを電力瞬間供給装置へ応用」

(American Utility Company installs SSD to protect Industrial Plant)

スーパーコンダクティビティ社（ウィスコンシン州）は、このほど、同社が開発したSSD（超伝導エネルギー装置）をカロライナ パワー&ライト社（ノースカロライナ州）と共同で、電力瞬間供給装置として実用化した。この装置は、包装材料メーカーのITWアングルボード社（サウスカロライナ州）へ納入され、停電対策に威力を発揮している。

この装置は、自動管理装置へ供給される電力の瞬間的な低下を感知し、直ちに補助電力を管理装置へ供給し、停電を防止できる。このほかにも、スーパーコンダクティビティ社、超伝導エネルギー現象の実用化に向けて各種のプロジェクトを推進している。

なお、詳細は、下記へご照会下さい。

Ms. Jennifer Billmann / Superconductivity, Inc. / P.O. Box 56074 / Madison, Wisconsin 53705-9374 / U.S.A.