



NATIONAL INSTITUTE FOR FUSION SCIENCE

平成14年度 研究・企画情報センター作業会報告
核融合研究開発の評価
—実証炉に向けて—

Workshop at Data and Planning Center of NIFS in 2003
"Assesment of Fusion R&D"
- The Critical Issues of Demonstration Fusion Reactor -

編集責任 田島輝彦、井口春和
(Ed.) T. Tazima and H. Iguchi

(Received - Feb. 23, 2004)

NIFS-MEMO-44

Mar. 2004

RESEARCH REPORT
NIFS-MEMO Series

This report was prepared as a preprint of work performed as a collaboration research of the National Institute for Fusion Science (NIFS) of Japan. The views presented here are solely those of the authors. This document is intended for information only and may be published in a journal after some rearrangement of its contents in the future.

Inquiries about copyright should be addressed to the Research Information Center, National Institute for Fusion Science, Oroshi-cho, Toki-shi, Gifu-ken 509-5292 Japan.

E-mail: bunken@nifs.ac.jp

<Notice about photocopying>

In order to photocopy any work from this publication, you or your organization must obtain permission from the following organization which has been delegated for copyright for clearance by the copyright owner of this publication.

Except in the USA

Japan Academic Association for Copyright Clearance (JAACC)

41-6 Akasaka 9-chome, Minato-ku, Tokyo 107-0052 Japan

TEL:81-3-3475-5618 FAX:81-3-3475-5619 E-mail:naka-atsu@muj.biglobe.ne.jp

In the USA

Copyright Clearance Center, Inc.

222 Rosewood Drive, Danvers, MA 01923 USA

Phone: (978) 750-8400 FAX: (978) 750-4744

平成 14 年度 研究・企画情報センター作業会報告

核融合研究開発の評価

— 実証炉に向けて —

編集責任

文部科学省 核融合科学研究所

田 島 輝 彦, 井 口 春 和

要 旨

実証炉を構想しそれに至る課題を整理することは、核融合研究開発の現状を評価するうえで最も適切な作業のひとつと考えた。磁場閉じ込めと慣性閉じ込め核融合に共通な課題は経済性の改善である。また、磁場閉じ込めではトカマクもヘリカルも将来性のあるダイバータの開発は共通である。

経済性に関しては先進トカマクや高速点火方式のレーザ慣性核融合の提案が出てきている。さらにダイバータに関しては可動型や外置き型の研究が進められている。これらの要約は添付した。

Workshop at Data and Planning Center of NIFS in 2003

**“Assessment of Fusion R&D”
- The Critical Issues of Demonstration Fusion Reactor -**

edited by:

Teruhiko Tazima and Harukazu Iguchi

National Institute for Fusion Science

Abstract

In order to assess the fusion research and development, we discussed on proposals which might have possibility to overcome the critical issues of a demonstration fusion reactor.

Advanced Tokamak reactor concept and a fast ignition method of laser fusion are proposed to reduce the high capital cost which is common for both of magnetic fusion and inertial fusion. Hopeful divertor concepts are also proposed for both of Tokamak and Helical reactor.

These summarized presentations are appended.

Key Words:

Fusion, Reactor, Capital Cost, Tokamak, Helical, Divertor, Laser Fusion, Assessment

目次

1.	はじめに	1
2.	核融合の歴史経緯	2
3.	核融合の社会的受容性	5
4.	核融合の推進理由	7
5.	核融合戦略の前提	19
6.	経済性と材料課題改善への試み	20

付属資料：作業会プログラムと講演内容要約

○	経済的トカマク	(西尾敏／原研)	23
○	炉材料	(室賀健夫／核融合研)	30
○	D/3He - ST	(長山好夫／核融合研)	33
○	コンパクトヘリカル炉	(山崎耕造／核融合研)	34
○	ヘリカル炉の課題	(相良明男／核融合研)	41
○	新ダイバータ概念	----可動型 (広岡慶彦／核融合研)	
		----外置き型 (大藪修義／核融合研)	46
○	慣性核融合 — 小型レーザー核融合炉の可能性	(乗松孝好／阪大レーザ)	48

1. はじめに

核融合開発の進展を評価するのにもっとも適切なことは、核融合実用炉の構想がより現実性を増してきたか否かを明らかにすることであろう。特に実証炉への要請条件を明確化しそれを満たす炉構想を検討することは、近年の種々の成果とアイデアの評価に直接結びつくと考えられる

実証炉への要請条件を明らかにし、それを満たす実証炉を構想することはすなわち ITER に平行して実施すべきテーマを明らかにすることであり、これは今後非常に重要なことになってくると考えられる。

核融合研究者は一般の国民はもちろん他分野の科学者がどのように核融合を理解しているかについての認識が不足している。特に ITER にも見られるように巨大な開発研究費が必要となるほど核融合開発研究への理解をおおぐ必要がますます増大してくる。また核融合研究者自身にとっても、我々はどのような方向へ開発研究すべきかの自問が重要となってきている。この意味でどこまで開発研究が進んできたか、また実証炉の構想がより進展してきたかを評価しておくことは大切であろう。

2. 核融合研究の歴史経緯

核融合研究の今後のあるべき方向を考える上で、現在に至るまでの研究の歴史認識及び評価が必須である。研究がどのように始まり、研究者はいかなる主張をして来たか、また社会はどのような期待を持って多額の費用のかかる核融合研究を支えてきたかについてきちんと整理しなければ、今後更に巨費を必要とするであろう核融合研究の正当性を説得することはできない。こうした観点にもとづいて、まず簡単に核融合研究の歴史経緯を振り返っておきたい。

原子物理学の進展により重い原子の核分裂の連鎖反応を利用すれば膨大なエネルギーが開放されることが知られるようになった 1930 年代後半、米国における原子力エネルギー研究は二つの方向へ向かった。一方はマンハッタン計画として知られる原子爆弾の開発研究であり、他方は制御された形でエネルギーを取り出す原子炉の開発研究である。前者は 1945 年 7 月ニューメキシコ州アラモゴード砂漠で初の原爆実験として結実し、その成果は実際に広島、長崎で使われることになった。後者、すなわち連鎖反応を制御された状態で起こそうとする試みはフェルミ、シラードらによって進められ、実は原爆完成より 2 年半も早い 1942 年、シカゴ大学の実験室で実現されていた。すなわち、核分裂エネルギーの開放は爆発的反応と制御された反応がほとんど同時進行で達成されたのである。

一方、軽い原子の核融合によるエネルギー開放の可能性は、歴史的には核分裂よりも早く知られていた。しかし、それが水素爆弾として実現されたのは原子爆弾

の実現から 7 年後の 1952 年のことである。しかも核融合連鎖反応を起こすためには、起爆剤として核分裂の爆発エネルギーの助けを借りなければならなかった。それにしても、原爆完成から水爆完成までにたった 7 年しかかからなかった。このことが後の制御核融合反応の研究に楽観的な見通しを与えたものと思われる。

それから間もない 1955 年、ジュネーブで開かれた第 1 回原子力平和利用国際会議において、バーバー議長が「制御された状態で核融合エネルギーを開放させる方法が今後 20 年以内に見つかるであろう」と述べたことを受けて、核融合エネルギーの平和利用への関心が急速に高まった。米国では既にシャーウッド計画として相当に多額の予算を投入し、スピッツァー博士のステラレーターの研究をはじめ、ピンチ、ミラーなど様々な実験装置が建設されていた。イギリスでもゼータと呼ばれるピンチ方式が重点的に研究されていたし、ソ連においても、後に水爆の父と呼ばれるようになったサハロフ博士らがトカマクの原点となるアイデアを試みていた。そして 1958 年の第 2 回会議以降、制御核融合を目指す研究は国際的公開のもとに行われることになった。こうした世界の動きに触発されて、日本においても核融合研究に着手すべしとの機運が高まり、発足して間もない科学技術庁の原子力委員会のもとで、湯川秀樹博士を会長とする核融合反応懇談会が開催された。その結果核融合専門委員会が設置され、2 年間にわたって日本における核融合研究の進め方が検討された。そこでは、プラズマの基礎研究から始めるか (A 計画)、諸外国にならって中型装置を建設するか (B 計画) という、いわゆる A-B 論争が繰り広げられた。白熱する議論の末、理論物理学者の湯川会長は、まず大学における人材育成と学問的基礎を確立することが重要であるとして、原子力予算ではなく文部省の科学研究予算の枠で核融合研究をスタートさせることを決めた。その結果、1961 年、名古屋大学に全国大学共同利用機関としてプラズマ研究所が設置され、理論原子物理学者の伏見康治博士が初代所長として赴任した。そこでは放電の物理を初めとして、プラズマの振る舞いの基礎的な研究が重視された。特に、プラズマの研究は実験室でプラズマを発生させることから始めなければならないとして、様々なプラズマ生成方式の開発が行われた。それらは様々な非線型現象を示すプラズマ物理の研究に供されることになった。こうして大学における基礎研究は、プラズマ研究所を共同利用の中核施設として多くの成果を上げていった。

一方 1960 年代は、直接核融合反応の実現をめざした研究にとっては、後に煉獄の時代と表現されたほどに、プラズマ閉じこめの難しさに悩まされていた。世界各国で様々な装置を建設して、あらゆる可能性を試すべく実験が進められていた。しかし日本では上記の経緯により核融合を指向するプロジェクト研究は大きく立ち後れていた。そうした指摘を背景に、科学技術庁傘下の日本原子力研究所でトラスプラズマの閉じ込め研究に着手することが決まった。直接核融合を指向する研究のなかった日本から頭脳流出した二人の日本人、大河千弘博士、吉川庄一博士の米国における活躍も大きく影響したと言われている。かつての A-B 論争の B 計画の復活である。以後文部省傘下の大学等における基礎的的原理的研究と、科学技術庁傘下

の原子力研究所を中心とするプロジェクト研究という二本立ての研究体制ができあがった。

ところが、1960年代末にソ連におけるトカマク型装置の成功が報じられると、プラズマ閉じ込めに新しい展望が開けたとして、世界中がトカマク装置の建設に走り出した。ステラレーターの発祥の地であるプリンストン大学においても、直ちにC-ステラレーターをトカマク型に作り替えた。日本でも始めてのトカマク装置 JFT-2 が原子力研究所に建設されることになった。それから間もない 1973 年 10 月、第 4 次中東戦争に端を発して引き起こされた石油危機は、エネルギー開発としての核融合への期待をさらに膨らませることになった。日本でも、文部省の科学研究費と科学技術庁の原子力予算ともに急増することになった。基礎研究中心であったプラズマ研究所や大学も核融合指向のプロジェクト的研究へと大きく舵をきった。原子力研究所では核融合炉早期実現へのステップとして、中型装置の成果を評価する間もなく、臨界プラズマ実験装置 JT-60 の建設が決まった。プラズマへの注入エネルギーとその中で起こる核反応によって発生したエネルギーとの比を示す Q 値が 1 を超えるブレイク・イーブンを目指す実験である。このプロジェクトは 21 世紀初頭の核融合実証炉運転を目標とする核融合エネルギー開発計画の一環と位置づけられた。しかしながら、この実験計画の目標を臨界条件の達成と表現したことは誤りであった。ブレイク・イーブンは現実には科学的実証にはほど遠く、外部からの入力エネルギーなしで核反応を維持できる自己点火の条件 ($Q=\infty$) を達成して始めて臨界と呼ぶべきであった。実際、核分裂の臨界条件とは自立して核分裂連鎖反応が持続することを指しており、これは JCO のウラン燃料工場で起きた臨界事故で世間に知れたとおりである。

このような核融合研究の急激な発展は世界的な動きであり、米国 (TFTR)、ソ連 (T-15) 及びヨーロッパ共同体 (JET) でも同規模の実験計画がスタートした。そしてこれらは世界四大トカマクと呼ばれた。(ソ連は経済状況の悪化と連邦の崩壊により、結局同規模の装置は建設されることはなかった。) しかし、各国とも当初の予想以上の時間と費用がかかり、JT-60U 装置 (途中で改造したため名前が変わった) では $Q=1$ の条件を達成するという約束を 90 年代半ばになってやっと果たした。世界的に見ても JET や TFTR が D-T 実験によって $Q>1$ を達成したのはほとんど同じ時期である。実用炉のはるか手前の $Q=1$ 達成までにほぼ四半世紀を費やしてしまったことになる。この間にエネルギーを巡る世界情勢を大きく変わっていった。

一方大学においては、予算規模の拡大とともに基礎科学としてのプラズマ研究は次第に隅に追いやられ、各地の大学に研究センターが設置されて様々な方式の中型装置実験が始まった。プラズマ研究所ではトカマク型による核反応実験装置まで計画されるようになった。しかしいずれの計画も次に進もうとすれば多額の費用がかかるという共通の難点を抱えていた。JT-60 が建設され大型トカマク実験は原子力研究所で推進されることがはっきりした中で、文部省傘下にある大学の次期計画について学術審議会でも活発な議論が展開された。その結果、新しい研究所を設置し

て一本化すべきことが提言され、京都大学で開発されてきた日本独自のヘリオトロン型装置を大学共同利用実験装置として建設することになった。こうして 1989 年に名古屋大学プラズマ研究所、京都大学ヘリオトロン核融合研究センター、広島大学核融合理論研究センターを整理統合し核融合科学研究所が発足した。新設された大型ヘリカル装置 LHD の実験は 1998 年にスタートし、トカマク以外の閉じ込め方式としては世界初の超伝導大型装置として研究が進められている。しかし、この一本化によって大学の核融合研究予算は削減され、新しい可能性に挑戦するという大学の核融合研究へのモチベーションは急速に薄れていった。

このように 20 世紀の最後の四半世紀は世界的な核融合研究の拡張が顕著になった一方、核融合実験装置の建設費があまりにも高額になることが各国の政府にとっても負担になってきた。そこで米ソ両国はカーター-ブレジネフ会談において核融合研究を国際協力体制で行うことを提案した。その合意に基づいて 1978 年以来、国際原子力機関 (IAEA) のもとで熱出力 60 万 kW クラスの国際トカマク炉 INTOR (International Tokamak Reactor) の設計作業が進められることになった。当時 4 大トカマクの建設に着手していた 4 極 (EC、日本、米国、ソ連) が、次の実験計画は国際協力で行うという方針に合意したのである。こうして IAEA の本部があるウィーンを本拠地として各国のメンバーが寄り合って、設計作業と開発項目の評価、選定、実施が行われた。INTOR の設計チームでは、一貫して建設費は 2,000 億円までとすべきであるという米国の主張が支配的であった。INTOR は結局建設には至らなかったが、国際協力の枠組みは ITER 計画に引き継がれることになった。

INTOR の設計活動も終盤にさしかかる時期の 1985 年には、レーガン-ゴルバチョフ会談において、冷戦緩和の協力事業として再び核融合研究が取り上げられた。これに EC、日本が勧誘されて、1988 年には INTOR 計画を引き継ぐ形で国際熱核融合実験炉 ITER (International Tokamak Experimental Reactor) の設計研究が西ドイツのガルヒンを本拠地として始まった。日本の原子力研究所那珂研究所、米国のジェネラル・アトミック社のあるサンディエゴにも国際設計チームが設置された。そして 10 年に及ぶ、概念設計、工学設計を経て、1998 年に最終設計案が提示された。しかしもともと独自の大型次期装置 NET の設計を進めていたヨーロッパグループが主導した設計案は 1 兆円を超える建設コストが予想され、エネルギー開発研究としての妥当性を欠くと判断した米国議会は撤退を決定した。日本でも、当時の橋本内閣は財政構造改革の期間中は ITER の誘致を行わないことを決めた。こうして計画そのものが頓挫しかねない中で、日本チームが中心となってコスト削減案を検討し、2001 年に建設費約 5,500 億円の縮小 ITER 案を提示した。日本では原子力委員会のもとに設置された ITER 懇談会が各界の意見を募り、様々な議論を経て政府に対して新しい ITER を日本誘致に誘致することを提言した。それに基づいて小泉内閣は青森県の六ヶ所村を建設サイトとして誘致に立候補することを決めた。外国ではフランス、スペイン、カナダが誘致の立候補をしてきたが、最終的には日本の六ヶ所村とフランスのカダラッシュの 2 カ所に絞られ、現在それぞれの候

補地の評価と誘致の政府間交渉が続けられている。こうした中 2003 年になって、米国共和党のブッシュ政権は縮小 ITER への復帰を申し出た。しかし、米国は核融合技術開発において ITER と平行して進めるべき国内研究計画の重要性に配慮して、ITER 建設への出資はコストの 10%にとどめると宣言している。現在は中国、韓国も参加する事になり、各国間の誘致や秘奥分担に関する駆け引きが激しくなっている。

以上、核融合研究の歴史的経緯を振り返ると、1970 年代以降石油危機に端を発したエネルギー資源枯渇の危機感から、21 世紀初頭に実証炉を運転することを目標として急拡大されたことがわかる。しかし四半世紀経って、本来ならば実証炉運転も始まっているはずであった今、実用炉までに更に数十年の歳月を要すると見込まれるようになった。アポロ計画のように十分な予算が投入されなかったという指摘もある。だがより重要な視点は 21 世紀のエネルギー問題は資源枯渇論から環境制約論へと大きな認識の転換が起きたことである。核融合エネルギーは長期的にみれば化石燃料に替わる基幹エネルギーとしてのすぐれた特徴を有している。この 20 年間の進展もめざましいものがある。しかし根本的課題がまだいくつか残されている。このような歴史認識に基づいて核融合研究のあるべき姿を再構築する時期ではないかと思われる。

3. 核融合研究の社会的受容性

前節で述べたように、21 世紀を迎えた今エネルギー問題解決の手段としての核融合エネルギーへの期待は、30 年前の石油危機のころとは全く異なると言ってよい。これまで核融合研究は、他のエネルギー源と比較して競争力を持たなければならないということにあまり重点をおいてこなかった。それは、化石燃料資源は数十年以内に枯渇し、必ず核融合を必要とする時が来るという考え方があったからであろう。ところが、数十年以内という資源枯渇論が説得力を失いつつある現在、経済性、環境適合性で競争できる見通しがなければ 21 世紀中の出番はないと言われるようになった。究極のエネルギー源ではなく、エネルギー源の一つのオプションでしかないと言ってもよい。実際これまでの開発の成果と知識の積み上げだけでは社会に受け入れられる核融合の展望は開けないであろう。

他のエネルギー源との比較をしてみよう。世界的なエネルギー情勢を見ると、エネルギー源の多様化、自由化が進み、どのエネルギーについても経済性に関する要求は厳しい。石炭、石油、天然ガスなどの化石燃料を使う火力発電は、今世紀中は引き続いて基幹エネルギーの地位を占めるとと思われる。現在 100 万 kW クラスの火力発電プラントの建設費はおよそ 1,500 億円である。火力発電では燃料費の割合が高く、発電コストは化石燃料資源の価格に大きく依存する。近年では天然ガスが最も安いとされている。火力発電が問題とされるのは化石燃料の燃焼に伴う排気ガスが環境悪化を招くと考えられることである。しかし、酸性雨のもとになる酸化硫黄 (SOx) や酸化窒素 (NOx) を除去する脱硫脱硝装置は日本ではすでに普及して

いる。温暖化ガスとして懸念される二酸化炭素についても回収技術の研究が進み、プラント建設コストで5割、発電単価で2割上がることを承諾すればすでに実用化可能であるといわれる。ただし、回収後の二酸化炭素の処理方法は未解決である。一方、石油よりも炭素成分の少ない天然ガスは資源的にも豊富であると推定され、現在発電の天然ガス化が世界的に進みつつある。もっとも、最近ではオイルシェールなどの非在来型石油資源の低コスト精製技術が開発され、石油資源の可採埋蔵量は倍増するとの見方もある。他方、資源量では圧倒的に多い石炭が、液化、ガス化の技術進展に伴って長期的には復権の可能性も高い。少なくとも21世紀中はこれら化石燃料が基幹エネルギーの主役で有り続けるとの見方が有力である。

核分裂原子力エネルギーについては、日本ではいまや50基を超える原子炉によって電力の1/3以上をまかなっており、基幹エネルギーと言ってもよいであろう。現在100万kWクラスの軽水炉のプラント建設費はおよそ4,000億円である。これまでは、ウラン資源に限りがあるため高速増殖炉を開発しない限り原子力エネルギーは長期的なエネルギー資源と成り得ないと言われてきた。しかし近年、海水ウランの回収技術が格段に進歩し、経済性が見通しが立ちつつある。この場合、核燃料サイクルを放棄してワンスルー方式をとることが可能になる。実際、商業的核燃料サイクルは世界的にはほとんど放棄されている。海水ウラン回収は陸のウラン採取に比べてコストが数倍以上かかるが、原子力発電ではもともとプラント建設費に比べて燃料費の割合は小さく、電気料金としては1割程度の上昇に押さえられると見込まれている。核分裂原子力の問題は、高レベル放射性廃棄物の処理法およびそのコスト見積が不明な点と、チェルノブイリ事故や、身近にはJCOの事故などを通して安全性に関する信頼を勝ち得ていない点である。また、核兵器やテロリズムの拡散の危険性とも無縁ではないことも短所と指摘されている。

太陽光、風力、バイオマス、地熱、など、いわゆる再生可能エネルギー（あるいは自然エネルギー）の利用をさらに発展させるべきであることは言うまでもない。それですべてのエネルギーをまかなえるならば言うことはない。しかし、これらはエネルギー密度、安定性等の観点から、現在の形の電力供給では必ずしも良質のエネルギー源と言えない。電力貯蔵、あるいは水素ガスへの変換などを含めて相当に効率を上げ、エネルギー源としての独自の安定性、経済性をクリアしなければ基幹エネルギーの候補としては力不足である。しかし、各家庭の電力をまかなうことや、小規模分散型のエネルギー資源としての期待は大きい。

このような状況の中で、ITERという実験装置の建設だけで5,500億円の巨費を必要とする核融合研究体制を社会は受容するだろうか。研究者側の論理として、経済性よりもまず発電の実証を示すことが先決だという主張がある。しかし、社会の側から見れば、既存の発電プラントよりもさらに高額な実験装置が必要と主張するならば、経済性まで考慮した実用炉への見通しをはっきり示してほしいということになるであろう。高速増殖炉の原型炉とされた「もんじゅ」は、当初予算3,500億円のほとんど2倍の建設費がかかったという失敗例を残した。これから始めよう

とする ITER の建設では当初予算は厳しく監視されるであろう。

豊富な燃料資源、固有の安全性、環境適合性などを総合的に見れば、核融合は人類の究極のエネルギー源としてすぐれた特徴を有している。実現すれば核分裂原子力に頼らなくてすむようになる。長期的視野に立てば人類の英知を絞って挑戦するに値する高邁な研究である。しかし、エネルギーはそれ自身として高付加価値商品ではありえず、他のエネルギーと経済性で競争できなければ、少なくとも 21 世紀の基幹エネルギーとして社会的な合意は得られないであろう。

4. 核融合の推進根拠

核融合にせよエネルギー問題にせよ建前と本音に大きな開きがある。なぜ建前論ばかりなのかは、社会に受け入れてもらうために、俗耳に入りやすいものにならざるをえなかったからであろう。

しかし建前論だけにのっとった開発研究は、当然妥当な研究開発方向から遠く離れてしまう危険性があるだけに、本音のところを研究者はしっかり把握しておく必要がある。

本音として以下の 3 つが言えるであろう。

(1) 今後の 100 年程度ではエネルギー資源がなくなるわけでもなく、エネルギー供給が足りなくなるわけでもないが、環境問題から使いたいだけ使うことが困難になってくる。したがってより環境保全性の高い基幹代替エネルギー源が求められている。

(2) 基幹代替エネルギー源にうまい話はない。それぞれ長所があるが致命的短所も抱えている。

(3) その困難さ故に核融合はまさしく mad scientist が行う mad science 分野で、およそ積み上げ型の研究開発スタイルはあり得ず、アイデアを最重要視して、チャレンジに次ぐチャレンジで切り開いて行かざるをえない。

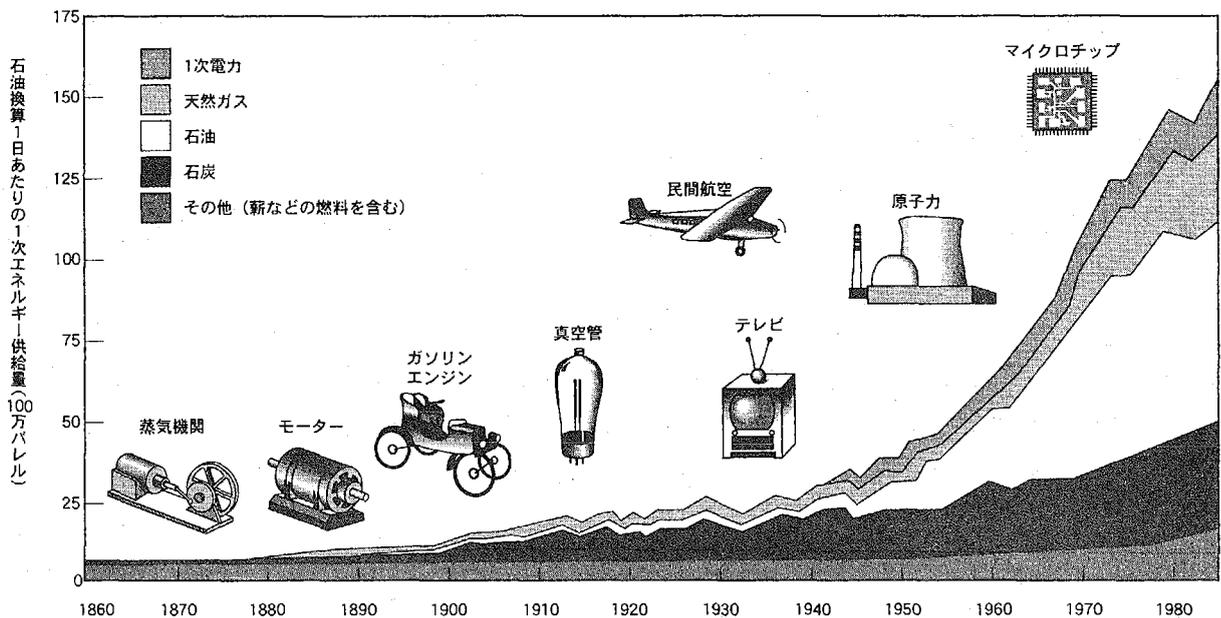
代替エネルギー源の必要理由を核分裂炉がいろいろ宣伝してきているが、10 年程度でそのキャッチフレーズを目まぐるしく変えてきている。当初は軍事用の原子炉（核爆弾用燃料生産用）維持のため、原子力の平和利用をアイゼンハワーが提唱したのであるが、無限のエネルギー源、その次はクリーンなエネルギー源と変わり、最近では安価なエネルギー源から炭酸ガスを出さないのが環境に良いエネルギー源などと言っている。核融合も同じような宣伝をしてきたが、これらに確かな根拠があったわけではない。

個人的には、将来の基幹代替エネルギーとしての条件を満たしうるのは核融合しか可能性がないのではないかと考えている。その根拠を示すために、代替エネルギー源をめぐる論点について簡単に整理してみよう。まずエネルギー問題について見直してみる。

4.1 エネルギー問題～エネルギー需要は増大するのか？

今後エネルギー需要が非常に増大するので代替エネルギー源が必要になる、と言われてきたが、今後どこまでエネルギー需要が増大するのかはよくわからない。たしかに 20 世紀には人口爆発が生じ、そのためエネルギー需要が急増している[図 1]⁽⁶⁾。ここで注目しておかなければならないのは、貧しい国は平均寿命も短く、歴史的に人口がそれほど増えなかったが、20 世紀に入ると医学の進歩により、これらの国ほど人口爆発が生じていることだ。

図 1 世界のエネルギー需要の増大



よく指摘されるのは、2050 年代には、人口が 100 億人に達し、総エネルギー需要が 3 倍は必要になるため、エネルギーが不足するという予測だろう[図 2]⁽⁷⁾。その根拠は、1 人当たり 3 kW のエネルギーを使うと、現在の豊かな生活が享受でき、平均寿命も伸びるといふところにある[図 3]⁽⁸⁾。このように全世界が同程度に豊かな生活を営む持続的な発展という考え方があるが、専門家の間では問題点がさまざまに指摘されている。多分南北問題がより深刻化し、多数の難民が発生するという予測の方が現実的であろう。

図2 各国のエネルギー消費量と寿命

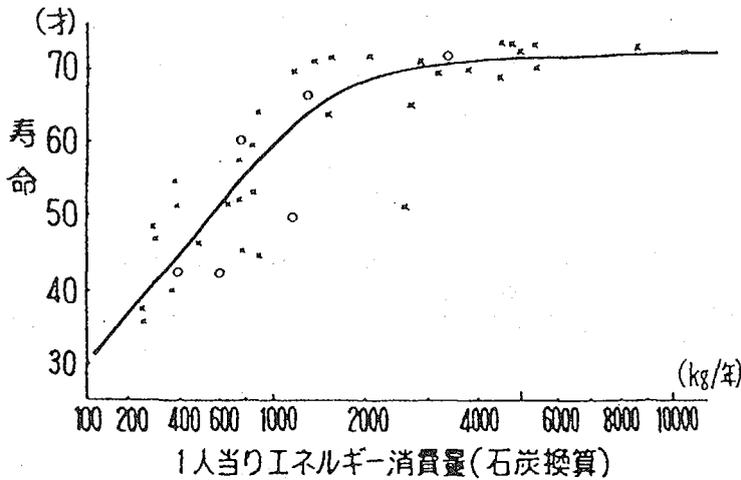
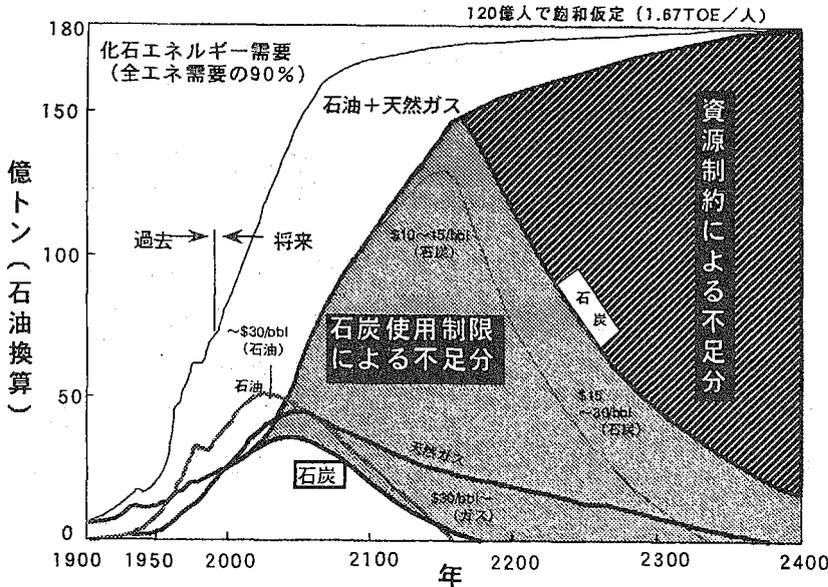


図3



全エネルギー需要の90%を化石燃料でまかなう場合の化石燃料の消費曲線例。世界人口は120億人で飽和すると仮定し、さらに省エネルギーが進んで、1年間で1人平均1.7トンの石油に相当する化石燃料エネルギー(現在の先進諸国の人々が使う平均の1/3)を使うと仮定して計算したもの(電力中央研究所が行った評価)。及び、地球環境問題を考慮して、石炭の使用を大幅に制限した場合(斜線)のエネルギー供給の不足量の変化。

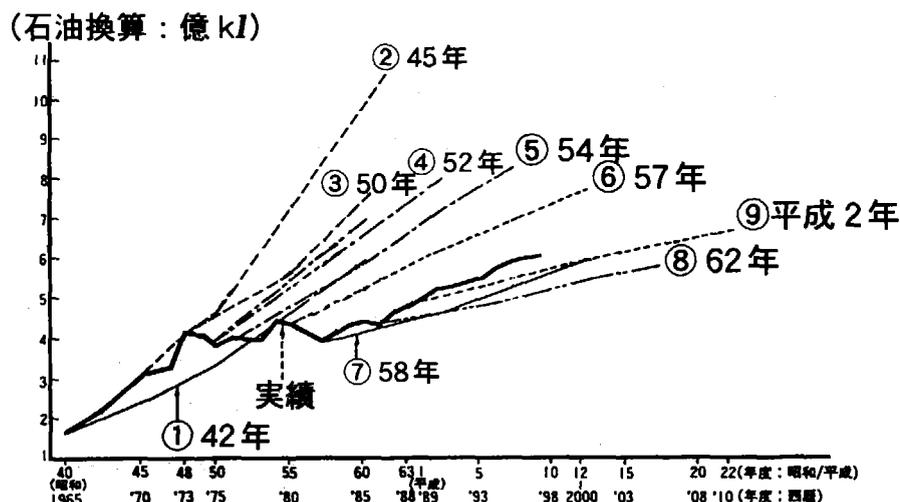
さて日本のエネルギー需要の予測と実績をしてみる〔図4〕。点線が予測、太字が実績である。昭和45年頃の予測では、日本のエネルギー需要は急増しつづけ、20年後には世界の石油貿易量の半分を日本が消費するという、ありえないような数値を発表している。もちろんそういう事態は生じず、消費は横ばいであったが、この間経済は停滞することなく、GDPは約2倍にまで伸びている。いかに日本のエネル

ギー使用に無駄が多かったかという事実も明らかになった。

次々に予測が出されてきたが、エネルギー需要は増えるという予測ばかりである。現実との食い違いを見ると、これは予測ではなく期待だということが分かる。エネルギー需要の不足部分を原子力で補うという原子力推進のための国策に沿って、エ

図4 日本のエネルギー需要予測と実績

総合エネルギー調査会長期エネルギー受給見通し推移・実績対比
(エネルギー需要量合計・石油換算)



ネルギー大量消費の推進を旧通産省が行おうとしてきたからであろう。今までの政策の基本は大量生産・大量消費社会の維持だったということがわかる。

いずれにせよ、今後の日本のエネルギー需要がどこまで増大するのかわからない。昭和30年代ではエネルギー需要が少なく、自給率が75%もあった頃とは異なり、現在程度のエネルギー需要でも日本はまったく自給自足ができないことは確かである。

4.2 エネルギー問題～石油は不足するのか？

化石燃料は早晚不足するので代替エネルギー源の開発が必要だと言われてきた。しかし石油資源ひとつとっても究極可採埋蔵量を基にしての資源寿命は、40年以上も前から常に30～40年と言われてきたが未だに不足していない。この間石油需要は5倍にもなったが、究極可採埋蔵量も同様の伸びがあったので、資源寿命は変わらなかったというのが一応の説明である。しかしすでに19世紀末の石炭使用全盛期に、その資源寿命を30年とした例もあるように、この30年という数字は、資源採掘販売企業集団（現在ではメジャー）の価格維持のための宣伝と見るのが定説となっている。

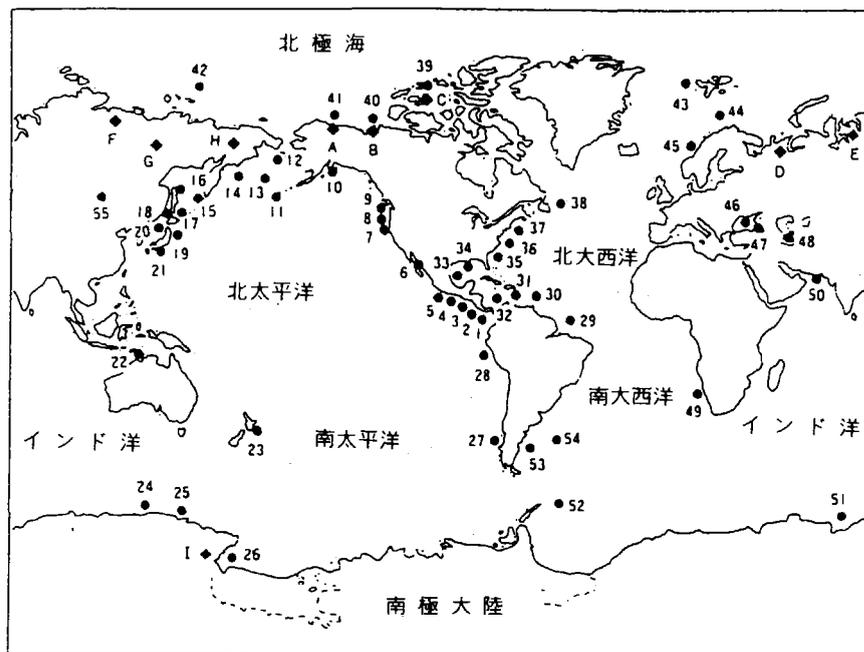
たとえば石油究極可採埋蔵量に関し、世界的に権威あるとされている28の調査、研究機関の発表値には1兆バーレルから7兆バーレルもの開きがある⁽⁹⁾。米

国と旧ソ連の公表推定値の開きも大きく、米国の方がはるかに低く見積って、いずれかあるいは両者がなんらかの政治的、経済的配慮をしているからだという指摘がある。

正確な埋蔵量を知る手立ては我々にはないが、中立の立場と見られる説では、石油の究極可採埋蔵量は、かつての 1 兆バーレルはもちろん現在の 2 兆バーレルどころか、4~5 兆バーレルに達するとしている⁽⁹⁾。

一方天然ガスの究極可採埋蔵量は、年々増え続けていて石油に迫る勢いである。さらに最近メタンの水化物であるメタンハイドレートが、世界の各地に膨大にあることがわかってきた[図 5]⁽¹⁰⁾。燃料としてのメタンが従来の化石燃料の総量を上回るほどにあるとの推算がいくつか発表されている。ともかく膨大にあるガスや石炭を考えるまでもなく、石油だけを考えても、公表値よりも実際の埋蔵量ははるかに多いこと、さらに現実に供給が逼迫してくればエネルギー資源は高価格になり、その時今までも経験したように、コストの高い資源も新しく採掘されるようになるし、また需要も減少するという手伝うだけに、ここ 100 年程度で化石燃料が枯渇に至ることはないであろうという説の方が有力になってきている。

図 5 世界のメタンハイドレート分布図

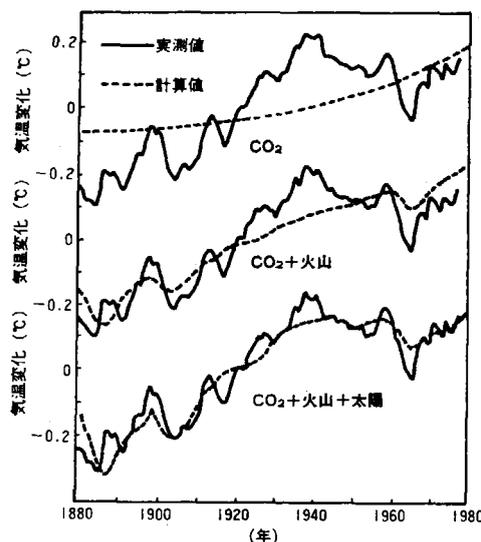


4.3 エネルギー問題～環境問題

環境保全性の高い代替エネルギー源の開発が要請されているのは確かである。とはいえ炭酸ガスによる地球温暖化の明白な科学的証明はない。年間約 60 億トンもの炭酸ガス放出のうち 10 億トンもが吸収源不明で、シミュレーションと現実では定性

的にも合わない[図6]₍₁₁₎。約12万5千年前の前間氷期では炭酸ガスの重量濃度は2割少なかったが(体積濃度で1/2)、平均気温は2~3度高かった。1940~1970年代は炭酸ガスは増えたが、気温は下がった。当時小氷河期に突入する前兆と大騒ぎをし、エネルギー消費を増大させて地球を暖めるという提案さえあった。さらに太陽の放射エネルギーの変動(0.3~0.5%変動)で気温0.5度変動や地球の自然変動による数十年サイクルでの0.5度変動もありうる₍₁₂₎。

図6 過去100年間の気温変化(実線)とシミュレーション結果(点線)



注) CO₂倍増時の気温上昇を2.8℃と評価するモデルを使用

なによりも地球の温度に影響をもたらすのは大気中の水蒸気のはずである。地球物理の本には、大気がなければ地球の平均温度はマイナス18度であるが、大気の水蒸気のためにプラス15度で一定とされている。この記述が温暖化の本にはないのはなぜなのであろう？なぜ大気中の水蒸気量は一定であると仮定できるのであろうか？

酸性雨による森林、湖沼の被害や、土地や水や海の汚染、砂漠化等明らかな環境汚染を第一優先としないのはなぜなのだろう？先進国がこれらの局所的な環境破壊の深刻さを指摘しても、豊かな生活のために環境問題より経済成長を優先させた報いであると発展途上国に返されるだけであらう。となると今後地球環境悪化に大影響を与えるであらう発展途上国を引き込むには、汎地球的になりそうな事柄を問題化する必要がある。炭酸ガスによる地球温暖化はまさしくそれであらう。

このように、環境問題も政治的な話があまりに多くて、何が客観的な真実なのかよく分からない。

4.4 代替エネルギー源開発根拠

以上から代替エネルギー源開発の推進根拠は、

- 石油や石炭や天然ガス等の炭素エネルギー資源はここ百年程度では枯渇する恐れはなさそうであるが、有限であることは明らかであり、子々孫々に渡って大事に使うべき重要な工業材料資源である。
- 環境保全性の高いエネルギー源は焦眉の課題である。すなわち人口爆発とエネルギー消費増大、それにともなう環境破壊はすでに今日の問題となっている。科学的証明はいかにも不十分である炭酸ガスによる地球温暖化はともあれ、21世紀には酸性雨等の問題はますます深刻化すると予想されている。地球環境の収奪によって豊かな生活を実現してきた先進国には特にその解決の責任がある。
- また日本では国家安全のためにも自給自足のできるエネルギー源の確保は悲願である。

4.5 代替エネルギー源の成立条件

このような代替エネルギー源開発研究の推進根拠を基に、それが成立する条件を見てみる。ここでは例えばエネルギー需要の10%程度の供給が限界のようなものではなく、単独でそのほとんどを賄える可能性のあるいわゆる基幹代替エネルギー源への要請条件について考える。

- [1]豊富な燃料資源があること。
- [2]エネルギー比が十分に大きいこと（少なくとも5以上）。
- [3]環境保全性が高く、立地制約が少いこと（現在の日本の総エネルギー需要を満たすだけでも100万kWの発電所が約500基は必要となる）。
- [4]妥当な経済性があること。

表1 基幹代替エネルギー源の比較

	核分裂	太陽光発電	核融合
燃料資源	海水中の1割を約千年分抽出可能OK 1~2円/kWh	無尽蔵	海水中の1割を約千年分抽出可能OK 20~30円/kWh
エネルギー比	ガス発電法 3~5 蒸気発電法 6~10	1~3	5~10
環境保全性	△	◎	○
立地制約	△	×	○
経済性	10~15円/kWh	~30円/kWh <small>太陽電池の製造コストは約100円/kWh程度であるが、発電コストは約10円/kWh程度である。</small>	20~40円/kWh <small>1000℃以上の高温で稼働する必要があるため、現状では約40円/kWh程度である。</small>

ここで[1][2]はエネルギー源として自立しうる条件で、[3][4]は広く社会に受け入れられるための条件である。現在基幹代替エネルギー源として目されているのは核分裂炉、太陽光発電、核融合炉しかない。これらの評価を〔表1〕⁽³⁾にまとめてみた。

[1]燃料資源

太陽光発電ではその太陽エネルギーは無限である。

核分裂炉では燃えるU235は天然ウラン中0.7%しかなく、これでは世界の数十年分のエネルギー需要を賄うのも危うい。そこで99.3%の燃えないU238を高速増殖炉で燃えるプルトニウムに変えれば、エネルギー資源量が数十倍になると考えたわけである。

しかし高速増殖炉で燃料が倍増する時間すなわちダブリングタイムは数十年かかることが分かってきて、これでは次々に造る高速増殖炉の初期装荷分の燃料を自給できないので、基幹エネルギー源としては成立しないことがわかってきた。各国が開発から手を引いた根本の理由はそれであろう。幸いにも海水ウランの抽出はうまくいき、その価格は鉱石ウランの数倍ではあるが軽水炉での燃料代の発電原価に占める割合は低いため、海水からのウランだけで代替しても、1~2円/kWh 高くなるくらいですむと算定されている。海水中の1割程度のウランが利用できれば千年程度の資源量となる^(13~15)。

DT核融合では燃料である重水素(D)と三重水素(T)のうち、重水素は海水に充分あり安価に抽出できる。三重水素はリチウムと中性子の反応を利用して自己生産をしなければならない。リチウムの海水からの抽出に関し、最近従来からの化学的抽出法より約百倍も収着効率が低いイオン記憶合金を使う巧妙な方法が、通産省工業

図7 海水からのリチウム抽出法

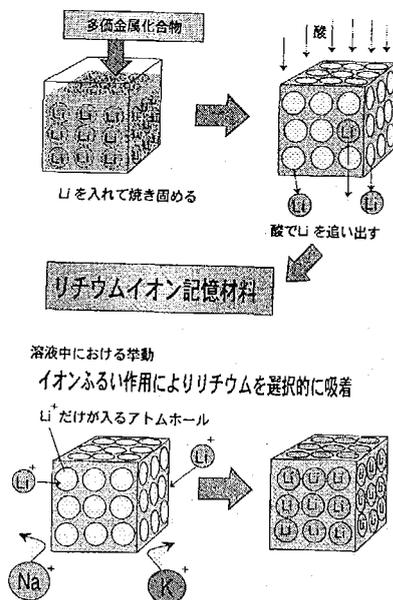
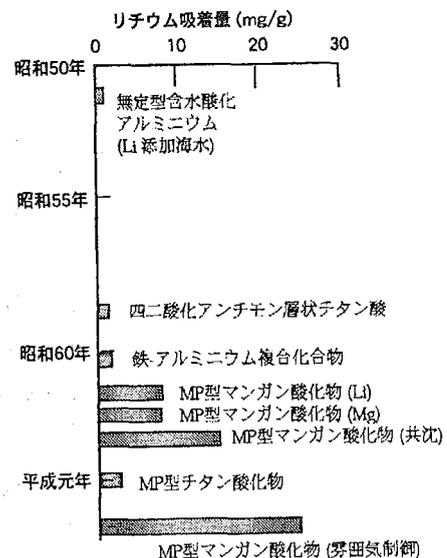


図8 海水からのリチウム吸着性能



技術院四国工業技術研究所で開発された[図 7、8]₍₁₆₎。海水にあるリチウムはウランよりも 50~60 倍も多いだけに、核融合のエネルギー資源も充分にある。

[2]エネルギー比

エネルギー比(=出力/入力)とは、プラントがその寿命(例えば 20~30 年)の間に生産する全出力エネルギー(ここでは電気)と、プラント建設や燃料製造およびプラント維持に必要な全入力エネルギーとの比で、どれだけエネルギーが増倍されるかを示す目安である。

太陽光発電プラントは巨大であり、その大重量架台および大面積の太陽光電池やそれを設置するアルミパネルの製造エネルギーが膨大になるため、太陽光発電のエネルギー比は非常に低くならざるをえない。自然エネルギーを主張するエコロジストは、原子力は重厚長大というが、太陽エネルギーこそ重厚長大の典型である。

核分裂炉では入力に占める最大のものは燃料濃縮で、膨大な電気エネルギーを使用するが、遠心分離濃縮法であれば十分なエネルギー比が達成できる。注目すべ

図 9 各種発電プラントの総重量比較

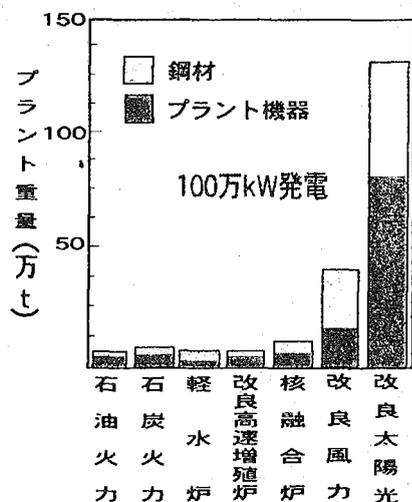
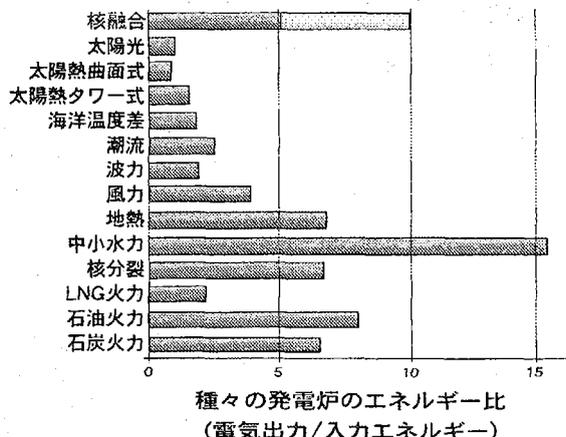


図 10 各種発電プラントのエネルギー比



きことに数万トンに及ぶプラントの建設エネルギーはそれほど大きくなく、そのエネルギーは 1 年以内に回収できる。

核融合炉プラント重量は軽水炉の 2~3 倍は重くなるが、エネルギー比 5~10 程度が期待できる [図 9、10]_(5, 17, 18)。

[3]環境保全性と立地制約

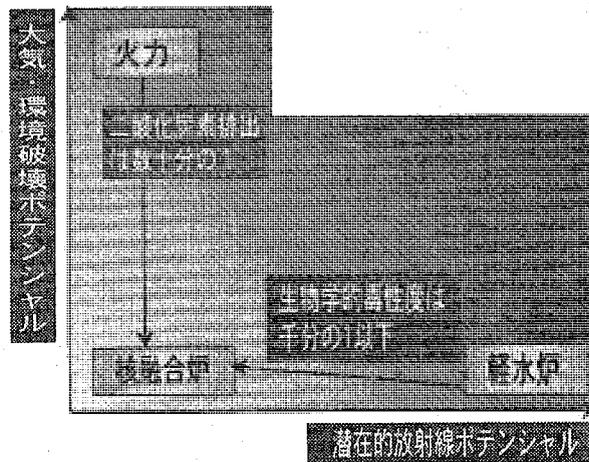
太陽光発電は局所的にはともかく、環境保全性はもともと優れる。その最大の問題はエネルギー密度が低いことにあり、現在の日本のエネルギー需要を全て賄おうとするのに、効率 20%の太陽光電池を使っても 3 万 km²を必要とし、これは日本の全耕地面積(もしくは四国全面積程度)が必要となるくらいである。したがって日本での立地はありえず他国に求めざるをえない。

核分裂炉の立地には、冷却水の豊富な海岸であること、耐震性のある岩盤があること、事故時の影響をなるべく少なくするために人口密集地帯から遠いことなど、多くの制約があり、国内に 500 基もの設置はいかにも困難である。

核分裂炉の保有する放射能はアクチノイド（放射性の核分裂生成物）がその殆どを占めている。これらの生成量を少なくすることは原理的にできない。またこのような高レベル放射性廃棄物の最終処分法が未解決になっている。核融合炉は核分裂炉のような高レベル放射性廃棄物を出さない。

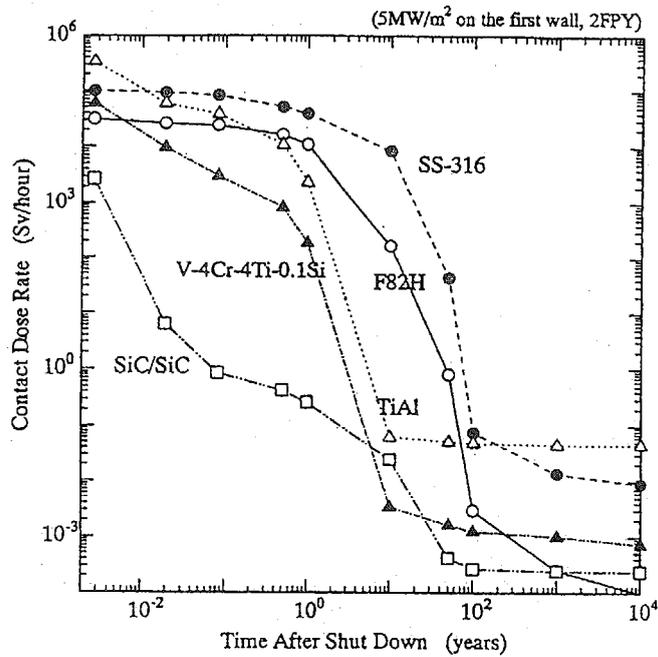
核融合炉が実現した場合の放射能は総量では核分裂炉と同程度で、トリチウムはその約 1 割で、約 9 割は誘導放射化された構造材(ステンレス鋼を主要とした場合)が占める。しかし核融合炉の放射性物質の生体への影響(生物学的毒性度)は、この場合でも軽水炉の 1000 分の 1 と低い。構造材の選択によって、この誘導放射性はさらに数桁も低くすることが可能である。また核融合炉はもともと暴走事故は原理的になく、想定最大事故でもはるかに核分裂炉より放射性物質の流失量は少ないといえる。さらに環境保全性を増すためにトリチウムの保有量を減らしたり、炉心部に低誘導放射材を開発して、その放射能を減らす研究が進められている。もちろん大気環境を悪化する亜硫酸ガスや亜硝酸ガスや炭酸ガス等の排出は、火力発電より非常に少なくなる [図 11]₍₁₉₎。

図 11 核融合炉と環境保全性



実用炉用の構造材としては低誘導放射性材で高耐中性子照射材と期待されるバナジウム、シリコンカーバイド、カーボンなどが候補にあがっている [図 12]₍₂₂₎。

図 12 核融合での各種構造材とその誘導放射能

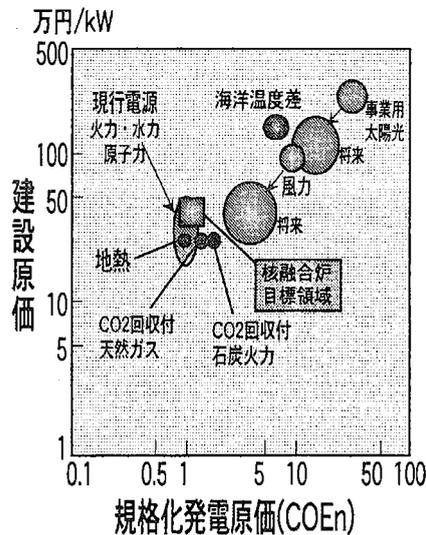


[4] 経済性

既存のエネルギー源のうち、軽水炉は仮定によって変わる予測値ではなく実績値では石油火力の 20~30 % 高程度である。それと比較して、太陽光発電の場合、太陽光電池がコスト高を招いている。他国にプラントを造る場合の土地代は無視しても発電原価が現状で約 10 倍、30 年後でも 2~3 倍高と予想されている⁽²⁰⁾。

磁場閉じ込め DT 核融合炉での検討を見ると、炉心部の重量は軽水炉のそれに比べ 10~20 倍も重くなる。これは炉心部のエネルギー密度が、軽水炉の 50~100 分の 1 と低いからで、結局プラント総重量は軽水炉の 2~3 倍は重くならざるをえない。核融合炉は軽水炉より複雑な加工、高級な材料を多量に使用するため、コストはこの重量比より高くなる傾向のため、DT 磁場閉じ込め核融合炉は軽水炉より 2~3 倍以上のキャピタルコストとなると予想される [図 13]^(19, 21)。

図 13 各種発電単価目標



キャピタルコストについて言えば、火力発電所は 100 万 kW で 1500 億円であるが、燃料代が高いので運転経費が高い。核分裂炉はキャピタルコストが 3000 億円なのになぜ成り立つかと言え、燃料費が安いからである。核融合炉では核分裂炉より燃料費が安いので、キャピタルコストは 4000 億円とか 5000 億円くらいまで許されると思えるが、それでは実験炉である ITER さえできないわけである。

結論

以上から核融合の特長は、

- エネルギー自給自足ができる
- エネルギー比がかなり大きい
- 環境保全性が良く、立地条件の制約が比較的少ない

基本条件だけを見ると、将来の代替基幹エネルギーとしては日本では核融合しか可能性がないと思える。核分裂炉も太陽光発電も立地問題だけでも困難がある。しかし核融合は、経済性と技術的困難性という厄介な課題を解決しない限り出番がないであろう。

参考文献

- (1)田島輝彦, 井上信幸: プラズマ・核融合学会誌 70 (1994)497.
- (2)田島輝彦: 交流 No.36 (1994) 14~17.
- (3)田島輝彦: 核融合研究 I 第 1 編 4 章(名古屋大学出版会,1996).
- (4)田島輝彦: プラズマ・核融合学会誌, Vol.74, No.7 (1998) 668.
- (5)田島輝彦: 核融合研ニュース, No.120 (2001, JAN).
- (6)G.R.デービス: 別冊日経サイエンス 101 (1990) 6.
- (7)電力中央研究所(依田直監修): 人類の危機トリレンマ(電力新報社, 1998)
- (8)"Energy statistics Year Book 1988"(U.N.,New York,1988).
- (9)松井賢一: 世界のエネルギー世論を読む(電力新報社,1991).
- (10)奥田義久: ペトロテック、16、4 (1993) 12-18.
- (11)J.Hansen,S.Lebedeff: J.Geophysical Research,Vol.92, No.D11(1987) 13345~13372.
- (12)ジョージ・マーシャル研究所レポート: 最新科学論シリーズ 11(学研, 1990)91-112.
- (13)須郷高信, 齊藤恭一: 日本原子力学会誌 36 (1994)619.
- (14)平岡徹: 日本原子力学会誌 36 (1994) 644.
- (15)飯島勉: 日本原子力学会誌 36 (1994) 951.
- (16)大井健太, 宮井良孝, 加藤俊作, 阿部光雄: 日本海水学会誌, 42 (1989) 219.
- (17)神前康次: 日本原子力学会誌 35, (1993) 30.
- (18)内山洋司, 山本博巳: 発電プラントのエネルギー収支分析 (電力中央研究所研

究報告 Y90015, 平成 3 年).

(19)核融合会議開発戦略検討分科会報告書, 平成 12 年.

(20)永田豊: 日本原子力学会誌 36 (1994)815.

(21)エネルギー評価委員会報告書 (ICF フォーラム・レーザー核融合振興会, 平成 7 年).

(22)F.Najmabadiet et al. : "Overview of ARIES-RS Tokamak Fusion Power Plant", 4thInt.Symp.On Fusion Nuclear Technology(April 1997, Tokyo).

5.核融合戦略

現状としてはここ20年でブレークイーンを果たした数10もの課題の解決に成功したが、実用化を見通すには困難が故に残されたいくつかの大きな課題がある。残された課題の解決に関する見通しの差によりいくつかの戦略がでてくる。いまだひとつの方式(戦略)に絞れるほどの見通しはえられていない。

いくつかの戦略が考えられているが、その前提を整理しておく。

○磁場閉じ込め方式。

(1) 閉じ込め。良い閉じ込めはトーラス磁場配位のみが達成している。ミラーに関し、現在はまだ良い閉じ込めの認知がされていないと考えられるので、十分な $n\tau T$ の達成の研究段階としている。

(2) ダイバータ。近未来の課題はダイバータ部における高熱負荷やスパッタリングによる損耗対策であるが、アイディアの段階にとどまっているのが現状である。将来性のあるダイバータの可能性がない場合は、磁力線を炉外に導いての外置ダイバータが可能なコンセプトを原点に戻って開発しなければならない。例えばミラー、FRC、スフェロマック。

(3) 経済性。中性子壁負荷が $3\text{MW}/\text{m}^2$ (熱出力 3GW , 電気出力 $1\text{GW}(100\text{KW})$) の炉設計例では、壁面積は約 1000m^2 であり、核分裂炉に較べ炉心部は $20\sim 30$ 倍の重量(出力密度は数 10 分の 1) で、プラント全体では約 $2, 3$ 倍の重量。核融合炉は核分裂炉に比較し、高級材料や高級加工が必要なので、この重量比よりコストは高くならざるをえない ($4, 5$ 倍)。したがって燃料費が安いにしても核分裂炉の 2 倍程度のキャピタルコストに抑えるには中性子壁負荷を $6\text{MW}/\text{m}^2$ 以上にしなければならないことが推算できる。それに適応できうる材料が開発でき、また炉心プラズマも $\langle\beta\rangle > 10\%$ で、また現在の閉じ込め比例則の $3, 4$ 倍の改良がなしえて初めて実用 DT 炉が成立する。

○慣性核融合方式。

(4) 高速加熱。慣性核融合も自己点火の可能性は高くなっている。また高速加熱によりドライバーエネルギーや照射一様性の条件への要請が低減されることが期待される。

(5) ドライバー。高繰り返し、長寿命で妥当なコストのドライバー開発が最大の課題であるのはもちろんである。

(6) 金属壁。慣性核融合の磁場核融合に対しての最大特長は高真空が必要でないため液体金属壁の採用が可能であり、そのため中性子照射による材料問題を避けられることにある。厚い液体金属壁が望ましいが、液体金属壁を貫通して数10ものビーム導入ポートを突き出す場合、ポート出口は表面蒸発を防ぐため湿式である必要があり、また中性子照射により頻繁な交換が必要とされるであろう。これらが困難な場合、乾式固体壁を採用せざるをえない。炉室を大にできれば炉壁の負荷が減り、固体壁の採用も可能となるとは言え妥当な直径は10～20mとすれば、10～20万KWの小出力炉が可能であれば良いことになる。これに関しては、阪大レーザー研の成果である高速加熱方式が期待される。これによれば従来の中心加熱方式に比べ、一桁小さい体積でも核融合燃焼が可能となり低コスト開発研究はもとより、小出力炉（例えば10万KW）の構想も期待できるからである。

6. 経済性と材料課題改善への試み

核融合が社会に受け入れられるか否かの最大の要因として、その経済性をあげる声が強くなって来ている。また開発費用があまりにも膨大になるためにその負担に耐えられうるか疑問する声も大きくなって来た。

一方多くの開発課題を順調に解決して来たのがここ30年の核融合であるが、特に材料に関連する課題は未解決であり、これが磁場閉じ込めにおける最大の隘路と考えられている。すなわち炉構造材としての低誘導放射性材で高耐中性子照射材の開発があり、またダイバータ板は抜本的工夫がない限り非現実的な高熱負荷で高エロージョン率となる。これらの解決なくしては実証炉の構想ができて行かない。それぞれに対し近年果敢な提案が行われはじめている。まず経済性の改善のために磁場閉じ込めにおけるコンパクト化がトカマクやヘリカルで検討されている。

○トカマクでは電流駆動のための変流器コイルとそのシールドおよび内側ブランケットが撤廃できる可能性がでてきた。これは高周波による立ち上げ電流駆動の実験が成功しはじめたからである。この場合アスペクト比はかなり小さくでき、また非円形度を大きくすればプラズマ体積と表面積の比を大きくすることができる。つまり壁への中性子負荷を増やさずにコンパクトな炉が構想できる。結果炉の重量出力密度を高くすることができ、コンパクト化による経済性改善が期待できる、と言う提案である。

○ヘリカル型磁場閉じ込め装置では非軸対称性によるリップロスを少なくする

ためにヘリカル対称性を維持することが重要であり、トカマクに較べてアスペクト比が大きい。そのため同じ核融合出力を達成するためには装置が大型化し、コストが上がると思われる。近年磁場配位の最適化およびヘリカルコイルのモジュラー化を通して低アスペクト比コンパクトヘリカル炉を模索する努力が続けられているが、いまのところアスペクト比は標準トカマク程度に下げることが精一杯のようである。一方、連続巻きヘリカルコイルを用いた LHD 型ヘリカル炉では内側シールドおよびブランケットを配置するスペースを確保するためにコンパクト化が難しい。またメンテナンスのためにはカセット化技術の開発が必要と考えられる。もし高アスペクト比でも MHD 不安定性による閉じ込め悪化がなければ、炉としてのメンテナンスの容易な高アスペクト比すなわちスレンダーな炉を構想すべきという考え方もある。しかし今のところ具体的な検討はない。

○磁場閉じ込め核融合の共通の問題であるダイバータに関し、現在の内置き固定ダイバータ板では熱にしるエロージョンにしる限界があり、これを抜本的に解決するには外置きダイバータを考えなければならない場合はコンセプトまでの変更が必要となってしまう。例えばタンデムミラーや FRC のようなコンセプトである。しかしこれらはもっと基本的な課題である閉じ込めやプラズマ形成の研究に追われている段階である。

そこで固体移動表面式ダイバータの提案がある。ペブル落下式とかベルトコンベア式等が考えられその基礎的実験も始まっている。

○慣性核融合の磁場核融合に対しての最大特長は高真空が必要でないため液体金属壁の採用が可能であり、そのため熱やエロージョンや中性子照射による材料問題を避けられうることにある。厚い液体金属壁が望ましいが、液体金属壁を貫通して数 10 ものビーム導入ポートを突き出す必要があって、現実的な金属壁設計は困難である。一方高速点火が成功するほど高効率となってドライバーへの出力要請が減り、結果として最も高価なレーザーシステムの低価格化が可能となる。

さらに小出力炉が可能となるため、実証炉までの開発資金が少なくすむようになるであろうし、また炉直径を現実的な範囲で大きく（10～20m とか）して乾式壁の炉を構想できうると言う魅力が出てくる。

以上の提案や検討の要約を次に添付する。

核融合開発進展の評価作業会プログラム

日時：2003年2月12日（水）午前10時～午後5時

場所：研究棟6階 計測系会議室

- 作業会の趣旨と進め方 司会/田島輝彦/核融合研
- 話題提供者
- 経済的トカマク (西尾敏/原研)
- 炉材料 (室賀健夫/核融合研)
- D/3He-ST (長山好夫/核融合研)
- コンパクトヘリカル炉 (山崎耕造/核融合研)
- ヘリカル炉の課題 (相良明男/核融合研)
- 新ダイバータ概念 ——可動型 (広岡慶彦/核融合研)
- 外置き型 (大藪修義/核融合研)
- 慣性核融合—小型レーザー核融合炉の可能性 (乗松孝好/阪大レーザー)
- 全体討論



経済的トカマク

(願望と抑制の狭間での設計合理化の模索)

原研 西尾 敏
(nishio@naka.jaeri.go.jp)

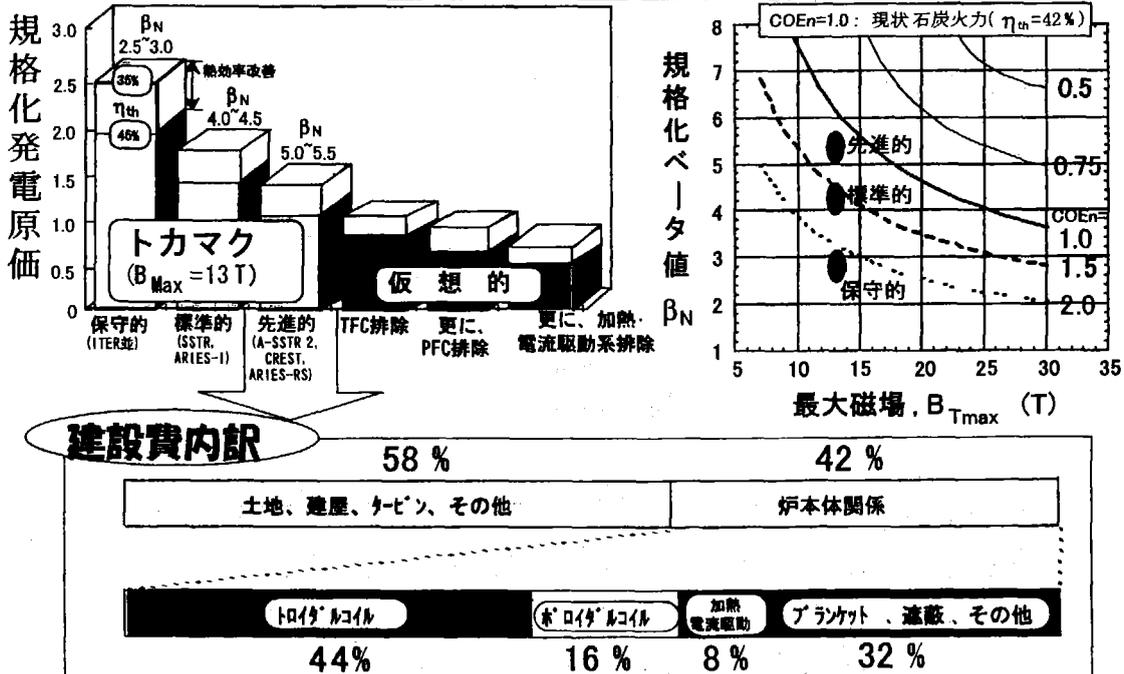
核融合科学研究所共同研究
「核融合開発進展の評価作業会」
平成15年2月12日(水)
核融合科学研究所 研 究棟6階 計測系会議室

内容

- 経済性の指標は何が良いか？
- それは中性子壁負荷でもベータ値でもなく重量出力密度が適切である。
- 重量出力密度の高い炉概念は何か？



トカマクの発電原価



炉本体の重量出力密度の向上が発電原価低減に直接貢献する。



重量出力密度の向上 (1)

中性子壁負荷は必ずしも重量出力密度に連動せず。

磁場強度、規格化ベータを変えずに、即ち
プラズマの出力密度を一定のまま装置の大型化を図る。



中性子壁負荷は増加するが、コイルの電磁力は寸法の3乗で増える。
支持構造物の相対量が増え、重量出力密度は殆ど向上しない。



重量出力密度の向上 (2)

中性子壁負荷は必ずしも重量出力密度に連動せず。

規格化ベータ一定でも強磁場化を図れば
プラズマの出力密度は増加する。

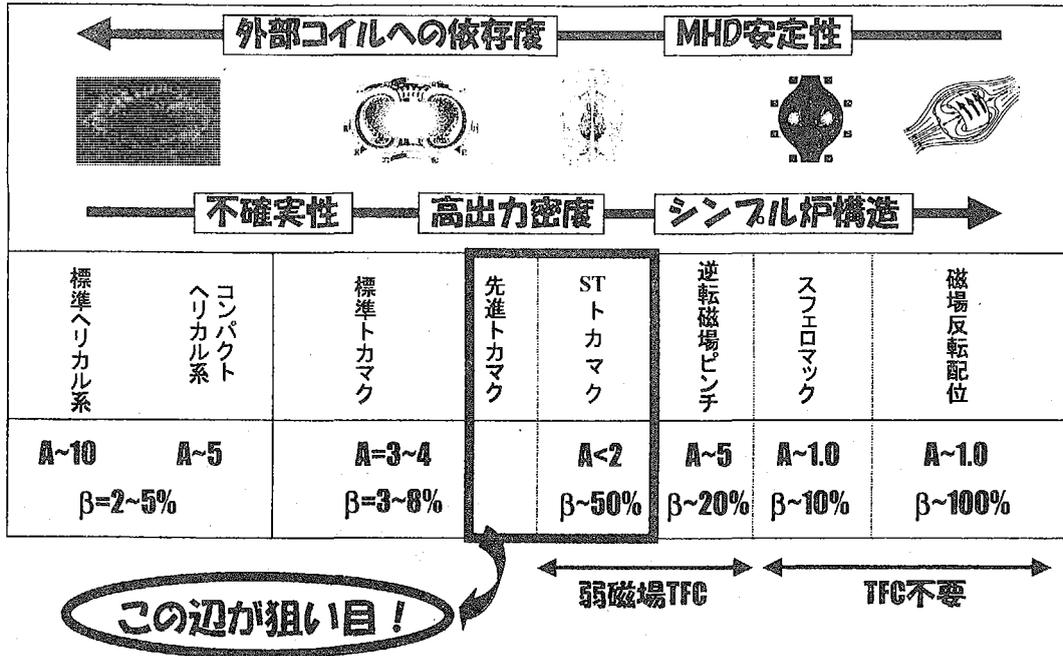


中性子壁負荷は増加するが、トロイダルコイルの電磁力は
磁場の2乗で増え、コイル重量も磁場の2乗で増える。
ただし、強磁場化でプラズマ断面は多少小さくなり、
重量出力密度は幾らか改善される。

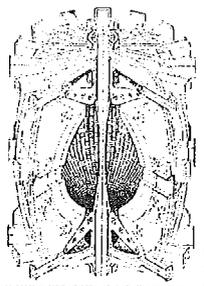


重量出力密度の向上 (3)

磁場を下げずにベータの改善を図る。

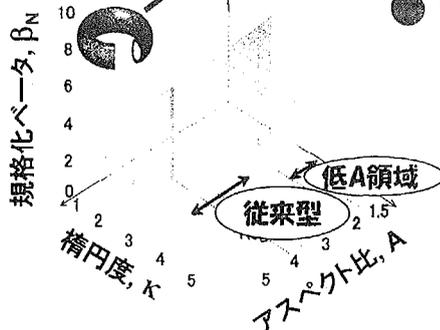


小型化高性能化に最短のSTトカマク



- スフェロマックの装置中心軸に僅かの電流を流すことでプラズマの閉じ込めも安定性も格段に改善された。しかし、磁場、電流のトポロジーはトカマクに他ならない。

- 東北大学、Asperator T-3 (1973)
- M. Peng、STに開眼 (1986)
- ハイデルベルク大学、ST実験着手 (1987)
- 90年代、START, MAST, NSTX

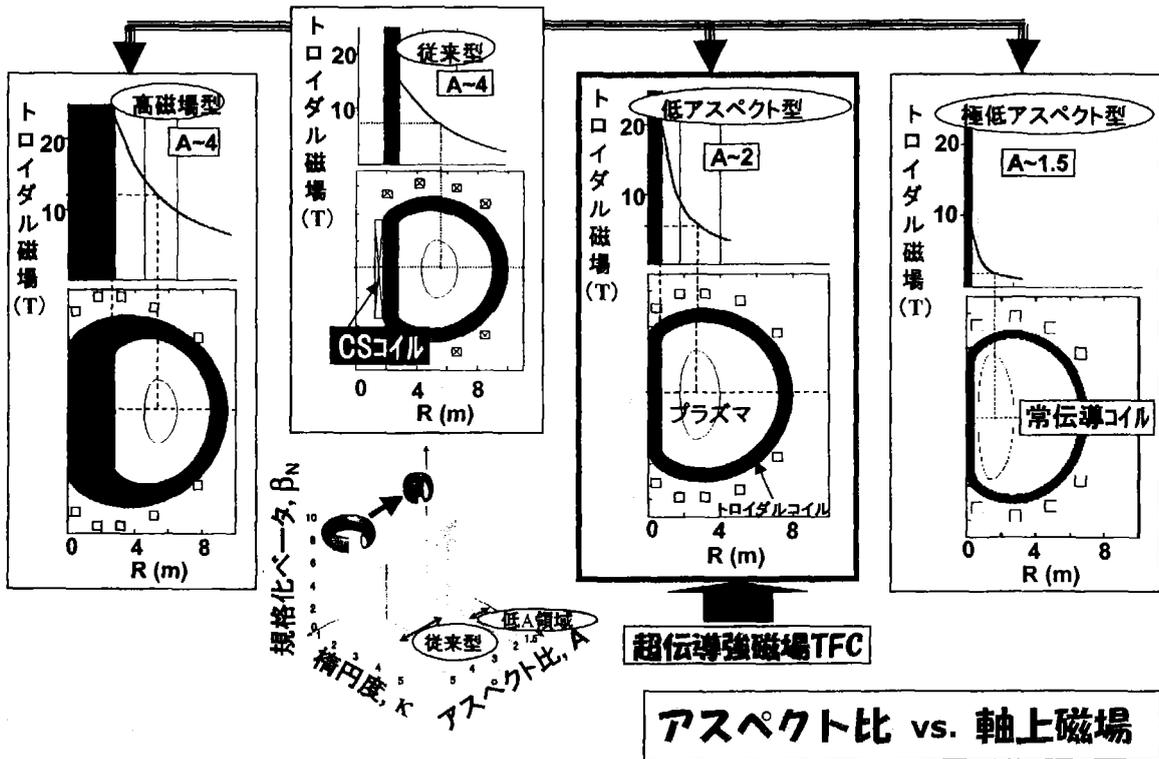


動力炉への展望や如何に!

CSコイル排除で炉設計の新展開!



CSコイル排除による最適炉形態



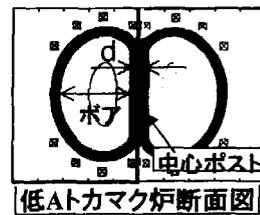
CSコイル排除による新トロイダルコイル概念

従来の思い込み：トロイダルコイルの平均電流密度は20A/mm²程度！
(これでは厚い遮蔽の重荷に押しつぶされて魅力的な炉はできない。)

最大磁場とコイルポアを一定として、
中心ポストの太さをdとおくと、
蓄積エネルギー $\propto d^2$

電磁力 $\propto d^2$ ① 応力 $\propto d$
面圧支持面積 $\propto d$

クエンチ時発生熱 $\propto d^4$
(蓄積エネルギー分がd²、
インダクタンス分がd²) ② 温度上昇 $\propto d^2$
安定化材体積 $\propto d^2$



- ①：細いポストほど強度部材の相対量が少ない。
- ②：細いポストほど安定化材の相対量が少ない。

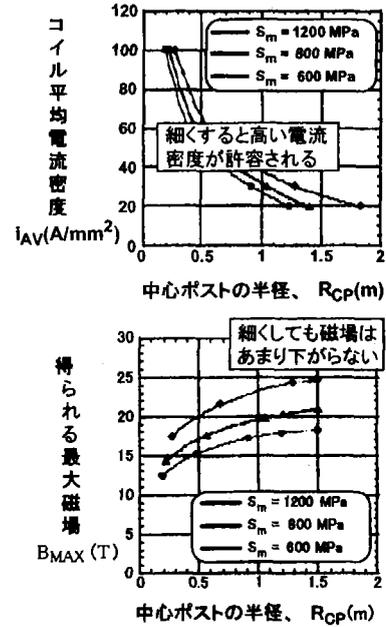
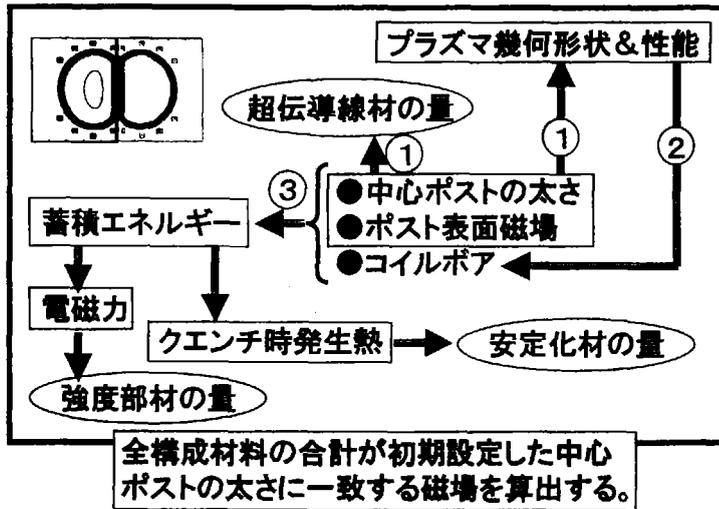


厚い遮蔽に打ち勝つスレンダー強磁場コイル



CSコイル無しトロイダルコイルの設計

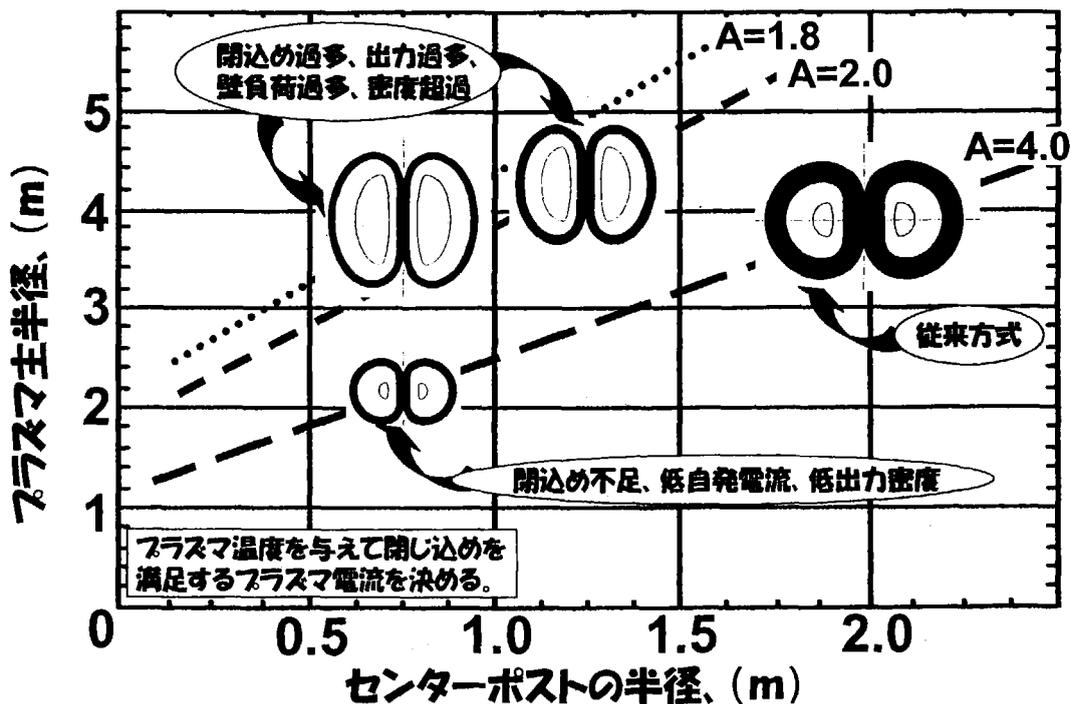
ポスト太さと磁場強度の定量化アルゴリズム



CS無しトカマク炉の設計はポストの太さを決めることから始まる！



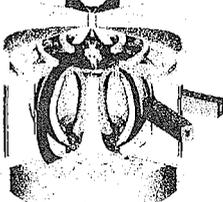
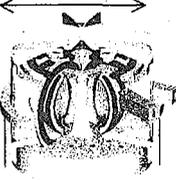
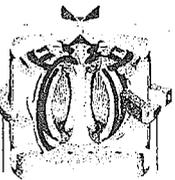
CSコイル無しトカマク炉の設計



この平面上に各種パラメータの等高線を描き、運転領域を議論する。

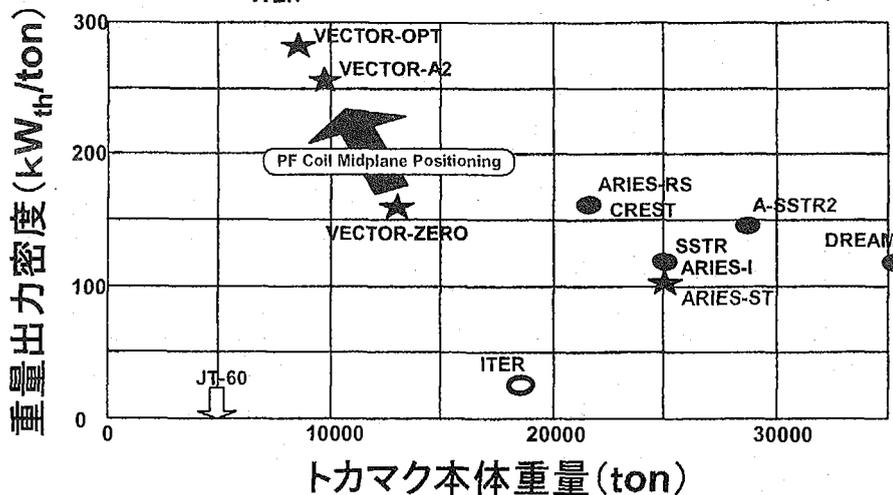
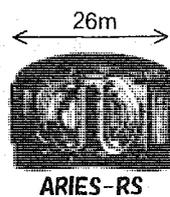
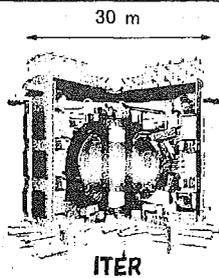
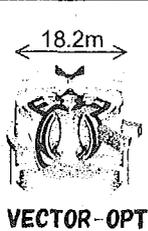


VECTOR3態

	23.6m 	18.2m 	18.7m 
	VECTOR-ZERO	VECTOR-OPT	VECTOR-A2
炉本体重量, W (ton)	13000	8800	9600
核融合出力, P_f (GW)	2	2.5	2.5
重量出力密度, p (kW/ton)	150	284	260
プラズマ主半径, R_p (m)	3.75	3.2	3.3
プラズマ副半径, a_p (m)	1.9	1.4	1.65
アスペクト比, A	2	2.3	2
プラズマ楕円度, κ	2.1	2.35	2.55
中心ポスト半径, R_{TFC} (m)	0.9	0.85	0.7



各種トカマク炉の比較





まとめと雑感

- 動力炉の候補はSTトカマクが有力。アスペクト比と磁場強度のトレードオフが設計者の腕の見せ所。
- 常伝導コイルのSTトカマクはジュール損失が課題。
- 超伝導コイルのSTトカマクは遮蔽の厚さが課題。
- 超伝導STトカマクは先進トカマクからCSコイルと内側ブランケットを排除した概念。低A化、磁場強度保持でプラズマ出力密度が増加し、炉本体重量は軽減。両方の効果で重量出力密度は飛躍的向上。
- FRCに対してですらSTトカマクは高い重量出力密度制するだろう。ベータ値で負けてもプラズマ出力密度では勝つ。一方、不確定要素の少なさはFRCの比ではない。
- 更にSTトカマクは第2安定化の可能性を有する。

材料開発進展の評価

核融合研 室賀健夫

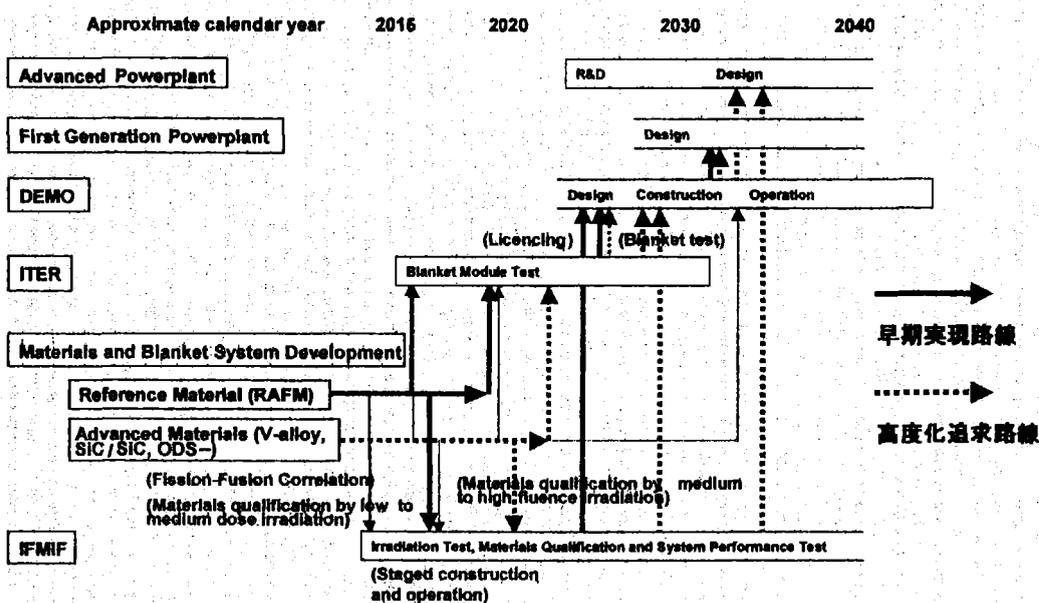
炉材料研究の立場から、
核融合開発進展の評価
についてのコメント

核融合開発進展の評価 作業会
平成15年2月12日 核融合研

核融合研究を進める視点

- エネルギー源として早く認知されることが大切
 - ITERへの投資の意義が具体的に社会に伝わる事
 - 早く発電実証が行われる必要がある
- 核融合エネルギーの魅力を引き出すための長期的な研究を減速させてはならない
 - 理想的なエネルギー源としての可能性を社会に示すことが必要
- 上記2つの研究(早期実現路線と高度化追及路線)の推進
- このような進め方が広く認知されてきたことが大きな進展

材料開発の2つの路線（研究開発ロードマップ） ベース材料、ベースブランケット と 先進材料、先進ブランケット



材料研究における進展（早期実現路線）

- 早期実現路線の素材の見通しがほぼついた
 - 低放射化フェライト鋼のデータベースの拡充
 - 強力中性子源による確証試験で発電実証プラント用ライセンスデータが整備できる見通し

- ブランケットシステムとなると極めて不確実
 - ブランケットシステムのコンセプトが統一していない
 - 日本のフェライト鋼/水システム案はむしろ特異
 - ITERブランケットテストに頼るようでは間に合わない

高度化追求路線における材料研究の進展

- 長寿命低放射化材料研究の進展と足踏み
 - バナジウム合金、SiC/SiC、ODSの製作技術の進展
 - 照射研究は大きく遅れている
 - ・ 照射試験設備の衰退
 - ・ 材料の進展に照射研究が追いつかない
 - 強力中性子源で試験をしないと見通しが得られない
 - ・ バナジウム合金のヘリウム脆化
 - ・ SiC/SiCの照射熱伝導低下、ヘリウムスエリング
 - ・ ODSの照射脆化
 - IFMIFでやっと研究開発が本格的にスタートする

材料の負荷を低減する高度化設計への期待

- D-He(3)、厚膜液体金属壁などによる中性子負荷の低減
 - 耐高フルエンス照射要求の緩和
 - 低放射化・崩壊熱基準の緩和
 - ・ Al, Si, Mn --
 - 材料照射試験装置要求仕様の緩和
- 応力低減、熱負荷低減
 - 熱応力指数要求の緩和
 - ・ 熱伝導、熱膨張、ヤング率

ST 型 D-³He 炉

2003.2.18 長山好夫

ST は高 β ・高閉じ込め性能のために従来は不可能と思われていた先進燃料 (D-D、D-³He) 炉の期待がもたれる。そこで、ITER-H モード則をもとに、0次元コード (エネルギー入出力および燃料・灰の時間変化) を用いて、先進燃料炉を調べた。

中心柱のコイルの応力が強化銅程度とし、OH ソレノイド厚さは TF コイルの 10%として、トロイダル磁場と OH 磁束を決定した。中心柱とプラズマの間には 1m のシールドと 5cm のスクレイプオフレイヤーがあり、アスペクト比は 1.6 とした。プラズマの温度・密度分布はボックス形 ITB を仮定する。エネルギー入出力は

$$\frac{dW}{dt} = P_{NBI} + P_{\alpha} - P_{Bremsstrahlung} - P_{Synchrotron} - \frac{W}{\tau_E}$$

ただし、 P_{NBI} =NBI パワー、 P_{α} = α 加熱、 $P_{Bremsstrahlung}$ =不純物を考慮した制動放射、 $P_{synchrotron}$ =シンクロトロン放射損失 (壁反射率 80%) である。閉じ込め時間は ITER-H モード則を用いた。粒子の入出力では、核反応による粒子の生成・消滅も考慮した。OH 磁束とプラズマ電流の作る磁束が同じとしてプラズマ電流を与え、NBI 加熱によってプラズマを立ち上げた。中心 β が 100%を越えないようにし、最後は定常状態になるよう、T や D、³He の粒子流入速度を与えた。ブートストラップ電流は高アスペクト比近似で求めた。

その結果、立ち上げ時に D-T 反応を用いることで NBI パワーを 30MW 程度でも D-³He 炉の立ち上げが可能となる。また、D-³He 炉では制動放射損失が大きく、自己点火するためにはかなり良い閉じ込めが必要であることがわかった。たとえば、自己点火し易いのは、D-T 炉では $HH > 2.5$ 、D-³He 炉では $HH > 5$ である。すなわち、D-³He 炉では粒子損失が比較的少なく、炉壁での放射の受熱が大きい。ST は高 β_N であることからブートストラップ電流だけで定常化可能である。

同一出力では同一壁面積となり、ST 炉の装置サイズはトカマク炉と変わらないが、磁場が低い分だけ低コストになる。ST 型 D-T 炉では TF コイルが細いためブランケットモジュールをコイル間隙から引き抜いて容易に交換可能である。そこで2年ごとに壁交換することも十分可能であり、経済的にも工学的にも成立可能と思われる。

D-³He 炉では壁を発電に適当な温度に保つためには、壁の受熱量として 1 MW/m^2 が限度となる。ST 型 D-T 炉では壁の中性子負荷を 5 MW/m^2 として良く、D-³He 炉の炉壁面積は同一出力の D-T 炉の 5 倍となり設備費が大きすぎる。炉が大きいため放射エネルギーも少なくできるわけではないので、D-³He 炉のメリットは炉壁交換頻度以外には当面見あたらない。

ところで、 $R=6\text{m}$ の ST 型 D-T 炉の計算では閉じ込めが良いため、⁴He 灰が溜まりやすく定常化が困難である。そこで徐々に D の流入量を増やし、T の流入量を減らしたところ T の投入なしで定常化した。しかし D-D 反応による T 量はかなりあり、D-T 反応でプラズマの熱的維持がはかられる。すなわち、Cat D-D 炉がもっとも安定であった。D-D 炉ではブランケットでの T 増殖問題が解消され、余剰中性子が大量に発生することから核分裂炉の使用済み核燃料の核変換・消滅処理に用いることが出来る。

このように ST 炉は非常に魅力的であり、今後の研究の進展が大いに楽しみであるだけでなく、我が国でも臨界クラスの ST 実験が大いに望まれる。



Outline

1. Introduction
2. Helical / Tokamak Physics Models
3. Helical / Tokamak Engineering Models
4. Helical / Tokamak Cost Models
5. Assessment Results
6. Summary

Kozo Yamazaki - 2



Why helical vs. tokamak ?

For Future Reactors, Steady-State and Good Confinement Compact System is Required

Good-Confinement Tokamak

=> CD required and inefficient?

Steady-State Helical

=> Large & Expensive?

Equivalent system evaluations are required.
Related to physics, engineering and economics,
comparative assessment will clarify the optimized
target and limitations of both systems

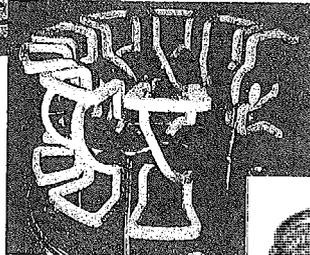
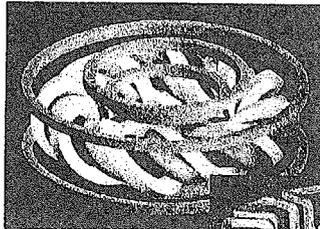
Kozo Yamazaki - 3



NIFS

Helical Reactor

- Heliotron
- Modular Heliotron
- Modular Stellarator



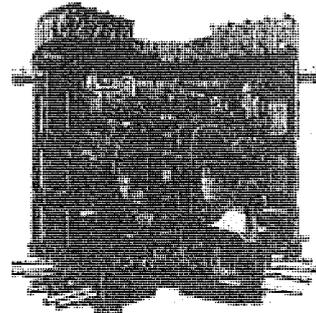
LHR/MHR



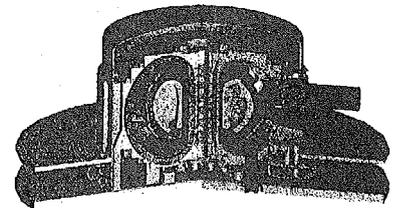
CHS-qa like

Tokamak Reactor

- ITER-like Reactor
- High Beta Compact Reactor



ITER-like



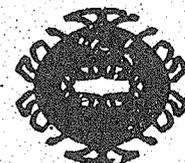
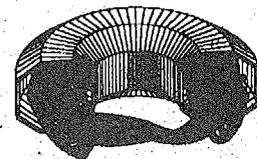
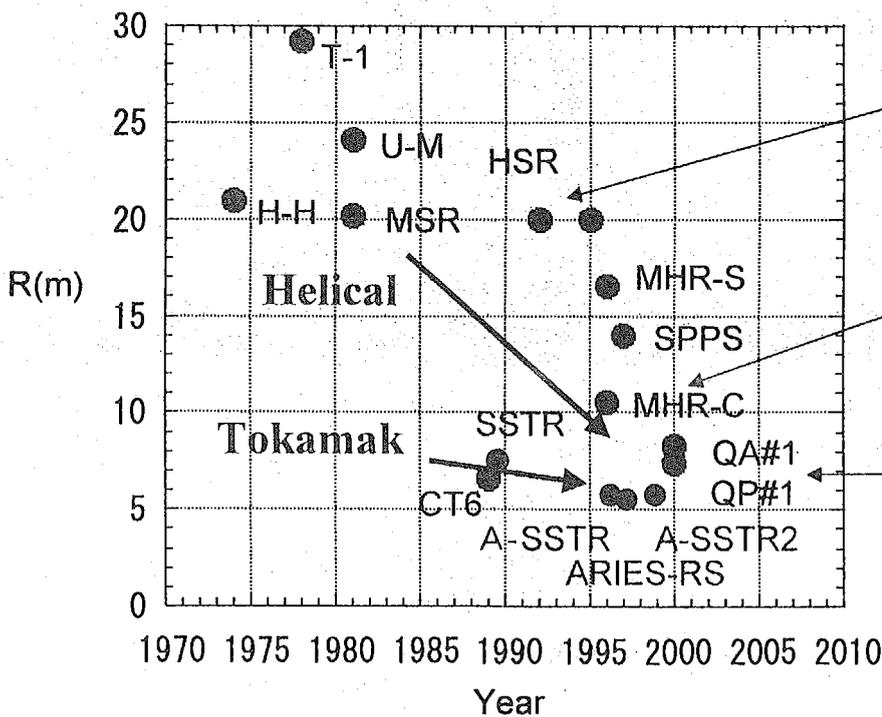
Example: CREST



NIFS

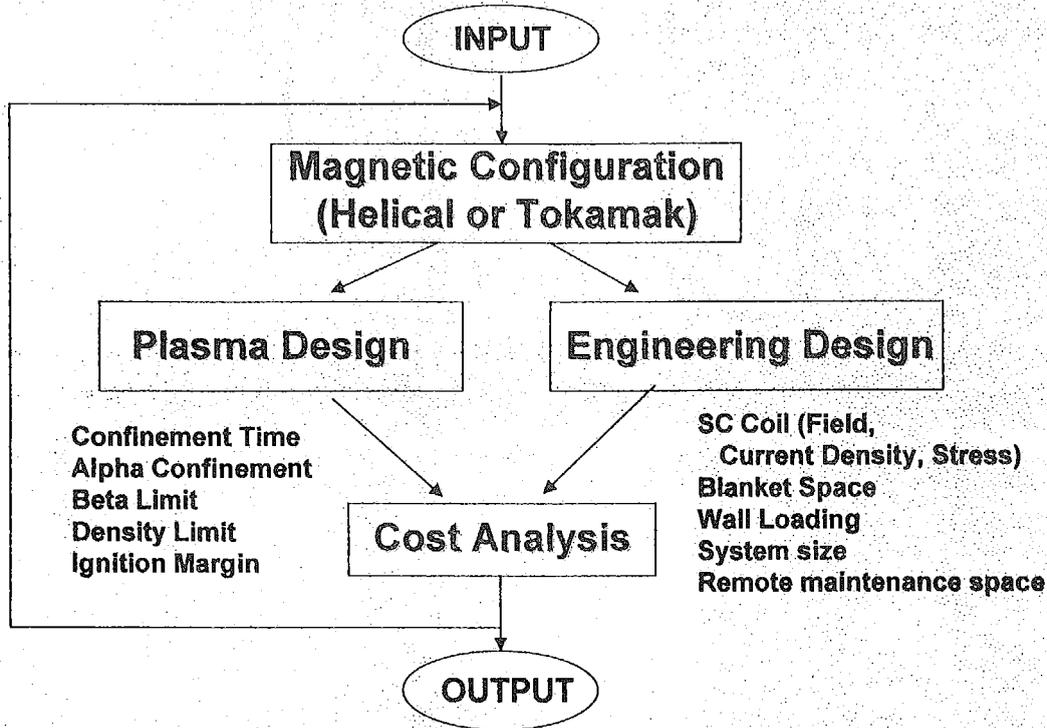
Progress on Reactor Designs

Lower-aspect designs are explored.





System Analysis Flow Chart



Kozo Yamazaki - 6



Physics Models

Helical

Tokamak

Confinement

$$\tau_E^{NLHD-1} = 0.263 a^{2.59} R^{0.64} P^{-0.58} \bar{n}_e^{-0.51} B^{1.01}$$

$$\tau_E^{ELMY} = 0.0365 R^{1.93} P^{-0.63} \bar{n}_e^{-0.41} B^{0.08} \epsilon^{0.23} I^{0.97}$$

Transport Simulation for Both Systems Using TOTAL code.

$$\tau_E(s), a(m), R(m), P(MW), \bar{n}_e (10^{19} m^{-3}), B(T), t_{2/3}$$

Density limit

$$n_{20_hel} = 2 \cdot \text{Min} \left\{ 0.25 \sqrt{\frac{P_{MW} B_T}{R_m a_m^2}}, 0.35 \frac{P_{MW}}{R_m a_m} \sqrt{B_T} \right\} \quad n_{20_GR} = \frac{I_{MA}}{\pi a_m^2}$$

Based on Recent Scaling

Beta limit

$$\langle \beta \rangle = 5\%$$

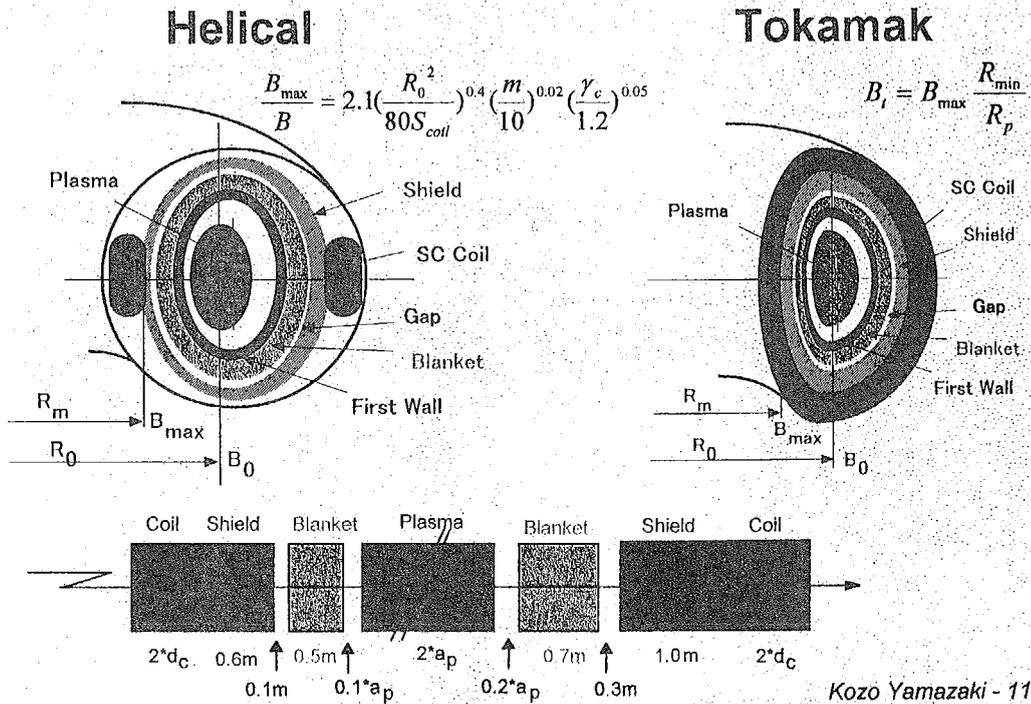
$$\beta_N / \frac{I_{MA}}{B_T a_m} = 3 \sim 5$$

Depending on Configurations

Kozo Yamazaki - 7



Engineering Models



Cost Analysis Models

	Unit Cost	Thickness(m)		Specific Weight (ton/m ³)	Remarks
		inside	outside		
Capital Cost					
Direct Cost					
Fusion Island					
Blanket	0.2 U/ton	0.45	0.6	4.8	Ferite, Be, Li ₂ O
First Wall	0.1 U/ton	0.05	0.1	3.9	SS/Frile
Shield	0.04 U/ton	0.6	1	7.8	20% additional
TC Magnet	0.12 U/ton			7.9	Nb ₃ Sn
PC Magnet	0.12 U/ton			7.9	25% of TF/HF Volume
HC Magnet	0.15 U/ton			7.9	Nb ₃ Sn
Heating	2 U/MW				ICRF (50% efficiency)
Current Drive	4 U/MW				NNBI (50% efficiency)
Support	0.06 U/ton			6	50% of Coil Volume
Base	0.03 U/ton			6	25% of Coil Volume
Divertor	0.2 U/ton	0.05	0.1	6.9	2x10% of wall
Balance of Plant	2700 U*(PI/4000) ^{0.6}				6% additional power
Indirect Cost		25% of Direct Cost			
time-related Cost		5% of Direct Cost			
Annual charge		10% of Capital Cost			
Operating Cost		4% of Capital Cost			
Component replacing					
Blanket		until maximum flux			10MW/m ² *year
Divertor		100% of Initial Cost			
Heating & CD		25% of Initial Cost			
Fuel	150 U/yr				
Waste disposal	0.2 Y/kWh				
Decomissioning	0.1 Y/kWh				
Electric conversion efficiency	35 %				
Availability	75 %				

Kozo Yamazaki - 13



Reference Design Point

Helical

$A_{av}=6.5, L=2, M=10, \gamma=1.25$
 $\epsilon_H=0.05*(1/10)^{2/3}$
 $f\alpha=0.90$

$$\frac{B_{max}}{B} = 2.1 \left(\frac{R_0^2}{80 S_{coil}} \right)^{0.4} \left(\frac{m}{10} \right)^{0.02} \left(\frac{\gamma_c}{1.2} \right)^{0.05}$$

$$I_{coil} = 5 \frac{R_p B_t}{m}$$

$$j_{coil} = \frac{I_{coil}}{S_{coil}} = 1.5 \frac{(9.6 - 0.6 B_{max})^{10}}{(1 + (B_{max}/12)^{1.5})}$$

$$\Delta = 0.14 \frac{R_0}{4.0} \left\{ 1.5 \left(\frac{j_{coil} R_0}{40 B_t m} \right) \left(\frac{1.2}{\gamma_c} \right)^{3.5} - 0.5 \right\}^{0.5}$$

Tokamak

$A_{av}=3.0, \kappa=2.0, \delta=0.5$
 $q_0=1.0, q_a=3.5$
 $f\alpha=0.95$

$$I_p = 5 \frac{a_p^2 B_t}{R_p q_a} f$$

$$f = \frac{\{1 + \kappa^2(1 + 2\delta^2 - 1.2\delta^2)\}}{2}$$

$$f_{BS} = \frac{I_{BS}}{I_p} = [1.32 - 0.235 \frac{q_a}{q_0} + 0.0185 \left(\frac{q_a}{q_0} \right)^2] (\sqrt{\epsilon} \beta_p)^{1.3}$$

$$P_{CD} = \frac{n(I_p - I_{BS})R_p}{0.5}$$

$B_{max} = 13 \text{ T}$

impurity (Z=6) 1%, alpha 5%, $Z_{eff}=1.5$

$T \sim (1-x^2), n \sim (1-x^2)^{0.5}$

Beta = 5%, $P_{elect} = 1 \text{ GW}$

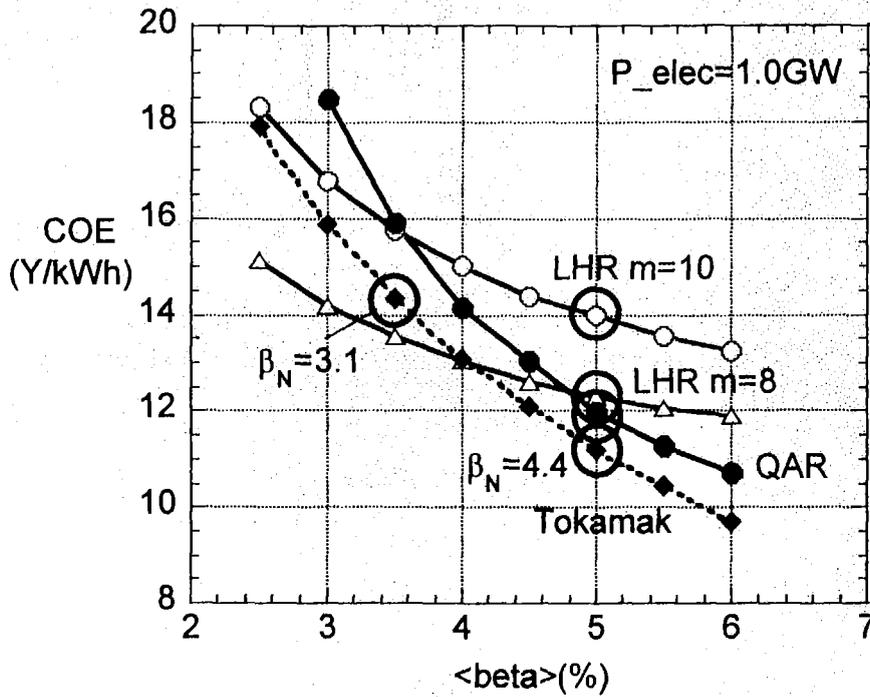


Type	Helical			Tokamak	
	LHR	LHR	QAR	Reference	Reference
	m=10	m=8	N=2	($\beta_N=3.1$)	($\beta_N=4.4$)
R (m)	15.6	12.5	9.20	7.76	6.36
B (T)	4.5	4.6	4.7	7.0	6.62
$A_{p_average}$ *	6.5	5.0	3.2	3.0	3.0
κ *	--	--	--	2.0	2.0
V_p (m ³)	1,773	1550	1,500	1.025	564
I_p (MA)	--	--	--	14.7	11.4
f_{BS} (%)	--	--	--	41	65
H_ISS95	2.75	2.54	2.21	--	--
H_NLHD1	1.28	1.15	0.95	--	--
H_ITER	--	--	--	0.908	1.17
$\langle \beta \rangle$ (%) *	5.0	5.0	5.0	3.5	5.0
β_N	--	--	--	3.1	4.4
P_{wall} (MW/m ²)	1.50	1.76	2.10	3.5	4.63
FI weight (ton)	33,870	26,760	23,690	20,814	14,550
FI cost (GY)	199	152	145	182	112
BOP cost (GY)	267	255	250	272	244
Capital (GY)	538	470	456	524	411
f_{avail} (%) *	75	75	75	75	75
$P_{thermal}$ (GW)	3.04	3.04	3.06	3.89	3.44
P_{elec} (GW) *	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
COE (Y/kWh)	14.1	12.4	12.0	14.4	11.3

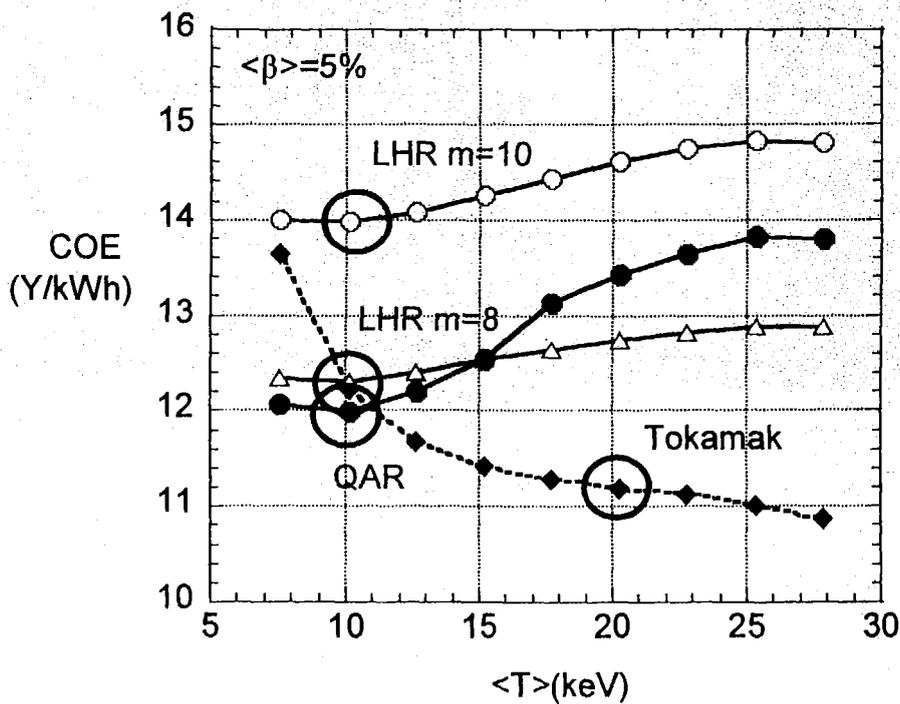
200Y~1US\$



Reactor Assessment

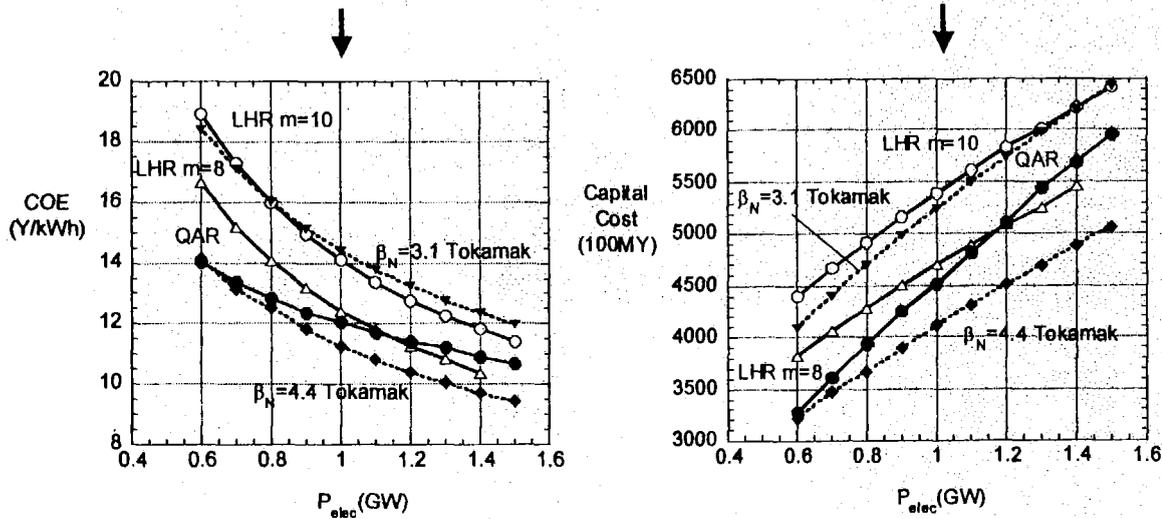


Reactor Assessment Results





Reactor Assessment



Summary

- (1) High temperature operation is required in tokamak reactors to increase BS current fraction and to reduce CD power. In contrast, low temperature operation is feasible and desirable in helical system to reduce helical ripple transport.
- (2) Capital cost of helical reactors is rather high, however, COE is almost same as that of tokamak reactors, because of smaller re-circulation power (no CD power) and less-frequent blanket replacements (lower neutron wall loading).
- (3) The $m=10$ LHD type helical reactor with 5% beta value is economically equivalent to the standard tokamak with 3% beta value.
- (4) The COE of lower-aspect ratio helical reactor ($m=8$ LHR, $N=2$ QAR) is on the same level of high- β_N ($\beta_N \sim 4$) tokamak reactors.
- (5) More compact, higher beta reactors operating in steady-state should be investigated for realization of future attractive fusion reactors.

ヘリカル炉の課題

核融合科学研究所 相良明男

1. はじめに

ヘリカル型核融合炉の魅力は、主としてプラズマ電流を必要としないことに帰着する。即ち、

- (1) 定常運転が容易である (外部導体系)、
- (2) 電流ディスラプションがなく、安全性が高い (無電流プラズマ)、
- (3) プラズマ電流駆動のための還流エネルギーが不要 (大きいQ値)、
- (4) ダイバータが自然に備わっている (造り付けダイバータ)、

等である。更に、プラズマ電流を必要としないので、密度に関してはトカマクに於けるグリーンワールド限界は存在しない。そのため、高い密度での運転が期待されている。また、連続巻きヘリカルコイルでは電磁力低減が可能である。

これらの特長を生かして、近年新たにヘリカル型核融合炉の魅力が見直され始めており、トカマク路線を補完できる可能性が科学的に議論され始めている。これらヘリカル型核融合動力炉の概念設計例を年代順に表1に示す[1]。

	Heliotron-H	T-1	UETOR-M	MSR	CT6	HSR	FFHR-1	MHR-S	SPPS
Main field coils	2	3 (modular)	3 (modular)	2(modular)	2	50 (modular)	3	2(modular)	32(modular)
Toroidal field periods	15	20	6	6	6	5	18	10	4
Major radius	21m	29.2m	24.1m	20.2m	6.57m	20m	20m	16.5m	13.95m
Average plasma radius	1.8m	2.3m	1.7m	1.8m	1.74m	1.6m	2m	2.35m	1.6m
Toroidal field on axis	4T	5T	5.5T	6.4T	6T	5T	12T	5T	4.95T
Average beta	6%	3.54%	5%	4%	4.70%	4.5%	0.70%	5%	5%
Fusion output	3.4GW	4.3GW	5.5GW	4GW	1.8GW	2-3GW	3GW	3.8GW	2.29GW
T-breeder	Li2O	Li	Li17Pb83		6Li17Pb83		Flibe		Li
Structure material	SUS		HT-9		HT-9		JLF-1		V
References	7, 8	9	10	11	12	13	15, 16	17	18
	1974-1982	1978	1981	1981	1989 -	1992 -	1995 -	1996 -	1997
	Kyoto-U	MIT	Wisconsin-U	Los Alamos Princeton	ORNL	IPP Garching	NIFS	NIFS	UCSD

表1 相良明男、プラズマ・核融合学会誌, 74-9 (1998) pp. 947-951.

(追記) FFHR-2 (1998 -): LHD-type. 10m/1.2m. 10T. 1.8%. 1GW

日本独自のヘリオトロン型炉の Heliotron-H (京大) に始まり、オークリッジ国立研究所 (米) ではトルサトロン型炉の CT (Compact Torsatron) シリーズ、マックスプランク研究所 (独) ではヘリアス型炉の HSR (Helias reactor) 等の概念設計が精力的に行われて来ている。前者はコンパクト化により、発電コスト評価がトカマク型炉に勝る可能性を示している。後者は閉じ込め磁場配位を最適化したモジュラーコイル

により、自己点火への良好な見通しを示している。日本では、LHD 建設での物理工学成果を基盤にした FFHR およびモジュラーヘリオトロン炉 MHR が進められて来ている。これらに呼応して、トカマク中心の ARIES チーム（米）でも SPPS (Stellarator Power Plant Study) 炉設計が行われ、経済的に成立しうることが示されている。

他方、ヘリカル系の課題としては、

- (1) 非軸対称性のためプラズマ閉じ込めの理論予測が難しい、
- (2) ヘリカルコイルとプラズマの間隔が狭い、
- (3) ヘリカルコイル設計製作が工学的に複雑、

等が従来より指摘されてきた。特に、トカマクと共通な長周期トロイダルリップル上の、ヘリカル磁場固有の短周期ヘリカルリップルの重畳は、ヘリカル系の物理工学にまたがる課題の源である。高温プラズマ領域において、拡散係数が $(1/\nu)$ で増大し、今後の進展で異常輸送が抑制されると、これを上回る可能性がある。しかしこの新古典理論の予測は、同時に経電場によって低減できることも予測しており、最近の実験傾向と良い一致が得られている。

ヘリカル対称性を良くする準軸対称の路線としては、モジュラーコイルの利点を生かした長螺旋ピッチヘリカルが有効である。ヘリアス型の W7-X では、等価ヘリカルリップルを 2%以下に押さえている。更に、米国も準軸対称系によるコンパクト路線として、NCSX 計画が動き出している。日本でも TUH (東北大) など、早くから立体磁気軸の研究は進められてきており、最近 Heliotron-J (京大) が実験開始した。

コイルとプラズマとの間隔の問題は外部導体系であるが故に当然のことであるが、コイル磁場配位と密接にリンクしている点がヘリカルの特徴である。コイル磁場配位は当然のことながら炉心プラズマ性能とリンクしている。従って、炉本体のコンパクト化を設計指針とするならば、炉心プラズマ・コイル磁場配位と

- ・ 十分なトリチウム増殖比の確保
- ・ SCに対する放射線遮蔽性能の確保
- ・ 炉内構造物の保守交換経路の確保

等のブランケット構造との両立（最適化）は必須である。結論から述べるならば、この最適化に関する方法はまだ十分に体系化されていないのが現状であろう。その理由は、3次元体系での具体的な解析と設計との間の繰り返し作業が必要であり、それら多様なケーススタディーの蓄積を基礎として、より体系化された設計手法がまだ十分に構築されていないからである。幸い、近年の計算機の驚異的進歩によって、大規模 3D-CAD、FEM、モンテカルロ計算、等の解析が可能に成りつつあり、今後ヘリカル系に関する設計手法に飛躍的進歩が期待できる。

ヘリカルコイルの設計製作に関しては、既に LHD 設計製作の段階から膨大な検討

がなされており、その成果が現在の LHD 運転実績に結実していることは明白な事実である。また、それによって構築された知見とデータベースはデモ炉への直接的な土台である。何故ならば、「LHD は全て超伝導化された唯一の装置であり、マグネット・システムとしては将来のヘリカル炉の基本機能を既に有している」[2]からである。今後、高温超伝導を含む先進的な導体システム研究と大型コイル製作技術開発が重要であり、それを前提とした炉設計の役割は重要と考える。

以下、ブランケット空間の課題に関して、FFHR 炉設計を例に考察してみる。

2. ブランケット構造の設計成立性

FFHR の設計には2つの特徴があり、第1はヘリカル・ピッチ・パラメータ γ を小さくすることによって、連続巻き超伝導ヘリカルコイルのフープ電磁力を小さくしていることである。これにより、強磁場化が可能になると同時に、コイル支持構造が簡略化でき、炉内構造物の保守交換に必要な空間が得られる。第2の特徴は、主として安全性の観点から、自己冷却式 T 増殖材として熔融塩フリーベ LiF-BeF₂ を選定していることである。即ち、T インベントリーが低い、空気・水との反応性が低い、高温運転でありながら蒸気圧は低く、MHD 圧損も低い、等、固有安全の観点からも極めて有望である。従って強磁場化に矛盾しない。このブランケットをプラズマとコイルの間の制約された空間に入れるには、ヘリカル・ピッチ・パラメータ γ を小さくすることによって最外殻閉じ込め磁気面を小さくする。このことは最初の電磁力低減法と両立する。従って、全体として矛盾がない。この設計概念を図1に示す。ただし、最外殻閉じ込め磁気面を

小さくすることはプラズマアスペクト比 $A_p=R/a_p$ を大きくするので、平衡 β 限界には都合良いが、MHD 的に圧力駆動型の交換不安定性が主となる安定性 β 限界には都合が悪い (LHD ではこれらを総合的に検討し適切な実験装置パラメータ領域を決定しているがブランケット空間は無い)。

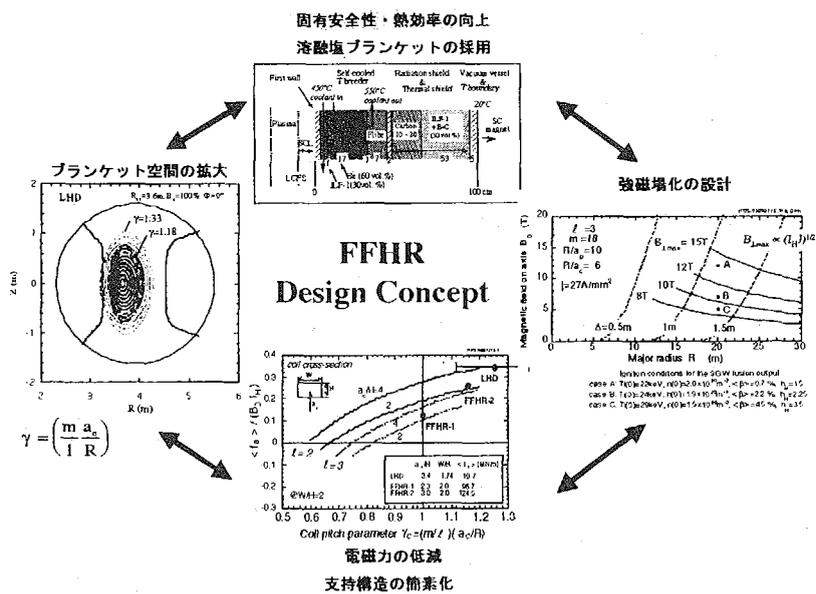
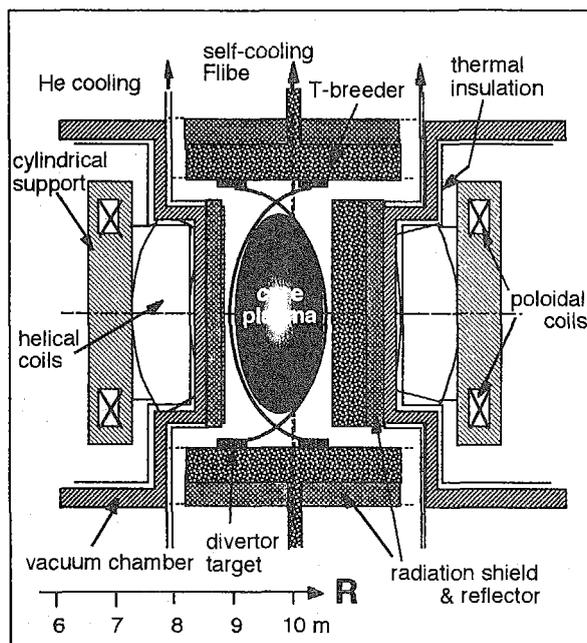


図1 FFHR の設計コンセプト

FFHR-2



Parameters	LHD	FFHR-1	FFHR-2
major radius : R	3.9	20	10 m
av. plasma radius : $\langle r_{sp} \rangle$	< 0.65	2	1.2 m
fusion power : P_f (GW)	-	3	1 GW
external heating power : P_{ex}	< 20	100	100 MW
neutron wall loading : P_n	-	1.5	1.5 MW/m ²
toroidal field on axis : B_0	4	12	10 T
average beta : $\langle \beta \rangle$	> 5	0.7	1.8 %
enhancement factor of τ_{LHD}	-	1.5	2.5
plasma density : $n_e(0)$	1 E2	2.E20	2.8E20 m ⁻³
plasma temperature : $T_e(0)$	> 10	22	27 keV
effective ion charge : Z_{eff}	-	1.5	1.5
alpha heating efficiency : $h\alpha$	-	0.7	0.7
alpha density fraction : $f\alpha$	-	0.05	0.05
synchrotron reflectivity : R_{eff}	-	0.9	0.9
hole fraction : f_h	-	0.1	0.1
av. heat load on divertor	< 10	1.6	1.5 MW/m ²
number of pole : q	2	3	2
toroidal pitch number : m	10	18	10
pitch parameter : γ	1.12 < 1.25 < 1.37	1	1.15
coil modulation : α	+ 0.1	0	+ 0.1
av. helical coil radius : $\langle r_{ac} \rangle$	0.975	3.33	2.30 m
coil to plasma clearance : δ_L	0.03	1.1	0.70 ~ 1.25 m
coil current : I_H	7.8	66.6	50 MA/coil
coil current density : J	(53)	27	25 A/mm ²
max. field on coils : B_{max}	(9.2)	16	13 T
stored magnetic energy	1.64	1290	147 GJ
construction cost	50 Byen		

A.Sagara et al., 17th IAEA(1998, Yokohama) and ISFNT-5(1999, Rome)

具体的な設計例を図2、パラメータを表2に示す。超伝導コイルに対する放射線遮蔽性能はまだ1桁以上の改善が必要である（線材に対する高速中性子フルエンス $10^{18}n/cm^2$ 以下、絶縁材に対するガンマ線線量は更に2桁相当厳しい）。今後は、高温超伝導応用による温度マージン確保、或いはSCジョイントによる交換の可能性も有望である[3]。T増殖に関しては増媒材（Liセラミックス、液体Li、共融合金Pb-17Li、溶融塩Flibe、等）により必要厚さは異なるが概ね30cm前後であり、むしろ内壁被覆率が重要である。3D形状計算が今後の課題である。他方H.Wobigらの提案のように、炉サイズを若干増やす代わりにコイル電流密度を下げてもブランケット空間を広げる設計も総合的な観点から検討が必要である[4]。

3. 炉内構造物の保守交換経路の確保

FFHRブランケット構造材には、メンテナンス・フリーを目標とし、中性子壁負荷を $1.5MW/m^2$ と低く抑えたが、炉寿命30年での放射線損傷は第1壁で約450dpaとなり、500°C以上の温度領域では高温強度の点から極めて厳しい使用条件となる。実用材料が150dpaまで使用可能になれば10年毎に交換する。廃棄物の低放射化条件と、今後の改良を想定してJLF-1を第1候補とし、バナジウム合金、ODS鋼、等をオプションとしている。耐重照射の材料開発が急務である。廃棄物の総重量は、JLF-1が約

800ton であり、400ton の Flibe、200ton の Be は再利用する。

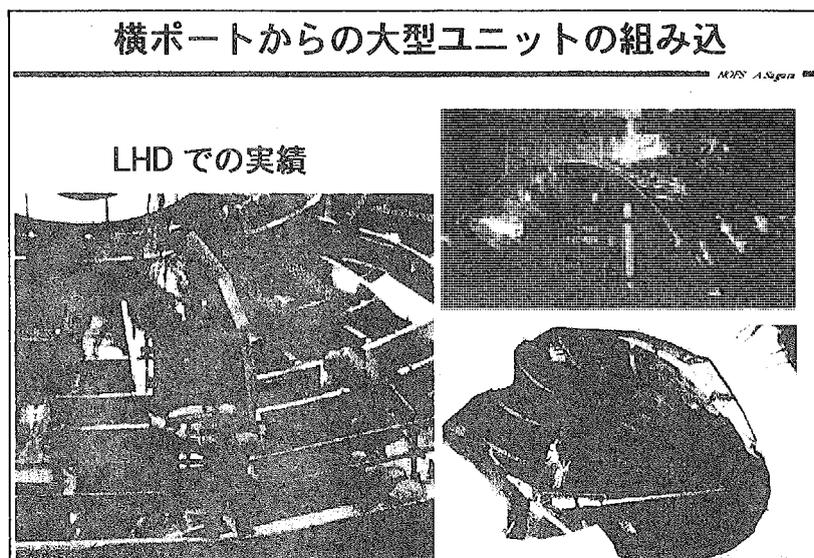
ブランケットの交換には、コイル断面形状が一定であることを利用して、モジュール・ユニットを順次送り込むスクリー・コースター式を提案している。この時、液体ブランケ

ット・ユニットは空にして 1ton 以下に軽くできる。配管取り合い含む具体的な 3D 設計による検討が課題である。この場合、LHD での横ポートからの大型ユニット組み込みの実績が参考となる (図 3 の写真)。

モジュール型の例として HSR の交換概念を図 4 に、SPPS の交換概念を図 5 示す。コイル移動は再固定での精度調整が厳しいので、ブランケットのみをポートから交換する方法が有利と考えられている。配管を含む具体的な構造設計を並行して進めることが極めて重要である。

参考文献

- [1] 佐藤 隆、1999 年度春季低温工学・超伝導学会 特別シンポジウム A1-12 (1999. 6. 7)
- [2] H.Hashizume et al., ITC-12 (2001).
- [3] H.Wobig et al., ITC-12 (2001).

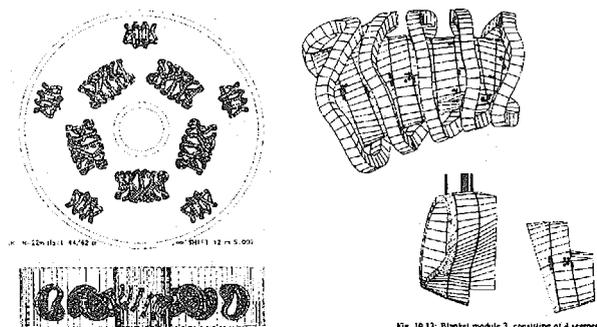


横ポートからの大型ユニットの組み込

LHD での実績

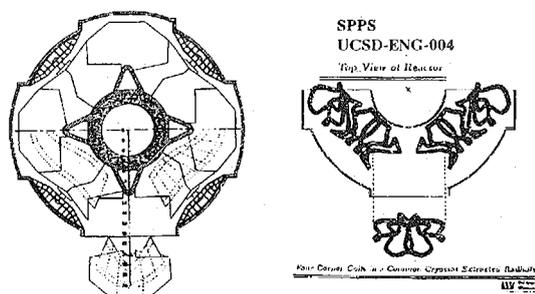
HSRにおける保守交換

以前はコイル移動方式、近年はポートからの交換方式



SPPSでの保守交換

コイル一体ユニットの引き出し方式



ヘリカル (ヘリオトロン) 配位における外置きダイバータ

大藪修義
核融合科学研究所

2003-2-12

DT炉を想定した時、予想される最大の難関は、(1)材料問題、(2)熱処理 である。もちろん閉じ込め劣化という物理問題は、存在するが、これは、多くの研究者は、楽観的である(運がよければ、解決される)。それ故に熱処理が現実的に可能にできる、あるいはそのシナリオの存在する装置でのプラズマ閉じ込め研究を行うべきである。ただ(1)に関しては、核融合プラズマ研究者にとっては、手の届かない領域にあり、解決できるものと仮定する。

外置きダイバータを備えることで信頼性のある熱処理を可能になり、磁場核融合炉の実現性が見えてくると考える。外置きダイバータでは、ダイバータ板近くでダイバータチャンネルが大きく拡大するので熱負荷の問題がなくなる。そのためITERで必要とされている放射冷却の必要もない。またそのため周辺密度、不純物密度の制限がなくなりプラズマ運転により自由度が増える。これにより周辺条件に敏感な閉じ込め改善に対しても最適化できる。

更に進んで、先進プラズマ運転である高温ダイバータ運転も可能になる。高温ダイバータ運転では、100%に近いダイバータ排気でリサイクリングを最小にして周辺の温度を高め、プラズマの閉じ込めは、粒子閉じ込め(D:粒子拡散係数)で決まる(この場合粒子を中心部に注入することが重要である)。現状のトラス装置での閉じ込めを決めているのは、電子異常熱輸送(χ_e)であるが一般的に値の小さいDで置きかえることができれば、閉じ込めが改善されることになる(ヘリオトロン型装置では、新古典論輸送を無視することができないがDが χ_e より一桁小さい)。また実験で観測されているように温度分布のstiffnessが成り立つならば、周辺の高温度化は、おおきな閉じ込め改善をもたらす。

以下にこのような配位がLHDのようなヘリオトロン型ヘリカル装置でも可能であることを示す。図1は、外置きダイバータを備えるヘリカル磁場配位を作るコイル配位を示す。ここでは、ヘリカルコイルは、LHDと同一にした。外側に配置されているコイルは、軸対称性を有したポロイダルコイルであり、その役割は、(1)垂直磁場の調節、(2)外側で強いダイバータ機能を持つオクタポ

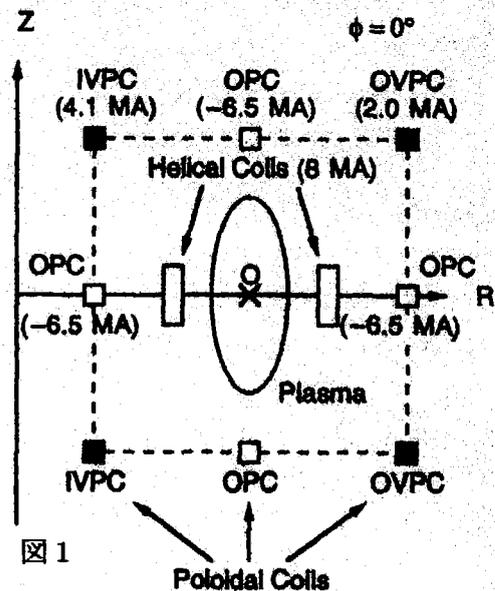


FIG. 1. Layout of helical coils and poloidal coils for the proposed

ール磁場の生成。(1)に関しては、ヘリ
 オトロン型配位には、必須であるが(2)
 に関しては、外置きダイバータ配位の場合に
 必要である。オクタポール磁場は、プラズ
 マ中心部では、その強度は、弱く、閉じ込
 め配位にほとんど影響を与えないがダイ
 バータ領域、即ちコイル近傍では、そのコ
 イルを巻き込むような強い磁場が存在し
 てダイバータ磁力線を外に出す。その様子
 は、ポロイダル断面における磁力線通過点
 群のプロット(図2)で明確にわかる。図3は、図1の-----で示されている面をダイバータ
 磁力線が通過する位置を示している。オクタポール磁場コイルがない場合は、2本の磁力
 線通過点群がヘリカル方向にほぼ連続存在するが、オクタポール磁場コイルが存在する場
 合は、ポロイダルコイル直下で、途切れる。また図1の-----で示されている面以外でも
 ダイバータ磁力線が通過する位置を調べるとポロイダルコイルから十分に離れているこ
 とがわかり、技術的にコイル設計が可能である。また図4でわかるように磁力線がX点
 から外に向って出るとき、磁場強度が減少しているの磁力線に沿って外に出る粒子は、
 ミラー効果で戻ってこない。

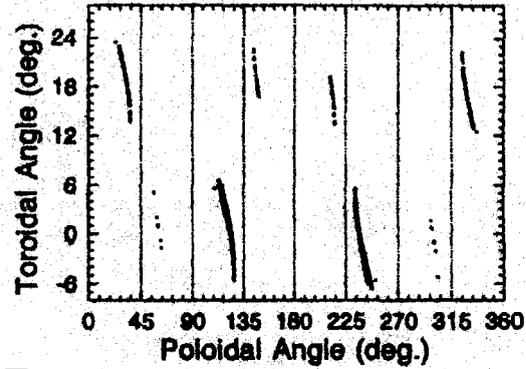
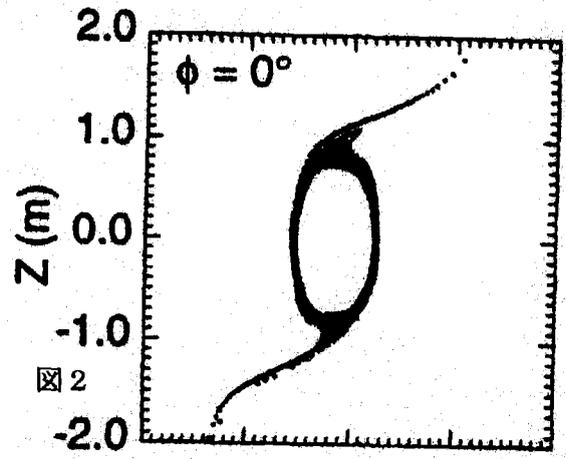


図3 The penetration points of the divertor field lines on a toroidal surface with square cross-section, indicated by dashed lines in Fig. 1.

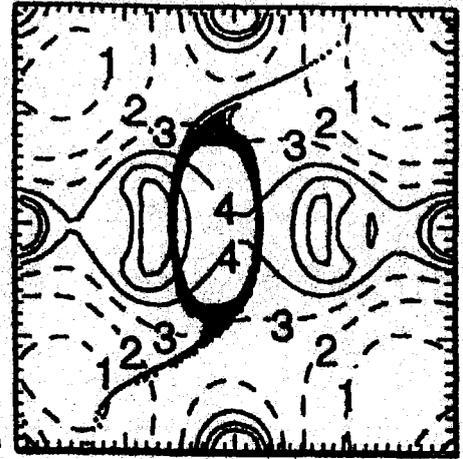


図4 : contour plots of the magnetic field strength

小型レーザー核融合炉の可能性

大阪大学レーザー核融合研究センター

乗松孝好

1 始めに

レーザー核融合の分野では近年の超高強度レーザー技術の進歩に伴い、新しい爆縮モードが考案され、小出力のレーザーでも核融合炉が実現できる可能性がでてきた。従来の爆縮モードである中心点火方式では高温で比較的低密度のイグナイターと呼ばれるコアプラズマの廻りに低温で高密度のプラズマ（主燃料）が取り巻く二重構造の爆縮プラズマを形成する必要がある。イグナイターが点火状態になり、そこで生成する α 粒子で主燃料が燃焼することにより、レーザー核融合炉を運転するのに必要な利得 100 以上を実現する。（図1）この方式では高温のプラズマを圧縮するため 4MJ 近い出力を持つレーザーが必要になり、また、球対称を維持したまま爆縮するため、100 本近いレーザービームを必要とした。これに対し、温度を低く保ったまま固体密度の 2000 倍程度まで圧縮し、爆縮コアに超高強度のレーザーを照射し、コアを直接加熱し、点火燃焼に導く高速点火方式は、比較的低温を保ったままのプラズマを圧縮するため圧縮に必要なレーザーエネルギーが 500kJ 程度と見込まれ、70 から 100kJ の追加熱レーザーで点火燃焼に導けることが予想されている。

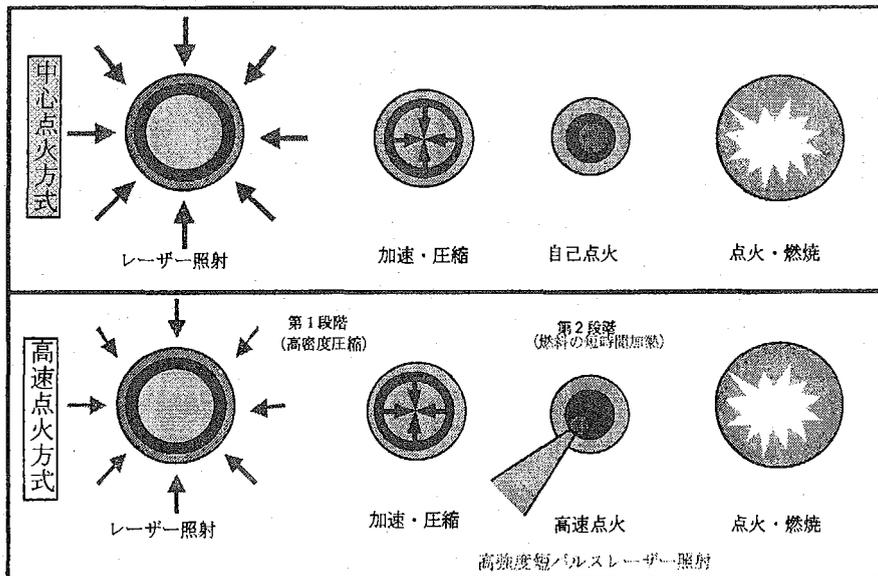


図1 中心点火と高速点火方式

表 1 核融合生成粒子へのエネルギー配分

	エネルギー	平均エネルギー	%
X線	4MJ	30keV	1.0
α 粒子	10MJ	3.5MeV	2.5
荷電粒子	58MJ	C, 1MeV, HDT200keV	14.5
中性子	328MJ	14.7MeV	82
核融合出力	400MJ	-	100

されると考えられている。

2 第一壁での熱負荷と炉概念

核融合出力 400MJ クラスの爆縮時の生成エネルギー配分を表 1 に示す。ほとんどのエネルギーは中性子が担い、 α 粒子のエネルギーのほとんどはコア内で消費されるが、コア周辺部で生成した α 粒子は第一壁に到達する。これらの強度を表 2 に示す。当然のことながら X線は距離の二乗に反比例して低減されるが、 α 粒子、その他の荷電粒子による熱負荷は飛行時間が無視できないためあたかも距離の 3 乗に反比例するように低減される。

これらのデータを元に評価したタングステン第一壁とする表面の温度変化を図 2 に示した。レーザーによる散乱光、X線による加熱効果の後、 α 粒子、及びその他の荷電粒子による加熱効果が現れる。図左は表面温度の時間変化を示して、爆縮後瞬間的に表面温度は 2800K 近く

表 2 燃焼時の壁熱負荷

	R=2m	R=4m	R=8m
X線ピーク/ $10^{14}W/m^2$	16	4	1
α ピーク/ $10^{12}W/m^2$	2.4	0.3	0.037
α パルス幅/ μs	19	2.4	0.3
イオンピーク/ $10^{14}W/m^2$	0.3	0.6	1.2
イオンパルス幅/ μs	0.4	0.8	1.6
パルス当たりの負荷/ $10^4J/m^2$	144	36	9
3Hz 時平均パワー/ $10^4J/m^2$	432	108	27
3Hz 時中性子負荷/ MW/m^2	20	4.9	1.2

に表面温度は 2800K 近く上がるが融けるまでには至らない。図右は表面近傍での温度分布で、表面付近に急激な温度勾配が現れる。パルス加熱によるストレスの影響、クラックの発生などを評価する必要が有る。

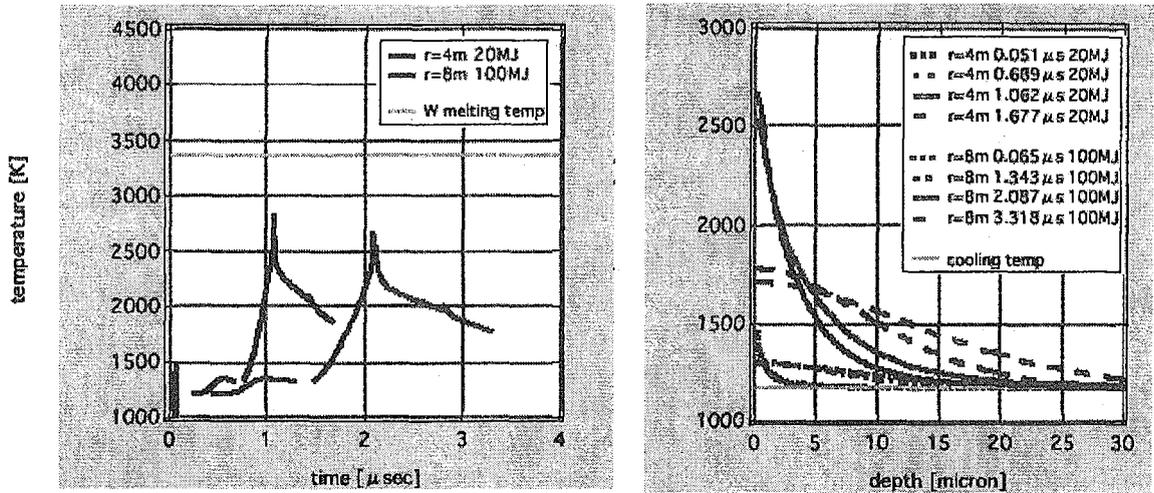
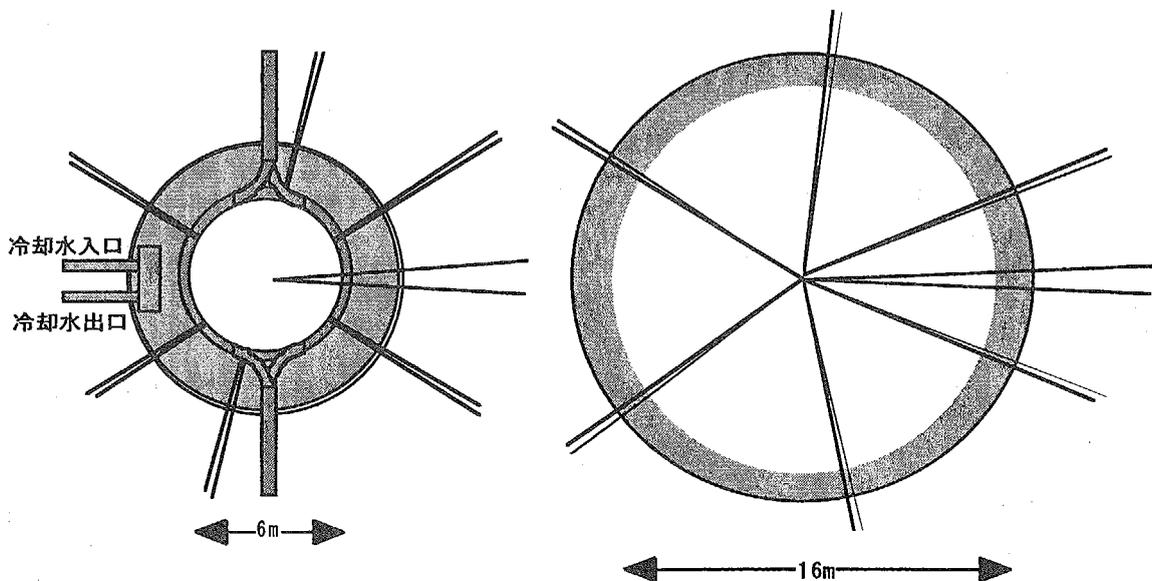


図2 タングステンを第一壁とする炉内面の温度の時間変化 (左) と温度分布 (右)

この評価にはターゲット中に含まれるカーボンによるタングステンとの化学反応やスパッタリング、ブリストリングの効果は含まれていない。また、残留ガスによる吸収の影響なども考慮されていない。レーザーの伝播の意味では炉内の圧力は 0.1Torr 以下であれば十分で、希ガスを封入したり、積極的に酸素を入れてターゲット容器の残渣を排出するデザインも可能である。レーザー核融合炉の場合、基本的には炉は単なる真空容器で、コイルや、その電磁力を支える構造を必要としないので、設計の自由度は高く、半径や、炉内ガスを調節することにより、解を見つけ出すことは可能と思われる。

表3 レーザー核融合発電プラントの電気出力、炉パルス出力、繰り返し率、

	レーザーエネルギー MJ	核融合利得	核融合パルスエネルギー MJ	炉パルス繰り返し率 Hz (レーザー)	正味電気出力 MWe	
					炉1基	モジュラープラント
高速点火	~0.3	~80	~20	3	20	極小出力炉
				12	80	小出力炉
	0.6	150	90	3.3 (10)	100	100×6 600MWe
中心点火	1.0	200	200 (KOYO-Fast)	3 (15)	240	240×5 1200MWe
	2	100	200	3 (15)	240	240×5 1200MWe
中心点火	4	100~150 (KOYO)	400~600 (KOYO)	~3 (6)	~600	600×2 1200MWe



核融合出力	200 MJ/パルス、600MW
炉内壁半径/壁面積	3 m/113 m ²
パルス熱負荷	350 kJ/m ²
パルス繰り返し率	3 Hz
平均熱負荷	1.06 MW/m ²
中性子壁負荷	4.2 MW/m ²
炉外壁半径	4.5 m
トリチウム増殖材	LiPb
液体壁冷却系	LiPb
	入り口温度 350°C
	出口温度 450°C
ブランケット冷却系	水冷却
	入り口温度 300°C
	出口温度 400°C
爆縮レーザービーム数	32本
加熱レーザービーム数	1本
加熱レーザー最終光学系	位置 30m
	面積 10m ²

核融合出力	90 MJ/パルス、600MW
炉内壁半径/壁面積	8 m/ 808 m ²
パルス熱負荷	22 kJ/m ²
パルス繰り返し率	6.7 Hz
平均熱負荷	150 kW/m ²
中性子壁負荷	0.6 MW/m ²
炉外壁半径	9.5 m
トリチウム増殖材	Li ₂ O
アーマー材/冷却材	W被覆SiC/He
	入り口温度 700°C
	出口温度 900°C
ブランケット冷却系	He冷却
	入り口温度 700°C
	出口温度 900°C
爆縮レーザービーム数	32本
加熱レーザービーム数	1本
加熱レーザー最終光学系	位置 30m

図3 電気出力240MWの湿式炉(左)と乾式炉(右)の基本スペック

表3にレーザー核融合発電プラントのパラメーターを示す。また、これらのパラメーターから描いた炉の基本寸法等を図3に示した。いずれも電気出力240MWの高速点火モードの炉を想定したもので、左は液体金属を第一壁とした炉、右はタングステンをライニングした乾式炉である。乾式炉の場合、半径を大きくすることにより、中性子負荷などを大幅に低減できる。ターゲット燃料容器中のカーボンの析出、コーン材料の排出などが今後の課題となるであろう。

3 液体壁における最終光学系の保護

液体壁の課題はビームポートの処理であろう。金属蒸気が最終光学系に付着するとレーザー照射時にプラズマが形成され、表面がエッチングされる。レーザー照射直前での炉内の金属蒸気圧は、0.05Torr程度が望ましい。レーザー照射後、内面は主にα粒

子による加熱で蒸発し、炉内の圧力は一時 100Torr 程度に上昇するが、壁面が急速に冷却することからレーザー照射時までには上記圧力まで低下すると考えられている。壁から蒸発する金属の平均速度は 1500m/s 程度とシミュレーションで評価されている。炉を横切ってビームポートに侵入するまでに 4ms 程度の時間を要する。このブラスト波を遮るためには回転数の異なる回転シャッター郡が有効と考えられる。ビームポートの直径は 20cm 程度であるので、回転シャッターの速度や大きさの概念は鉄道車両の車輪の回転数に近く、十分実現可能な範囲である。

図 4 にこれらの回転シャッター郡を含む最終光学系の保護概念を示す。中性子は距離によって稼ぐのが効果的で、炉心より 30m 程度離しておけば十分な耐久性が期待できるものと考えられている。高速のイオン、 α 粒子はマグネットで偏向され、捕捉される。炉心と最終光学系の間温度の低い部分が有ればほとんどの鉛蒸気はビームダクト内面に吸着され、シャッターをすり抜けても最終光学系にまで届かない。

4 終わりに

詳細設計は今後も続ける必要があるが、高速点火を用いると現有材料で、また現存する技術の延長上に炉一基あたり 20MW から 240MW の範囲で設計が可能で有る。本レポートでは触れなかったが、レーザー核融合の場合、最もクリティカルなパスはレーザーの建設とそのコストであると考えている。

最後に本レポートはロードマップ委員会（委員長 菅米地頭、副委員長 神前康次）の議論を参照している。

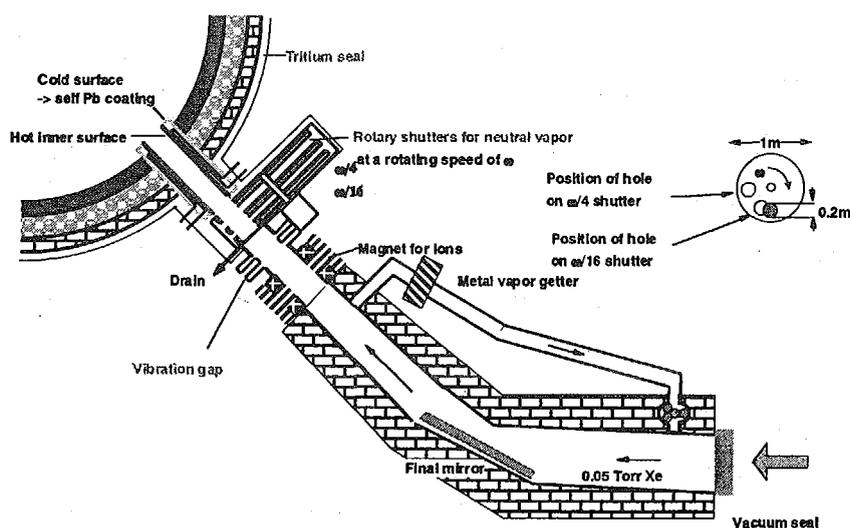


図 4 最終光学系の保護

NIFS-MEMOシリーズ出版リスト

- NIFS-MEMO-32 渡邊國彦、渡邊令子、津川和子、津田健三、山本孝志、中村修、上村鉄雄
「大型汎用計算機システム2001運用報告」
K. Watanabe, R. Watanabe, K. Tsugawa, K. Tsuda, T. Yamamoto, O. Nakamura and T. Kamimura,
"Report on the Operation and Utilization of General Purpose Use Computer System 2001": Sep. 2001 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-33 西尾成子、植松英穂、大林治夫、川上一郎、高岩義信、竹田辰興、寺嶋由之介、難波忠清、藤田順治、若谷誠宏、木村一枝
「日本の核融合研究開発の経緯 1965～1986 関口忠氏インタビュー記録」
Nisio, S., Uematsu, E., Obayashi, H., Kawakami, I., Takaiwa, Y., Takeda, T., Terashima, Y., Namba, C., Fujita, J., Wakatani, M. and Kimura, K.,
An Archival Study on the Fusion Researches in Japan from 1965 to 1986 An Interview with Sekiguchi Tadashi". Dec. 2001 (in Japanese)
- NIFS-MEMO-34 岩切宏友、松廣健二郎、廣岡慶彦、山村泰道、PWI一作業会メンバー
プラズマ壁相互作用関連データ集-1
「プラズマ対抗材料中の水素同位体リテンションと関連する拡散係数・再結合係数データベース」
Hirotomo Iwakiri, Kenjiro Matsuhiro, Yoshi Hirooka, Yasunori Yamamura and PWI-Taskgroup,
Plasma-Wall Interactions Data Compendium-1
"Hydrogen Retention Property, Diffusion and Recombination Coefficients Database for Selected Plasma-Facing Materials"
May 2002 (in Japanese)
- NIFS-MEMO-35 文部科学省 核融合科学研究所 安全管理センター
「放射線安全管理年報 -2000年度-」
Safety and Environmental Research Center, National Institute for Fusion Science,
"Report on Administrative Work at Radiation Safety Center in fiscal year 2000": May. 2002 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-36 核融合科学研究所技術部
「平成13年度核融合科学研究所技術研究会
日時: 2002年3月14日・15日 場所: セラトピア土岐
"Proceedings of Symposium on Technology in Laboratories by Department of Engineering and Technical Services" June. 2002
(In Japanese)
- NIFS-MEMO-37 松廣健二郎、岩切宏友、廣岡慶彦、山村泰道、森田健治、PWI一作業会メンバー
プラズマ壁相互作用関連データ集-2
「プラズマ対向材料中の水素同位体リテンションと関連する拡散係数・再結合係数データベース」
Kenjiro Matsuhiro, Hirotomo Iwakiri, Yoshi Hirooka, Yasunori Yamamura, Kenji Morita and PWI-Taskgroup,
Plasma-Wall Interactions Data Compendium-2
"Hydrogen Retention Property, Diffusion and Recombination Coefficients Database for Selected Plasma-Facing Materials"
Aug. 2002 (in Japanese)
- NIFS-MEMO-38 江本雅彦、駒田誠司
実用的テレビ会議システムの構築
～研究系ミーティングの利用に耐えうる2～4地点テレビ会議システムの実現～
M. Emoto, S. Komada,
"Development of a Practical Video Conference System:" Nov. 2002 (in Japanese)
- NIFS-MEMO-39 文部科学省 核融合科学研究所 安全管理センター
「放射線安全管理年報 -2001年度-」
Safety and Environmental Research Center, National Institute for Fusion Science,
"Report on Administrative Work at Radiation Safety Center in fiscal year 2001": Feb. 2003 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-40 西尾成子、植松英穂、大林治夫、川上一郎、小島知恵子、佐藤浩之助、佐藤徳芳、高岩義信、竹田辰興、寺嶋由之介、難波忠清、藤田順治、若谷誠宏、木村一枝
Nisio, S., Uematsu, E., Obayashi, H., Kawakami, I., Kojima, C., Sato, K.N., Sato, N., Takaiwa, Y., Takeda, T., Terashima, Y., Namba, C., Fujita, J., Wakatani, M. and Kimura, K.,
「1980年代後半以降の日本の核融合研究開発の経緯 関口忠氏インタビュー記録」
"An Archival Study on the Nuclear Fusion Researches in Japan Later Half of 1980's. An Interview with SEKIGUCHI Tadashi, Professor Emeritus at The University of Tokyo" May 2003 (in Japanese)
- NIFS-MEMO-41 J. Miyazawa, H. Yamada and M. Matsuoka,
"Gas Flow Velocity of the Direct Gas Puff" Aug. 200335
- NIFS-MEMO-42 石本祐樹、宮本光貴、森本泰臣、吉田肇、松廣健二郎、岩切宏友、廣岡慶彦、山村泰道、森田健治、PWI一作業会メンバー
プラズマ壁相互作用関連データ集-3
「プラズマ対向材料中の水素同位体リテンションと関連する拡散係数・再結合係数データベース」
Yuki Ishimoto, Mitsutaka Miyamoto, Yasutomi Morimoto, Hajime Yoshida, Kenjiro Matsuhiro, Hirotomo Iwakiri, Yoshi Hirooka, Yasunori Yamamura, Kenji Morita and the PWI-Taskgroup
Plasma-Wall Interactions Data Compendium-3
"Hydrogen Retention Property, Diffusion and Recombination Coefficients Database for Selected Plasma-Facing Materials" Jan. 2004 (in Japanese)
- NIFS-MEMO-43 文部科学省 核融合科学研究所 安全管理センター
「放射線安全管理年報 -2002年度-」
Safety and Environmental Research Center, National Institute for Fusion Science,
"Report on Administrative Work at Radiation Safety Center in fiscal year 2002": Feb. 2004 (in Japanese)
- NIFS-MEMO-44 編集責任 田島輝彦、井口春和
平成14年度 研究・企画情報センター作業会報告
核融合研究開発の評価—実証炉に向けて—
(Ed.) T. Tazima and H. Iguchi
Workshop at Data and Planning Center of NIFS in 2003 "Assesment of Fusion R&D"
- The Critical Issues of Demonstration Fusion Reactor - Mar. 2004 (in Japanese)