〔78〕 加速器による核燃料生産および 放射性廃棄物処理の可能性

小 寺 正 俊*

(1984年 3月15日 受 理)

*Possibility of Usage of Accelerators for Fertile to Fissile Fuel
Conversion and Radioactive Wastes Disposal by Incineration*

By Masatoshi ODERA

The status and prospect of the nuclear fuel production and incineration disposal of the radioactive wastes by high energy and high current accelerators are reviewed and discussed. Probable shortage of the fissile nuclear fuels of the world in the next century suggests necessity of study of new nuclear energy options. Conversion of fertile materials to fissile by the accelerator-bred neutrons is considered as one of the candidates. Its scientific feasibility has been already demonstrated for more than 30 years since. However, its reliability and cost in operation as a large scale plant must be examined carefully by systematic studies.

Bombardment by high current and high energy proton beams is also considered as a probable means of disposal of the radioactive wastes of which accumulation is one of arguments against nuclear power plants. Both proposals need almost the same R & D studies and can share research budget and manpower in common, to a considerable extent. Japan with her poor energy resources, should begin such studies of her own as early as possible on relatively modest levels at least.

KEYWORDS: fissile fuels, nuclear fuels, incineration disposal, conversion, fertile material, accelerator-bred neutrons, feasibility, high energy proton beams, radioactive wastes, energy resources

I. ま え が き

最近のエネルギー需給のゆるみから、わが国のエネルギー資源の貧しさに対する危機感が減退し、財政の切詰めもあって、いくつかの新エネルギー源開発努力のスローダウンが伝えられている。もちろん、非常事態の際に採択された方策は状況が好転し、醒めた目で見られれば、その現実性の評価が変化する場合があるのは当然である。

わが国の場合、巨大技術の開発は、非常事態の緊迫感と、国外ではすでに開始されているといった事態に促されてスタートした場合が多い。その場合、基礎的検討の積上げよりはいかに早く実用機を作るかに重点がおかれ勝ちで、その後に応用的研究が開始され、場合により基礎研究にまでさかのぼる。この方式は資金効率が高く、それなりに成功した面があったことは否めないが、常にそのような倖倖が続き得るか否かは疑わしい。そして、エネルギー源に関しては不運という

言葉ではすまされない影響があるのであってみれば、短期的な情勢に惑わされることなく、偏見を排除して複数の選択肢の検討が継続してなされることが望ましいことはいうまでもない。もちろん長期的計画のもとに核融合炉、高速増殖炉をはじめ各種の研究が進められており、また現在はエネルギー問題と無縁の研究から新しい可能性が生まれてくることもあり得よう。それらを認めた上で、なお現時点で「加速器による核燃料生産および放射性廃棄物処理」方式は検討に値すると思うので、その概要と現状を紹介したい。

加速器により中性子を発生させ、これを捕獲させて非分裂性の重元素(親核物質)を核分裂性物質へ転換する方法については、原理的にも実際的手段についてもすでに国外で研究が行われ、エネルギーの収支については十分にプラスであるとされているが、実用性と経済性についてはさらに実証的研究が必要と思われる。これらの点の見通しが肯定的ならば、原理的な困難は

* 理化学研究所(Inst. of Phys. Chem. Res.)

ない方式であるので、21世紀初頭から半ばにかけてのわが国のエネルギー源に明るい材料の一つを加えることができることとなる。この方式の先駆的試みとして、低エネルギー、大電流の重陽子加速器による実証試験が30年前に米国リバーモア研究所で行われ、核燃料の大量生産が可能であることが確認されている⁽¹⁾。

第1図は、1982年の OECD の核エネルギー資源調査報告からの転載である⁽²⁾。自由主義諸国の人口動態、産業動向、採鉱統計からの推計で、実線は現在の軽水炉によりUを消費し、核燃料の再処理利用をしない場合の必要量である。景気あるいは生活水準の動向、特に人口の多い発展途上国のその推定に大きな不確定性があり、最大需要(High)と最低(Low)の間には大きな開きがある。1点鎖線は現存のみならず、地質図から期待し得るU鉱の新規開発の推定量も含めた採掘可能量で、需要量が最低の場合でも、2010年以前に需要に供給が及び得なくなることを示している。そのことは核エネルギー利用の開始当初から知られており、再処理による Pu 抽出とそれを使用する高速増殖炉(FBR)の開発が進められて来た。図の破線は FBR が実用化されて核エネルギー体系に組み込まれた時のU需要である。問題は FBR が実用化されても需給の不均衡が生じ得ることである。FBR は建設後しばらくの期間は核燃料の需要者であって生産者ではない。総合した

LWR-OT: Light Water Reactor-Once Through
第1図 自由主義圏のU需要推計⁽²⁾

需要が High の時は2000年以降長期にわたる不足が続く。Low の場合も2020年以前にエネルギー資源供給に関して緊張状態が発生する可能性がある。核エネルギー資源についても自給の困難なわが国が不利な立場に立たされる場合もあり得よう。

以上の核エネルギー資源の状況から見ると、核融合炉、高速増殖炉の開発が現在の計画に沿って進行しても、今世紀末から21世紀にかけてのエネルギー問題の発生と、資源価格の急上昇の可能性は大きいと思われる。加速器による核燃料の生産はその事態に対する一つの安全保障策となり得ると考えられている。もちろん、この方式の実現には核兵器転用の困難な方式をとることと、安全性と信頼性が準備研究により確認されていることが前提で、わが国もその検討作業を早急に開始することが望まれる。

さらに補足すると、この方式には次のような長所があるとされている。

- (1) 核燃料の生産能率が高く、加速器施設1基で数基~10数基の100万kW級発電炉の運転を賄えよう。発電炉の数は炉型により異なる。
- (2) 連鎖反応は生じないので、入射ビームを断つことにより、機能は直ちに停止し、いわゆる核暴走の問題がない。
- (3) 中性子の発生は、充分に大きい天然Uターゲット体系に対しては1 GeV 陽子1個当り100個に達すると考えられているが、^{核燃料の生産}実際の有限な大きさの体系ではこれより少なくなる。しかし、それでも生成する核分裂原子核1個当りの発生熱量が軽水炉あるいは高速増殖炉の場合より少ないから、冷却条件が同じであれば中性子束を大きくできる。
- (4) また核燃料の生産量に対する放射性同位元素の発生量が少ないから、多量の発電炉用燃料生産における廃棄物発生量を少なくできる。
- (5) Th をブランケット領域におくことにより、従来核燃料として使用されなかった Th をエネルギー資源に利用できる可能性がある。Th から得られる ²³³U は従来型炉を含む熱中性子炉の燃料としても特性が優れている。
- (6) ターゲットシステムの構成とビーム特性の選び方により、入射エネルギーの数倍の熱量を発生する。これを30~40%の効率で電力に変えることができれば、この施設で使用する電力の大部分を賄うことができるとされている。
- (7) 中性子束を大きくできるので、ターゲットあるいはブランケットに放射性同位元素を置き、その

寿命を短縮しあるいは安定元素に変換することにより、原子炉の放射性廃棄物のいわゆる消滅処理に兼用する可能性もある。ただし、消滅処理を有効に行い得るためには、再処理、核拡散防止、安全等の多くの関連技術の開発が必要である。今後さらに実験的研究を行なう、この方式の実用性の判断資料を蓄積する必要がある。

一方、この方式の問題点には次のようなものがある。

- (1) 必要とされる大電流の陽子加速器は、従来の研究用加速器開発において技術的問題はほとんど解決されているとはいいながら、実際に建設されたことがない。多くの点、特に取り扱う熱量の点で前代未聞の加速器である。工業的規模の装置と研究用装置には大きな違いがあり、実用機の実現までにはいくつかの段階的開発が必要で、長期の努力を要しよう。
- (2) 陽子のターゲット部分は燃料生産の主要部であるが、ビーム照射部分とその付近は極めて高温かつ中性子密度が高く、炉という言葉がふさわしい。しかし、従来の原子炉とは核工学的にも熱工学的にも全く異なっており、詳細な計算および実験的研究を必要とする。
- (3) 軽水炉の場合のように、他の目的(例えば軍用)で開発された中心的技術がない。巨大技術を最初から構築することは時間とコストを要することとなる。
- (4) この開発研究を行うのに必要な基礎知識を持つわが国の人員の数は充分とはいえず、開発研究の過程自体で養成をしなければならない。

以上の利点と欠点を踏まえて各国で検討が行われて来た。まだ結論を得るに至っていないが、現在の状況を以下に紹介する。

Ⅱ. 加速器による核燃料生産および放射性廃棄物処理方式の概要

第2図に、核燃料生産方式の概念図を示す。消滅処

第2図 加速器による核燃料生産方式の概念図

理には、図のターゲットとブランケットに相当する部分が使用される。新エネルギーシステムの評価は、関連するすべての因子を考慮して行われるべきであり、環境影響などまで含めると多数の項があるが、ここでは範囲を第2図の狭い範囲に限って説明する。

1. 陽子加速器

(1) エネルギー

陽子のスプレージョン反応により発生する中性子数は、入射エネルギーとともに増加するからなるべく高くしたい。一方、加速器の建設費と維持費、必要敷地も増加するからそれには限界がある。1~2 GeVが必要かつ十分なエネルギー範囲と考えられている。この値はターゲット系の性能にも依存する。

(2) ビーム電流

1 GeV, 300 mAの電流量において、年間に1 t程度の核分裂性同位元素が得られるとされている。このような大電流は連続動作(CW)のリニアックによらなければ実現不可能である。

2. ターゲット系

(1) 中性子収量

入射陽子ビームを中性子に変換する部分であるが、その中性子収量はターゲット元素質量およびターゲット、ブランケット系の構成に依存する。質量が大きい元素ほど収量が大きい。例えば²³⁸Uは高エネルギー陽子、中性子による核分裂反応に起因する中性子量が多い。消滅処理用に分離濃縮したアクチナイド元素をターゲットに使用できれば収量はさらに大きくなる。予想される各種のターゲット材料に対し、発生中性子のエネルギースペクトル、核種分布、収量あるいは微分断面積がターゲット系の詳細設計に必要であるが、まだ充分な実験データが存在しない。各種の理論計算式による推定が試みられて部分的な成功を収めているが、実用設計に充分とはまだいい難い。組織的な研究がさらに必要である。

(2) 炉工学的問題

ターゲット内の入射粒子軌道近傍と離れた部分とは、関与する核反応、中性子束密度、熱分布が異なるが、その正確な推定は核反応断面積が小試料について得られていても、さらに膨大な数値計算を必要とする。実験により計算結果の検査を行いつつ、逐次大規模で複雑な系の推定に進むステップが必要である。

熱密度、中性子束密度には著しい偏在の生ずる可能性があり、熱工学および材料工学的検討を上記と並行して行う必要があるが、最終的検証には現在稼動中のものより1~3桁大きいビーム強度の加速器と大規模

なモデルターゲット系が必要であろう。

以上のように多くの問題があるため、この部分についてはまだ決定的な成案はないが、次のような組み合わせが考えられている。

(1) Bi と Pb の熔融金属流のターゲットと ^{235}U , ^{232}Th の高融点化合物(炭化物, 酸化物)のブランケット。

(2) U または Th の高融点化合物の固体ターゲットおよびブランケット。ビームの照射面積を大きくとって融点以上の温度上昇をさせている。

(1), (2)ともブランケットの冷却には高速増殖炉や高温ガス炉で開発された Na 流体あるいは He ガスの 1 次冷却系を考慮している。ブランケットに固体材料を用いるこれらの案では、前もって発電炉燃料に成形したものを使用するものもあるが、大部分は照射後の再処理, 化学分離を前提としているようである。

(3) U, Th, Be, Li のフッ化物熔融塩をターゲット兼ブランケット兼 1 次冷媒として使用する流体炉の案⁹⁾。

この場合は、燃料の放射線損傷および熱除去対策が容易となり、ターゲット, ブランケット系内の材料のシャフリングが自動的に行われる。さらに熔融塩を核燃料兼冷媒とする熱中性子炉, いわゆる高温融体燃料炉が実用発電炉として使用可能であれば、燃料の再処理, 成形工程を必要としないから極めて有利である。

3. 発電炉との燃料の交換

(1) 発電炉の炉型の選定

上記の例で理解されるように、核燃料の生産施設の具体的な設計は、どのような型の炉を燃料の使用先と

するかによりかなり異なってくる。したがって、この方式の開発研究においては発電炉の炉型の想定が必要である。例えば次のような可能性がある。

(1) 現在の軽水炉の踏襲: 加速器炉との燃料の往復に際して化学再処理や形状の変更が必要ならば、工程がかなり複雑となる。

(2) 新型転換炉(ATR), カナダ型重水炉(CANDU): 燃料加工の問題は上記と同様であるが、いずれも燃焼効率が良いので、加速器炉へ燃料再生のために返送する頻度が少ないから、処理工程の問題は和らげられる。特に ^{232}Th の場合、これから生成される ^{233}U と ^{232}Th の混合系は、重水炉において転換比 1 に近い熱中性子炉系を形成するので、さらに燃焼効率が良いものと期待される。1 基の加速器炉でこの型の多数の炉の燃料供給ができる。カナダ原子力公社は CANDU をこの目的に改造することを検討している。

(3) 熔融塩炉(MSR)または熔融塩転換炉(MSCR): この場合は加速器炉に発電炉と同一組成の燃料を使用し、減速材のグラファイトの配置の差異により連鎖反応の有無を制御する。燃料形態の変更がないから、燃料交換過程は簡単となる。最大の欠点は熔融塩実用炉がまだ存在しないことである。

4. 放射性廃棄物の消滅処理

第 1 表に、熱出力 3,000 MW の核分裂炉を 1 年間運転した際に蓄積される放射性同位元素のうち、廃棄物処理問題の重荷となっている核種について、半減期, 量, 熱中性子捕獲およびスプレージョン反応断面積を記す。

第 1 表 放射性廃棄物核種とその反応断面積

核 種	半減期 (yr)	生成量(3 GWth-yr)		熱中性子 断 面 積 (b)	陽子スプレ ーション断面積 (b)
		(kg)	(moles)		
^{90}Sr	28.1	18.1	201	0.9	0.9
^{137}Cs	30.1	41.4	302	0.11	1.2
^{129}I	1.6×10^7	—	—	17.0	1.1
^{98}Tc	2.1×10^5	28.3	286	19.0	0.9
^{237}Np	2.1×10^6	16.6 (4.12)	70 (17.4)	370	1.7
^{241}Am	433	1.2 (15.9)	5 (66.0)	33	1.7
^{243}Am	7,370	2.8 (8.3)	11.5 (34.2)	70	1.7
^{244}Cm	17.9	0.63 (0.6)	2.6 (2.5)	20	1.7

() 内は Na 冷却高速炉の生成量。

第 1 表のアイソトープは核分裂生成物(FP)と中性子捕獲により生じた超ウランアクチナイド元素に分類される。Sr-Tc の FP は β および γ 放射性であり、Np-Cm のアクチナイドは α 放射および核分裂の崩壊

モードを持ち、FP と異なった毒性評価を要する。また、数 100 年内の蓄積問題で重要な核種(主として FP)と、数千～数 10 万年の長期的に残存する核種(主としてアクチナイド)に大別できる。消滅処理はどの期間を

対象とすべきかが明瞭にされないと、技術的検討を詳細に行うことができない。例えば数100年内の問題であれば、第1表の ^{90}Sr 、 ^{137}Cs がCi数の大部分を占めるから、それらの変性を考えねばならない。その場合は熱中性子断面積が小さいから、通常原子炉の中性子束は処理に有効ではない。

Ⅲ. 研究開発状況

現在までの研究開発の過程は継続的というよりは散発的という形容が適している。その主たる原因は、最初のローレンス・リバーモア研究所(LLNL)の大規模な開発努力が、U資源の発見という事情で打ち切られたのはやむを得ないにしても、その成果の公開はおろか、プロジェクトの存在したことさえ公表されず、貴重な資料と人々の経験が25年間埋もれてしまい、その後米国でこの問題を再び取り上げる意欲を削いでしまったためであると思われる。また、軽水炉の目覚ましい成功と、高速炉および核融合方式の早期実用化への希望が新しい核分裂エネルギー源探求の手を控えさせて来た点もあろう。

1950年代以来、大強度中性子源による核燃料の生産について地味な検討を続けて来たのはカナダのみである。バンクーバーのトライアンフ大型サイクロトロン、米国の素粒子研究用シンクロトロンを使用して、高エネルギー陽子によるスポンレーション反応の基礎データを収集するとともに、加速器、ターゲット系の概念設計を続けて来た。加速器に関しては大型 AVF サイクロトロン、分離軌道サイクロトロン(SOC)と検討を続け、連続動作のリニアックを現在は最良としてい

る。1970年代の初めに連続動作電子リニアックを作り、半ばに3 MeV、10 mA の連続動作陽子リニアックを製作し、また300 kV、300 mA の入射器により大電流リニアックの基礎実験を行なって来た。その結果、従来のパルス動作では表面化しなかった冷却あるいは高圧絶縁物の劣化の問題を見出して対策を立てている。また、リニアックの全長の大部分を占めてコスト、電力効率を左右する高 β 加速部の開発試作を、ロスアラモス研究所(LANL)と協力して行くとともに、大電力連続動作クライストロンの開発も試みている。

技術開発と並行して、その経済性解析も行なっている。その内容は文献(4)に紹介した。それによれば、

- (1) 加速エネルギーの1 GeV 付近でコストが最小となる。
- (2) 生産規模が大きい方が1 g 当りのコストが小さくなる。
- (3) ^{238}Pu の方が ^{233}U より価格が低い。
- (4) 作られた核燃料は、現在の ^{235}U (93% 濃縮) の価格の約50 \$/g よりはるかに高価である。

であって、第3図にその計算結果のグラフを示す⁽⁵⁾。算出されたコストは天然Uの現在の価格が続くなら、加速器により核燃料を作る方式には競争力がないことを示している。彼らは1990年代末にはU価格が急騰するはずで、その際にこの方式が必要となると主張している。

米国では長期の中断の後に1971~73年頃、原子炉の放射性廃棄物を1 GeV の大電流陽子リニアックで照射し処理する方法がブルックヘブン研究所(BNL)で検討された。その後、関心は核融合炉材料試験用の大電

パラメータはビーム電力と1日当りの生産量

第3図 加速器により生産される核燃料のコスト⁽⁵⁾

流重陽子リニアック施設(FMIT)に移り、35 MeV、100 mA のリニアックをLANLが開発してハンフォード研究所に建設することに決定、ビーム電力 3.5 MW の強力中性子源を1990年に完成させる計画が進められている。この装置は、加速技術的には、低エネルギー部分にLANLで開発された RFQ 構造を採用して、入射電圧を低くしながら大電流の加速軌道捕獲を有効に行い得ること、主加速部の放射化対策を考慮した機器および建物設計の点で注目される。

1977年に加速器増殖方式の検討会がBNLで開催され、25年前のLLNLの成果も公表されて、この方式の米国における再検討の契機となった。関連技術として液体金属 Li ターゲットを上記の FMIT 計画で開発しており、その他連続動作大出力管も FMIT、核融合プラズマ加熱装置、高エネルギー加速器、特に電子蓄積リング等と関連して、各種の周波数帯大電力用の開発が推進されている。

ヨーロッパでは、西独、フランスが1970年代末から検討を開始しているが、高速増殖炉、核融合炉に人員と資金を投入しているためもあり、まだ大規模ではない。西独が 1.1 GeV、10 mA の大強度陽子リニアックを建設する計画が進められている。また、SIN(スイス原子核研究所)のサイクロトロン(590 MeV)の平均電流 100 μ A を 2 mA に増加する改造が1987年に完成する予定で、さらに大電力ターゲット装置を製作して 10 mA とする案もある。エネルギー 590 MeV において全電力は約 6 MW となり、カナダの計画より早くターゲット炉の試験に使用し得る可能性がある。

わが国では1977年頃から関心を持つグループが誕生し、小規模な活動を行なっている。ターゲットの核工学的設計に関しては、米国で開発されたコードを改良

して大容量計算機により中性子束分布を求めて測定値と比較する作業が行われている。実験値は国外のデータとともに、筑波の高エネルギー物理学研究所(高エ研)の加速器を使用して、不足データを補う努力が1983年から文部省科研費の補助を得て開始されている。しかし高エ研の陽子シンクロトロンは同研究所の新加速器 TRISTAN の工事のため1983年度末から停止し、1985年にならないと運転を再開できないので、十分なデータの測定は85年以降まで待たねばならない。国内には他に高エネルギー陽子加速器は存在しないから、国外の施設の利用あるいは国外の研究者の協力を得てデータの蓄積を図ることが望ましい。国外の施設としては、米国LANLの800 MeV、1 mA; LBLの730 MeV、0.1 μ A; NASA-SRELの600 MeV、0.05 μ A; IUCFの200 MeV、10 μ A; カナダバンクーバーの500 MeV、100 μ A; スイスSINの590 MeV、100 μ A(1987年に 2 mA); CERNの600 MeV、0.1 μ A; フランスサクレの3 GeV、1 μ A; 英国RALの800 MeV、200 μ A(建設中)などがある。しかし、国際協力を実施し得るためには、わが国の側にもそれを担当する公的組織が確立されている必要がある。現在は有志により研究が実施されているが、中心となる機関がないので、継続的な国際協力の実現は困難であろう。

IV. 可能性検討のための開発作業案

前章の末尾で述べたように、加速器による核燃料生産および放射性廃棄物の処理方式の可能性を検討し、より大きなプロジェクトをわが国が組むべきか否かを定める作業は、もはや何らかの中心となる組織の指定ないしは確立がなければ、有効な前進は困難な段階にある。幸いに社会的認知が得られても国外で得られた

第2表 わが国における関係技術の開発工程試案

作業の性質	期 間	作 業 内 容
基礎的研究	5～10年	核スプレーションデータ収集、核工学、熱工学計算用プログラム整備、RFQリニアック(1 MeV程度)の試作、各種ターゲットシステムの概念設計とコスト比較、各種情報と文献の収集によるデータベース作成、研究組織の確立と工学試験用敷地選定(以上のうちのある部分には有志により研究が開始されている。)
工学的研究	6～12年	工学試験用建屋の建設、ターゲット炉の設計研究、熱工学試験装置の製作運転、大電流リニアックの低エネルギー(約10 MeV、10～100 mA)部の製作運転、大電力高周波励振器の製作と運転、大電流長寿命イオン源の開発、ターゲット炉モデルの試作、炉材料の選択と試験、200 MeV リニアックによるターゲット炉試験の開始、核燃料サイクルの研究
原型の建設と試験	6～12年	200 MeV リニアックの1～2 GeV までの延長、1 mA ビームによるビームスピン、遮蔽、保守作業等のデータ収集、10 mA ビームへの増加によるターゲット炉の熱工学、核工学データ収集、化学的再処理の必要度の決定
実証試験期間	x年	ビーム電流の300 mA 増強による長時間運転試験、各部の改良、発電設備、熱中性子炉の付設による実用運転の開始

既成技術の導入拡充の場合と異なって、新しいエネルギー源の可能性の検討には、探索的でありながら組織的な作業が必要である。各段階ごとに状況を点検し、計画を改良しつつ進む長期の作業となる。この点 CRNL を中心としたカナダの方式は良い参考になる。それを参考として、わが国でも開発研究が可能となった際の関係技術の開発工程の試案を仮に作るとすると第2表のようになるであろう。

以上は討議資料とするための大雑把な案である。実行組織ができれば、さらに細分化あるいは異なった観点にたった年次計画となるであろう。ここでは、作業の性格の違いが明瞭となるように分類した。各期間は相互にオーバーラップが可能であるが、それぞれの作業で必要とされる予算額も大幅に異なり、次々に1桁に近い増加が予想される。したがって、それぞれが次の作業の投資の可否検討の資料を提出しなければならない。

V. む す び

加速器による核燃料生産および放射性廃棄物処理方式は、原理的には明瞭で曖昧な所はない。しかし、その実現には社会的認知と、実用化のための技術開発が課題として残されている。

本稿では、技術開発の問題点をいくつかあげたが、その最大のものはターゲット部分の設計である。高エネルギービームの入射とスポレーション反応によって

生ずる熱と放射線分布の制御と処理には、核分裂炉とは異なった技術を要する。何種類かのターゲット炉の概念設計が提出されているが、その可否を核および熱工学的検討で定めるに至っていない。それには、単純なものから次第に複雑な構造に至る膨大なシミュレーション計算と実験が必要である。最終的には、電流量は目標値よりはるかに小さくても、エネルギーは十分に高いビームによる確認実験が必要であろう。一方、エネルギーは低くても大電流の加速器を使用して、材料の熱および放射線照射下の特性を調べる作業が、大電流加速器自体の開発と並行してなされることが望ましい。多面的な研究開発作業を統轄する組織がぜひ必要である。

— 参 考 文 献 —

- (1) LIVDAHL, P.V.: The Livermore MTA project and its influence on modern linacs, *Proc. 1981 Linac Conf., Los Alamos, LA-9234-C* p.5 (1981).
- (2) "Nuclear Energy and Fuel Cycle, Prospects to 2025", p.114 (1982), OECD, Paris.
- (3) FURUKAWA, K., TSUKADA, K., NAKAHARA, Y.: ICANS-IV, Tsukuba, (1980); *J. Nucl. Sci. Technol.*, 18(1), 79 (1981).
FURUKAWA, K.: 3rd Int. Conf. on Emerging Nucl. Energy Systems, Helsinki, (1983); *Atomkernenergie-Kerntech.*, 44(1), 42 (1984).
- (4) 原子力学会「中性子ターゲット」研究専門委(編): "スポレーション中性子工学", (1984. 7月), 印刷中.
- (5) FRASER, J.S., HOFFMANN, C.R., SCHRIEBER, S.O., GARVEY, P.M., TOWNES, B.M.: *AECL-7260*, (1981).

☆ス ポ レ ー シ ョ ン 中 性 子 工 学 ☆

「中性子ターゲットシステム」研究専門委員会成果報告書

1984年7月発行予定(限定出版)。予約受付中

B5判タイプオフ印刷, 約250頁, 予価 5,000円(会員特価 3,500円) (〒400円)

本報告書は、スポレーション中性子発生に関する核物理的基礎理論から、加速器増殖炉の設計案や加速器の開発課題にわたる広範な検討内容が盛り込まれている。本報告書が会員各位の加速器の新しい可能性についての関心を高めるとともに、この分野における研究活動の推進に役立つことを期待するものである。

目 次 (概 要)

- I. 大出力陽子スポレーション加速器の工学的利用の可能性
(核燃料生産と放射性廃棄物処理の可能性と経済性, 加速器とターゲット開発の現状)
- II. ターゲット/ブランケットの核物理・炉物理
(核データ, ニュートロニクス, 計算法)
- III. ターゲット/ブランケット・システムの工学
(加速器増殖炉設計例, 加速器溶融塩

- 増殖炉, 研究課題)
- IV. 大強度陽子シンクロトロンGEMINIと超強力パルス中性子源 KENS-II
- V. 核燃料生産と放射性廃棄物処理のための加速器
(中間規模加速器, 大強度加速器, 技術開発課題)
- ◎ご希望の方は学会事務局へ。
(予約または10部以上一括の場合は送費無料)