

NATIONAL INSTITUTE FOR FUSION SCIENCE

平成5年度NIFSシンポジウム報告会

「核融合炉開発研究のアセスメント」

平成5年11月29日-30日 於 核融合科学研究所

“Assessment of Fusion Reactor Development”

Proceedings of NIFS Symposium held on November 29-30, 1993
at National Institute for Fusion Science

(Received - Mar. 23, 1994)

NIFS-PROC-17

Apr. 1994

RESEARCH REPORT NIFS-PROC 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. This document is intended for information only and for future publication in a journal after some rearrangements of its contents.

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to the Research Information Center, National Institute for Fusion Science, Nagoya 464-01, Japan.

NAGOYA, JAPAN

平成5年度NIFSシンポジウム報告書

「核融合炉開発研究のアセスメント」

平成5年11月29～30日

於核融合科学研究所

代表 井上信幸（東京大学工学部）

所内世話人 田島輝彦（核融合科学研究所）

"Assessment of Fusion Reactor Development"

**Proceedings of NIFS Symposium held on November 29-30, 1993
at National Institute for Fusion Science**

Edited by N.Inoue and T.Tazima

Abstract

Symposium on assessment of fusion reactor development was held to make clear critical issues, which should be resolved for the commercial fusion reactor as a major energy source in the next century. Discussing items were as follows.

- (1) The motive force of fusion power development from viewpoints of future energy demand, energy resources and earth environment for "Sustainable Development".
- (2) Comparison of characteristics with other alternative energy sources, i.e. fission power and solar cell power.
- (3) Future planning of fusion research and advanced fuel fusion (D^3He).
- (4) Critical issues of fusion reactor development such as Li extraction from the sea water, structural material and safety.

Keywords : assessment, fusion reactor, energy source,
energy demand, earth environment, sustainable
development, deuterium-tritium fusion,
advanced fusion, critical issues of fusion research

目次

シンポジウム趣意	I
問題提起	II
シンポジウムプログラム	V
まとめ	VI

講演内容

○エネルギー需要見通しとエネルギー資源	1
○炭酸ガスによる地球温暖化	6
○持続可能な発展	15

○各種エネルギー源のエネルギー比	30
○太陽光発電システムのエネルギー評価	40
○高速増殖炉のブレークスルーを目指して	51
○海水からのウラン採取	61

○第三段階核融合研究開発基本計画	75
○基本計画でのLHDの位置づけ	83
○ITERと核融合開発戦略	89
○慣性核融合の特徴	99
○D ³ He/FRC核融合炉: "ARTEMIS-L"	117
○トカマク型核融合炉研究の現状と将来	130
○核融合炉での新しいエネルギー変換	140

○核融合炉の環境・安全性の展望	150
○海水からのリチウム抽出	172
○将来の核融合材料	181

平成5年度NIFSシンポジウム

「核融合炉研究開発のアセスメント」

文部省核融合科学研究所（NIFS）で公募する共同研究のなかに、シンポジウム形式として毎年開催している、NIFS（ニフス）シンポジウムがある。このNIFSシンポジウムは一般の研究会とは異なり、プラズマ・核融合研究の推進基盤を、長期にわたって推進、発展させるためのやや広い範囲にまたがるテーマを対象にしている。標記のテーマは平成5年度に採択された。

◎シンポジウム趣意

核融合研究は長期にわたった基礎研究段階を経て、近年ようやくに炉心級プラズマの達成に関しての見通しがえられるまでになり、ITER計画等の開発研究段階にさしかかりつつある。そこで開発研究段階でまず明確にするべき目標やエネルギー開発の中での位置づけについて、定量的データを踏まえて議論を行なう。あわせて今後に残された検討課題を整理する。

具体的討論内容は以下の通りである。

- (イ) 推進理由：エネルギー需要見通し、エネルギー資源量、環境問題、「持続可能な発展」。
- (ロ) 他の代替基幹エネルギー源の課題：核分裂炉、太陽光発電。
- (ハ) 各種核融合開発計画：燃料種別（DT炉とD³He炉）や炉形式（MCF炉とICF炉）による差異。
- (ニ) 核融合炉開発研究の主要課題：環境保全性、リチウム資源、材料。

それぞれのテーマに関しシンポジウム幹事の方であらかじめ、問題提起を行ない、各専門家による回答と説明を得た後、質疑討論に移ることを企画した。

次頁以下は問題提起の内容、シンポジウム当日のプログラム、まとめ、各講演内容である。

シンポジウム代表	井上信幸（東京大学工学部）
所内世話人	田島輝彦（核融合科学研究所）
幹事	西川正史（九州大学工学部）
	小川雄一（東京大学工学部）
	藤田順治（核融合科学研究所）
	百田弘（核融合科学研究所）
	藤原正己（核融合科学研究所）

◎問題提起

本シンポジウムでは入門書や報告書やパンフレット等にある、読めばわかる知識や建前の話はできるだけ避ける。以下の各項目の専門家を招き、それぞれの疑問点につき、本音の説明や反論等をしていただいて、議論を行なう。

(イ) 推進理由

○需要見通し—講師 松井賢一（日本エネルギー経済研究所）：過去20年の間、日本政府の将来のエネルギー需要予測は現実と大幅に異なってきたが、常に需要増大を期待してきた理由は何か（当初は、世界の石油貿易量の約半分も将来の日本が占めるような非現実的予想であった）。現在の将来予測とそれに基づく計画としては、今後もエネルギー需要は増えるとするが、化石燃料の使用は微増にとどめ、増大分の大半を原子力で賄うとしている。

○資源量—講師 松井賢一（日本エネルギー経済研究所）：化石燃料の究極可採資源量には諸説がある。石油ではかつては1兆バーレルが定説であったが、現在では2兆バーレルで、7兆バーレルを予測しているところもある。天然ガスの究極可採資源量は年々増える傾向にある。石油も天然ガスも生物起源の化石燃料ではなく地球が形成されたときに生成され、特に天然ガスは、膨大に（1千年分）あるとする「地球深層ガス説」もある。石炭も考えれば、ここ100～200年でエネルギー枯渇には至らないとするのが常識的になってきた（もし本当に不足すれば、コスト高の井戸も復活するし、探鉱も進むであろうし、また需要も減るため）。従ってエネルギー問題とは、エネルギー資源がなくなるからではなく、環境問題から使用したくても使用できなくなることにあると考えるべきか。

○環境問題—講師 山元龍三郎（京大名誉教授）：炭酸ガスによる地球温暖化やフロンガスによるオゾンホールは、科学的に証明されていない。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た）。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10年サイクルでの0.5度変動もありうる。

1962年以前より現在のオゾン量は増えている。オゾンホールは昔からあったかも知れない。オゾンホールによって約10%紫外線の量が増えるというが、もともと紫外線はニューヨークと赤道では4～8倍も赤道が多く、4500mでは地上0mの2倍になることを考えれば、フロンを全廃するべきとまでなぜ考えたか。酸性雨による湖沼、森林の被害等明らかな環境汚染を第1優先としないのはなぜか。

○「持続可能な発展」—講師 松橋隆治（東大工）：将来全人類が環境問題や資源問題で破滅的な終局を迎えないよう、いくつかの生存シナリオが提案されている。有名な「持続可能な発展」（Sustainable Development）ではどのような仮定をしているか、またそれを現実化するにはどのような国際合意が必要か。

(ロ) 他の代替基幹エネルギー源の課題

○各種エネルギー源のエネルギー比—講師 山本博巳（電力中研）：自然エネルギーのエネルギー比が非常に低く、また原子力より炭酸ガスの排出が多くなる理由はなぜか。

○核分裂路線—講師 平岡徹（原研）：将来の基幹エネルギー源となるには、高速増殖炉の著しく長い燃料倍増時間（数10年で500台そろえるとき、初期装荷用のプルトニウム生産が間に合わない）をどう解決するか。また廃棄物、経済性などを核融合炉と比較するとどうか。

○海水からのウラン採取—講師 古崎新太郎（東大工）：高速増殖炉路線ではなく、軽水炉と海水からのウラン抽出の組み合わせの可能性は。そのエネルギー比が5を越す可能性はあるのか。

○太陽エネルギー路線—講師 稲葉敦（資源環境研）：太陽光発電で日本の現エネルギー需要を賄うだけでも、太陽光電池効率20%としても四国の面積（全耕地面積に等しい）が要る。さらにその巨大な架台製作や太陽光電池製造のエネルギーは大きく、エネルギー比は1前後と試算され、真のエネルギー生産装置となりがたい。この問題の解決には今後どのような開発が考えられているか。

(ハ) 各種核融合開発計画

○日本の第3段階核融合開発研究基本計画—講師 井上信幸（東大工）、飯吉厚夫（核融合研）：日本のつぎの研究計画は、ITERに見られるようなDTトカマク路線に一本化するのか、LHDはどう位置づけられるか、またD³HeやICFをどう考えていこうとしているのか。

○世界の核融合開発戦略とITER—講師 常松俊秀（原研）：巨額なITERを造ろうとする理由。ITERは実用炉への必要なステップなのか。どのような問題点があるか。

○D³He核融合—講師 富田幸博（核融合研）：DT炉に比べD³He炉は中性子とトリチウムは100分の1~2と少なく、またリチウムは不要等、炉工学的に現実性のある炉構想ができるが、炉心プラズマに関するデータ不足をどう補っていけば、その現実化の見通しが得られるようになるか。

○トーラス系でのD³He—講師 小川雄一（東大工）：トーラス系での低いベータ値や荷電粒子のエネルギー変換（処理）の困難性を克服する方向は。

○ICF—講師 山中龍彦（阪大レーザー研）：MCF炉に比べICF炉の長所、短所は何か、DT炉であるかぎり共通の問題（リチウム、トリチウム等）の方が、炉形式による差異よりも大きいのではないか。

○核融合炉での水素生産や新しいエネルギー変換―講師予定 飯吉厚夫（核融合研）：電力を賄うだけでは、石油の代替にはならない。水素生産や高効率のエネルギー変換はなぜ要請されるのか、またその具体的アイディアは。

(二) 核融合炉開発研究の主要課題

○環境保全性―講師 関泰（原研）：日本の現エネルギー需要を化石燃料に替わって賄うだけでも、100万kWの発電所が約500台必要。どこまでの安全性を確保すれば、500台の立地が可能となるか。

○燃料資源制約―講師 大井健太（工業技術院）：DT炉が将来の基幹エネルギー源となるにはリチウム資源が不足する。従来の海水よりのリチウム抽出法では、莫大なエネルギーを必要とし、結果としてエネルギー比が2～3と低くなる試算もある。最近従来の100倍もの収着効率を持つ海水からのリチウム抽出法が開発されたが、この方法の将来性は。

○材料―講師 関村直人（東大工）：DT燃料MCF炉では炉心容器の材料問題が最も厳しい。特に中性子照射による材料劣化が問題で、現在 $10\text{MW} \cdot \text{y}/\text{m}^2$ 以上に耐える材料はない。中性子壁負荷を $3\text{MW}/\text{m}^2$ とすれば、プラント寿命中に10回も構造材を交換するのは、経済的にも稼働率からも非現実的である。 $30\text{MW} \cdot \text{y}/\text{m}^2$ 以上の照射量に耐えうる材料開発の可能性はどの程度あるか。

核融合科学研究所：NIFSシンポジウム「核融合炉開発研究のアセスメント」

場所：核融合科学研究所 新館8階大会議室

日時：平成5年11月29日（月）PM1.00～6.00－11月30日（火）AM9.30～4.40

プログラム

11月29日PM1.00～1.10 飯吉所長挨拶

1.10～1.20 シンポジウム趣旨説明：井上信幸代表

1.20～2.00 「炭酸ガスによる地球温暖化」：山元龍三郎（京大名誉教授）

2.00～2.40 「持続可能な発展」：松橋隆治（東大工）

2.40～3.20 「海水からのウラン採取」：古崎新太郎（東大工）

3.20～3.30 コーヒーブレイク

3.30～4.10 「海水からのリチウム抽出」：大井健太（工業技術院）

4.10～4.50 「ITERと核融合炉開発戦略」：常松俊秀（原研）

4.50～5.20 「核融合炉の環境・安全性の展望」：関泰（原研）

5.20～6.00 「将来の核融合炉材料」：関村直人（東大工）

11月30日AM 9.30～10.10 「第3段階核融合開発研究基本計画」：井上信幸（東大工）

「基本計画でのLHDの位置づけ」：飯吉厚夫（核融合研）

10.10～10.50 「核融合炉での新しいエネルギー変換」：飯吉厚夫（核融合研）

10.50～11.00 コーヒーブレイク

11.00～11.40 「各種エネルギー源のエネルギー比」：山本博巳（電力中研）

11.40～12.20 「太陽光発電システムのエネルギー評価」：稲葉敦（資源環境研）

PM 0.20～1.10 昼食

1.10～1.50 「エネルギー需要と資源量」：松井賢一（日本エネルギー経済研）

1.50～2.30 「高速増殖炉のブレークスルーを目指して」：平岡徹（原研）

2.30～3.10 「慣性核融合炉の特徴」：山中龍彦（阪大レーザーセンター）

3.10～3.20 コーヒーブレイク

3.20～4.00 「D3HeFRC核融合炉：ARTEMIS-L」：富田幸博（核融合研）

4.00～4.40 「トカマク型核融合炉研究の現状と将来」：小川雄一（東大工）

4.40～5.00 まとめ：田島輝彦（核融合研）

事前の調査やシンポジウムでの講演内容および討論等を基にまとめを試みる。ただしいくつか紹介される結論や意見のなかには、講演内容と同様でないものもある。またこのまとめには個人的な見解や主観に基づいた部分も多いことをあらかじめ断っておく。多くの方々のご意見をできるだけ取り入れたつもりではあるが、このまとめに関する異なった見解あるいは資料をお持ちの方はぜひ筆者のところにお寄せいただきたい。それらを参考になお一層の吟味を加えたいと考えている。

前提

このシンポジウムでの議論は次の前提を基にすることとした。すなわちここで議論する対象は、基幹エネルギー源となりうるものだけにとどめる。基幹とはエネルギー需要のほとんどを賄いうる可能性を持つ意味である。したがって、エネルギー需要の10%さえ賄うことができないようなエネルギー源については論じない。またエネルギー自足を目指すとして、主として立地は国内とする。ただしエネルギー自給を理想とはするが、必ずしも燃料資源自給を必須条件とはしない。

（イ）核融合炉開発研究の推進理由

核融合研究はその長い基礎研究の段階を経て、近年ようやくに炉心プラズマの見通しがえられるようになり、現在はITER等の次期実験炉計画に見るような開発研究の段階に進もうとしている。莫大な予算が必要になることもあるが、本来開発研究段階となれば、その推進理由、困難な課題、その解決への計画、また何よりも開発目標である魅力的な核融合炉の概念の提示が必要となる。核融合開発はその歴史は長いものの、核分裂発電炉や、太陽光発電等の他の代替エネルギー源に対し開発レベルははるかに遅れている。したがってそれらに較べてどのような長所が期待できるのかを示すことは特に重要である。

核融合炉にかぎらないが、新しいエネルギー源をなんのために開発するのか、つきつめた議論がされたことはほとんどない。例えば有害な公害ガスを出さないクリーンなエネルギー源は必要であるとか、石油資源は早晩なくなるので石油代替エネルギー源の開発は必須である等、時代の風潮に応じた説明がなされてはきた。しかし開発研究サイドが、その根拠を正確に把握してそう説明してきたわけではない。それだけに時代の趨勢が変わるとともに、これらの推進根拠が変わり、結果として開発予算が削減されるという傾向がでてきている。石油ショックによる、代替エネルギー源開発予算の急増と、その後の冷却化はその典型的な例であろう。開発研究ともなれば、その確かな推進根拠を示す必要があり、またそうでなければ核融合炉開発のように超長期の開発研究は成り立って行かないであろう。

ここでは、核融合炉開発の推進根拠として、エネルギー需要、エネルギー資源量、環境問題、持続可能な発展の観点から議論が行なわれた。

○エネルギー需要見通し

よく言われる推進根拠のひとつに、“将来のエネルギー需要の増大に対応して”がある。25年も前の日本のエネルギー需要見通しでは、急激な需要増大を予測しており、その予測を延長すると、現在の日本は世界の石油貿易量の約40%を占めることになる（現在は約10%）。これはいかにも非現実的であるが、なぜこのような予測がされたのであろうか。

当然現実の需要はそのような増大を示していない。それどころか石油ショックもあって、その後の需要は横這いとなった。この横這いとなった10年でGNPは2倍にもなったことから見て、エネルギー需要と経済成長の連動係数（エネルギー弾性値）には相当の余裕があったことがわかる。すなわちエネルギー利用の高効率化が効を奏したわけである。あまりにも現実と異なったため、この需要見通しの改定につぐ改定が行なわれた。しかし常に需要増大の見通しの傾向は変えていない。これはなぜであろうか。大量生産、大量消費の工業化社会を続けようとする限り、エネルギー需要の増大は産業界の総意となるという指摘がある。

現在では需要の増大に応じた化石燃料使用増加は、エネルギー資源争奪の国際摩擦を避けるためにも、また近年の環境問題もあって、限界がある。そのため増加分のほとんどを核分裂炉の増加によって賄うとしている。つまり原子力を推進する国策を取るかぎり、エネルギー需要の増加が好ましいことになるという指摘もある。

信頼性（実績）のあるエネルギー需要予測は現在なく、あくまでも政策上の目標と見たほうが近いであろう。したがって推進根拠としての、“将来のエネルギー需要の増加に備えて”、はあまり迫力のあるものではない。しかし全世界的に見れば、エネルギー需要は確実に増加してきている。問題は、はたして先進工業国でも今後エネルギー需要は増加し続けるのか、またそれは妥当なことなのかどうかである。これらについては後にまた触れる。

○エネルギー資源

またよく使われてきた推進根拠のひとつに、“エネルギー資源（特に石油）の早晩の枯渇に備えて”がある。究極可採埋蔵量を基にした石油資源寿命は、30年以上も前から常に30～40年と言われてきた。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。たとえば究極可採埋蔵量ひとつ取ってみても、世界的に権威あるとされている約30にも及ぶ調査、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。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て、いず

れかあるいはいずれもがなんらかの政治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1兆バーレルから現在の2兆バーレルどころか、4～5兆バーレルはあるとしている。

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。石油も天然ガスも生物起源であるとして化石燃料と称しているが、科学的にそう証明されているわけではない。地球誕生の際にすでにメタンが生成されたのであり、その量は膨大（たとえば千年分）にあるという「地球深層ガス説」もある。これを確かめようとすでにスウェーデン、カナダ、スイス、日本も福島県相馬沖での試掘が行われているが、まだ確かな証拠は出ていないようである。

ともかく膨大にある石炭を考えるまでもなく、石油だけを考えてもここ100年程度で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。これは、現実には供給が逼迫してくれば高価格になり、その時今までも経験したようにコストの高い資源も採掘されるようになるし、また需要も減少するということも手伝うからでもある。

もちろん化石燃料の量は有限でありいつの日にかの枯渇は当然であろうが、それが100年も先では現在ただちに強力に代替エネルギー源を開発しなければならない理由としては迫力がない。それは100年もあれば人類の科学や技術の進歩は著しいであろうから、その時に代替エネルギー源を考えたほうがより良い、また効率的な開発がしうるのであるという反論があるからである。現在では、資源の枯渇より、後で触れる環境問題の方が早くその限界に来ると予測されている。つまりエネルギー資源がなくなるより、資源があっても使いたくだけ使うことが早晩できなくなることが予想され、そのためにこそ環境への被害が少ない代替エネルギー源の開発が必要であるとする考え方である。

○環境問題

人為的な影響によって、地球の温暖化やオゾンホールが起きるのか、科学的には証明されてはいない。たとえば炭酸ガスと温暖化に関して、どちらが原因で結果かそれさえも明らかでない。シミュレーションモデルにしても、炭酸ガスの収支に関し、年間約60億トンもの放出のうち10億トンもが不明であり、計算結果と現実では定性的にも合わない。事実1940～1970年は炭酸ガスは増えているのにもかかわらず、地球の平均気温は減少し続けた。

一方オゾンホールは人工衛星を使つての観測によって発見されたが、それ以前にはなかったのかはわかっていない。なによりも1962年以前のオゾン濃度より現在の方が高いと観測値は示している。したがって、近年フロンガス等の影響によってオゾン層の破壊が進みそのためオゾンホールができた、というのはまだ仮説の段階に過ぎないことがわかる。オゾンホールによって、すでに紫外線が1%、将来は約10%増えるというが、もともと10倍もの紫外線量の差異の中に人類は

暮らしているだけに、なぜそれが深刻な問題となるのか理解しがたい。

しかし酸性雨による森林、湖沼の被害や、土地や水や海の汚染、砂漠化など明らかに環境破壊は進んでいる。ところがこれらの明らかに目に見える現在の環境破壊は、環境問題のなかでは第1優先ではない。大きく取り上げられ第1優先されるのは、科学的には未だ不明確な温暖化でありオゾンホールである。これはなぜなのであろうか。

ひとつの国や精々その周辺の国にしか関係しないような局所的な環境破壊は、全世界で環境対策を議論する時のテーマとしては適さないが、温暖化やオゾンホールは汎地球的であるだけに都合がよいので、これらが優先されると聞く。そういうわけで、今や環境問題は科学的議論は二議的で、主に政治的議論が中心になっていると言われている。石油ショックでの例を見るまでもなく、このような政治的配慮による優先度はいつ変わるかわからない。

したがって環境に悪影響の少ない代替エネルギー源の開発は重要であるとはいえ、環境問題を表面的に把握しての宣伝は脆弱な基盤となる。我々としては、環境問題の今日の流行に乗ることなく、あくまでもすでに明らかな環境破壊の例をもって、その解決のひとつに代替エネルギー源の開発があるとするべきであろう。

○持続可能な発展

1972年のローマクラブが発表した「成長の限界」では、今世紀の爆発的な人口増加により、数10年後には工業化や食料生産が限界に達し、環境汚染や資源の消耗によって、人口と工業力の突然で制御不可能な減退を招くと指摘した。同時にその対策を早急に開始することを提言していた。それから20年後同一グループが「限界を超えて」でその後の検討を発表した。そこでは資源の消費と汚染物質の産出速度は当初の予想より早く、すでに物理的に持続可能な速度を超えてしまっていることと、「成長の限界」での提言よりもっと抜本的な対策を行わないかぎり、人類社会の破滅は避けられないとし、その提言が述べられている。

ここで述べられた「持続可能な発展（成長ではない）」（Sustainable Development）では、（1）再生可能な資源はその再生ペースを上回って消費してはならない、（2）再生不能資源の消費は、その代替である再生可能資源の開発されるペースを上回ってはならない、（3）汚染の排出量は環境の吸収能力を上回ってはならないという条件を満たさなければならないとしている。そのためには（1）人口の抑制、（2）物質の消費抑制と利用の高効率化、（3）物質文明より精神文明に重点を移すのが必要であるとしている。当然それを達成するには技術の革新につぐ革新も必要となる。またこれまで地球環境の収奪によって豊かさを築いた先進国に、発展途上国の今後のエネルギー需要増大を抑える権利はない。それだけに先進国には、エネルギー需要抑制と代替エネルギー源開発の義務がある。

この中で我々が注目すべき点は以下の2点である。すなわち、これらの対策が1995年頃より強力に進められて初めて可能なのであり、20年対策開始が遅れ

ば可能性がなくなること。また上記条件では、再生不能エネルギー資源の消費は、再生可能エネルギー資源（自然エネルギー）の開発されるペースを上回ってはならないことである。後で述べるように後者の条件が満たされる可能性は非常に少ない。したがって、2,30年で環境への悪影響の少ない、また燃料資源が超長期的に豊富な、代替エネルギー源の開発が必須となることがわかる。むしろこの代替エネルギー源の開発の成功なくしては、持続可能な発展の達成はありえないとも言える。

(ロ) 他の代替基幹エネルギー源の課題

核融合以外の代替エネルギー源で将来の基幹エネルギー源となりうると期待されているのは、核分裂発電炉と太陽光発電だけである。しかし核融合開発は、これらに対し開発レベルははるかに遅れている。しかもこれからの超長期的な開発を必要としている。したがってそれらに較べてどのような長所が期待できるのかを示さないかぎり、核融合開発を推進する根拠が失われるであろう。

それを議論するにはまず代替基幹エネルギー源に対する要請条件をまとめ、それらに照らし合わせて、それぞれの代替基幹エネルギー源候補の比較を試みる。要請条件を列記すれば

- (1) 環境への悪影響が少ないこと
- (2) 立地制約の少ないこと（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台は必要となる）
- (3) 豊富なエネルギー資源のあること
- (4) エネルギー比が充分大きいこと（すくなくとも5）。

ここではエネルギー源の経済性、特にキャピタルコストの大小について議論はしない。それは既存のエネルギー源と競合する近未来はともかく、遠未来にどのような経済性が要求されるか判然としないからである。極論をすれば、遠未来において既存のエネルギー源が乏しくなれば、高価であっても新しいエネルギー源を使わざるをえないであろうし、あるいは環境税などが重くなれば、環境への悪影響が少ない新エネルギー源の方が、たとえキャピタルコストが相当高くても、火力発電と競合できるようになることも考えられるからである。一方キャピタルコストより、廃炉、燃料再処理、燃料廃棄物処理と保管等が予想以上のコスト高を招くことも考えられる。

またスケールメリットによる経済性向上のために、発電炉単機の容量を大にすることの是非についても議論しない。発電炉が停止したときの電力系統の電圧変動を小さくするために、現在単機容量は100～150万kWに抑えられている。しかし将来は、この電力系統の総容量も増大するであろうし、炉も電力供給のみならず、その電力等を使っての水素生産を行なって、総エネルギー需要の約半分は占める燃料需要に応えることになると考えられる。この場合炉単機の許容発電容量は300～500万kWにまで拡大されることもありうるからである。

○太陽光発電

自然エネルギーには数多くの種類がある。風力、潮汐、水力、波力、バイオマス、地熱、太陽熱、太陽光等であるが、このうち基幹エネルギー源となりうるほどにエネルギー資源の豊富なものは、太陽熱と太陽光だけである。しかし太陽熱発電は100万kW級で約1400万トンと、火力の5万トン程度に較べあまりにもその設備が過大であるため、現在ではほぼ断念されている。したがって太陽光発電が最も期待されている。

自然エネルギー利用は地熱を除き、もともと地球に降り注ぐ太陽エネルギーのエネルギー変換を行なっているだけであるから、正確にはエネルギー発生装置ではなく、エネルギー変換装置である。それだけに局所的にはともかく、地球全体への環境破壊はほとんどなく、エネルギー資源はほぼ無限であるのが長所である。したがって無駄になるエネルギー（排熱等）は存在しないので、変換効率の高低は、設備の大小や敷地面積には関係するだけである。

太陽光発電の最大の問題は、そのエネルギー密度が低いことにある。例えば現在の日本のエネルギー需要を全て賄おうとすれば、効率20%の太陽光電池を使っても、全四国面積（ほぼ全耕地面積）が必要となる。したがって敷地を国内とする提案はなく、海外に求め、超伝導送電網を使つての電力送電やあるいは水素を生産して搬入することが考えられている。

また100万kW級で約120万トンと、主として架台の重量が膨大になり、その分製造エネルギーも膨大になる。さらに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も膨大になるため、太陽光発電のエネルギー比は非常に低くなるをえない。

これを改善するために、20%もの高効率、少製造エネルギーの太陽光電池（アモルファスシリコン等）の開発、アルミパネルのリサイクル、架台を木製にする等が考えられてはいるが、十分なエネルギー比とはなっていない。

結論として太陽光発電の最大の課題は、効率40～60%の太陽光電池の開発にあらう（原理的な可能性はあり、多段形を用いる）。それにより必要設置面積は2～3分の1に減り、エネルギー比も5～10に向上するであらう。このとき太陽光発電は初めて自給自足の可能な、理想の代替基幹エネルギー源となる可能性がでてくる。

○核分裂発電炉

U235だけを燃料にするのであれば、その資源量は石油程度であつて、将来の代替基幹エネルギー源としては役不足となる。一方U238は資源量としてはU235の100倍、何回もの再処理による損失を考えても約60倍は期待できる。したがって、燃えないU238を燃えるPuに変える高速増殖炉の開発が必須と、当初より考えられていた。

エネルギー需要の大半を高速増殖炉で賄う時代が到来した時、すなわち高速増殖炉の台数が定常状態になっているときは、増殖比が1を越していれば（1.1程度）

燃料の供給に問題は生じない。しかし問題はその台数になるまでの立ち上げ期間である。もし立ち上げが100年を越すようでは意味をなさなくなる。そのためには燃料の倍增時間が20年以内、できれば10年程度である必要がある。そうでなければ次から次に増設される炉の、初期装荷燃料が自給できなくなるからである。

初期の高速増殖炉では、増殖比の高い金属燃料が使われたが、スウェリングが大きく、燃焼効率が悪くなるため、増殖比は低い燃焼効率の高い金属酸化物燃料が使われるようになって今日にいたっている。そのため現在の高速増殖炉やその設計では、倍增時間が数10年となっている。これではなんのために高速増殖炉を開発するのか、延いてはなんのための核分裂路線であるのかわからなくなる。

現在先進国のほとんどは、高速増殖炉開発から撤退するか、その商用化時期を大幅に延期している。その理由として、天然ウランの供給過剰、増殖炉の経済性の悪さや、安全性の問題をあげてはいるが、根本的な問題すなわち低い増殖比にあるのではなかろうか。一方すでに米国において、スウェリングの小さい、増殖比の高い金属合金燃料が開発されている。これを使っての倍增時間の短い増殖炉の設計、提案がでてきているが、未だどの国でもそのような炉の開発に着手していないのはなぜであろうか。

一方海水からのウラン抽出の開発が進み、現在の天然ウランの数倍のコストで入手できる目算が立っている。海水にはほぼ無尽蔵のウラン資源があるだけに、海水からのウラン抽出と技術が確立された軽水炉との組み合わせは、核分裂路線のなかでもっとも将来性があるように見える。

軽水炉のエネルギー比は4～5とあまり大きくない。これはガス拡散法による燃料濃縮エネルギーが莫大なためである。しかしすでに実用化されている、遠心分離濃縮法であれば、エネルギー比は約10に向上し、また開発中のレーザ分離濃縮法ではそれ以上になると期待されている。また海水からのウラン抽出エネルギーは、濃縮エネルギーに較べれば小さく、エネルギー比は20～30%減程度とする試算がある。

もっとも高レベル放射性廃棄物の、超長期にわたる処理の問題が未解決になっている。このような環境に深刻な影響を与えかねない課題の解決を、子孫に残すわけには行かない。また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でないことなど、多くの制約があり、国内に500台もの設置は困難と思われるが、その具体的な計画案は聞かない。

結論として、核分裂炉が将来の代替基幹エネルギー源となるには、安全性が高く燃料倍增時間が20年以内の高速増殖炉か、あるいは海水からのウラン抽出の実用化の開発が必要であろう。また高レベル燃料廃棄物の、半永久的におよぼ保管手段の開発と保管場所の選定もある。一方万一の事故を考えれば、その立地の制限は厳しく、はたして数100台もの100万kW級の発電炉を設置できるか疑問が残る。これに関しては、日本に1000以上もある無人の小島の約1割を利用するか、海上設置等、発想の転換が必要になるであろう。

(ハ) 核融合炉の開発計画

日本の第2段階核融合開発研究は、ほぼその目的を果たして終了した。第2段階での主目的は、break even プラズマ級の達成であった。Break evenを臨界と訳したのは、誤解をまねきやすく適切ではなかったと思われる。核分裂炉で使われる臨界はシステムでの臨界であるが、核融合では、単にプラズマへの入力と出力が等しい状態に過ぎず、その意味するところは全く異なる。Break evenは、核融合研究側にとっての単なる一里塚であって、世間一般にとってはわかりやすいものではない。それに較べ科学的検証である自己点火達成は明確な目標である。

現在次の開発研究段階として、科学的検証以上を目標として、第3段階核融合開発研究基本計画が策定中である。今までの基礎研究段階とは異なり、ここでは真の意味での開発研究を考えるだけに、その目標、課題、課題解決の具体的方法、段取りを明確に示さなければならないことはもちろんである。しかし現在の原案を見る限り、多くの課題は挙げてあるものの、その課題解決の困難性の順位付け、あるいは最もボトルネックとなっているのはどの課題か等の記述は不十分である。

現在実用炉はもちろん、技術的検証を目指す実証炉への道筋さえ見えにくい状況にある。したがって次期実験炉がどのような位置づけにあるのか、極論すればなんのために実験炉を造ろうとしているのかが明確になっていない。まず実証炉（経済性と信頼性を除き性能的にはほとんど実用炉に近い）の輪郭を描き、次にそれへの解決すべき課題を整理することを行なうべきであろう。その後で実験炉で解決しうる課題と、そうでない課題を仕分けし、実験炉の開発研究と平行して行なうべき開発研究の課題を明確にすることが必要である。

○燃料種別による差異

以上に述べた不明確さが生ずる一因に、DT実用炉の長所を明らかにしていないこと、またその課題にあまりにも困難なもの（特に材料）があって、その解決にどれだけの年数がかかるか見積り難い等があると考えられる。DT炉開発におけるいくつかの困難な課題を、解決するべく D^3He を燃料とする核融合が考えられ始めた。DD炉はDT炉のようなブランケットが不要なこと、つまり燃料はほぼ無限にあり、それを安価に供給できる利点はあるものの、炉心条件ははるかに難しく、また中性子量はDT炉より多くなる。したがってDT炉の課題の抜本的解決にはつながらない。

D^3He 核融合では、中性子量はDT炉の1～2%にまで少なくなるだけに、材料に関する最も困難な課題が激減する。燃料資源の問題は、月表面で膨大な 3He 資源が発見されたため、原理的には解決しえる。しかし炉心条件ははるかに難しくなること（特に高ベータ値が必要）、荷電粒子が核融合出力のほとんどを占めるので、その現実性のあるエネルギー変換法の開発が必要となる。

これらの条件を満たす概念として磁場反転配位（FRC）があり、この炉構想として、新エネルギー変換機構を備えたARTEMISが提案されている。しかしFRC

の現在の性能値はまだ低く、1ms 弱のエネルギー閉じ込め時間と2～3ms の放電時間が最高値であるに過ぎない。一方3keV のイオン温度や90%以上もの高ベータ値を達成していることは注目すべきである。広い領域にわたる比例則が確立していないだけに、実用炉級では、どの位の炉心規模となるのかはわかっていない。もし数100m³もの規模が必要であれば、エネルギー密度の高い炉心であるだけに、出力も数GW以上となってしまうおそれがある。D³HeFRCの将来性を検討するには、10ms 程度のエネルギー閉じ込め時間とその数倍の放電時間を持つ中規模の実験装置がまず必要であろう。

トラス装置によってD³He核融合を実現するには、その低いベータ値の改善、例えば安定化磁場（トロイダル磁場等）の低減や、外置きダイバータまたはプラズマ境界での輻射変換等による、荷電粒子のエネルギー変換に関するアイデアが必要とされている。

○炉形式による差異

DT核融合であるかぎり、磁場閉じ込めでは閉じ込め方式による差異はほとんどない。これは困難な課題のほとんどが、DT核融合に伴う炉工学的なものだからである。したがって炉形式による差異の出るものは、要請される炉工学が異なるものだけであり、レーザー慣性核融合はその典型である。

レーザー慣性核融合炉における課題はもちろん数多くあり、例えば最近の進歩が著しいとはいうものの高効率で大出力かつ繰り返し使用に耐えるドライバーの開発、液体金属壁の開発等がある。しかし、これらの課題の困難性はほぼ同程度に見え、その課題の目標がほぼ見えることと、そのため段階的な開発シナリオが作れるという利点がある。その点磁場閉じ込めDT核融合では、材料の課題があまりにも他に較べて困難で、開発シナリオが作り難い。またレーザー慣性核融合の性能は、トカマクのそれに比肩しうるところまで進んできたため、米国における自己点火を狙う次期装置の企画、あるいは研究秘密の大幅解除に伴う国際協力の進展等の急激な動きが出ている。

DT核融合磁場閉じ込め方式での、自己点火を狙う次期実験炉では、材料の中性子による劣化の問題を除けば、ほとんど実用炉での条件に近い炉工学が要請される辛さがある。その点レーザー慣性核融合ではショット数を少なくすることによって、実用炉で要請される条件が大幅に軽減できる。すなわち段階的な開発ができる利点もある。

しかしもちろんDT核融合共通の課題である、リチウムの確保、大量トリチウム扱い、材料の誘導放射化から逃れられるわけではない。燃料を変えたときの慣性核融合炉の検討を見るかぎり、DT 点火DD 主燃料の炉が最も魅力的に見える。DDや D³Heではあまりにもドライバーへの出力要請が過大に過ぎる。もっともすでに述べたように、段階的に開発がしやすい利点を考えれば、当初からアドヴァンスド核融合を考えての計画を立てる必要はなさそうで、DTで十分な性能が達成できればその延長としてのアドヴァンスド核融合を考えれば良いであろう。一

方磁場閉じ込め炉開発では、アドヴァンスド核融合の場合は、閉じ込め方式まで変えて一から開発しなければならないおそれがあり、DT核融合の延長上にアドヴァンスド核融合があると言えない辛さがある。

(二) 核融合炉開発研究の主要課題

今までも触れてきたように、代替基幹エネルギー源への要請条件を鑑みて、DT炉があまり魅力的でないように見えていたのは、その燃料資源量、環境保全性、経済性が明らかでなかったことにあろう。

リチウム資源に関し最近明るい話題がある。地上のリチウム鉱石では将来基幹エネルギー源とはなり難く、当初より海水からの抽出が期待されていた。しかし従来の化学的抽出法では莫大な抽出エネルギーが必要とされ、結果として核融合炉のエネルギー比は、リチウム鉱石の場合の20から2～3にまで悪化されることが指摘されてきた。最近従来の化学的抽出法より100倍も高い収着効率を持つ方法が開発された。これはイオン記憶合金を使う巧妙な方法であるが、この開発は核融合開発研究とは関係なく、市販の鉱石からのリチウムと価格的な競争を狙って行なわれたものである。それだけに現在のコスト評価でも、DT炉にとっては十分に安価である。しかも発電所での冷却に使用した排水の海水からの抽出で、十分に自給できるという検討もある。

一方環境保全性に関し、もともと核融合炉は核分裂炉に較べアクチニド元素などを使用したり産み出したりしないために、その生物学的毒性は核分裂炉の100～1000分の一とされていた。これをさらに低減するには構造材の選択が重要となる。低誘導放射化材の提案や開発がいくつも出てきており、これらが実用になるには長年月が必要ではあるが、その暁には、数桁も早く放射能が減衰することが期待できる。また核融合炉における重大事故を想定しても、その被害はチェルノブイリ事故とは比較にならぬほどに小さい。もちろん核分裂炉での、高レベル放射性物質の超長期保管の問題は、核融合炉にはない。

経済性に関し本シンポジウムでは特に議論しなかった。その理由はすでに述べたが、ここで簡単に触れておくことにする。磁場閉じ込めDT炉での検討を見ると、炉心部の重量は軽水炉のそれに較べ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と低いからである。エネルギー密度を高くすれば構造材への中性子量も増えて、ますます材料への条件が非現実的になる。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。同種のプラントでのキャピタルコストは、その重量にほぼ比例する。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ので、この重量比より高くなることは避けられない。したがって現時点では、軽水炉より3倍以上のキャピタルコストとなることは容易に算定できる。しかるに往々にして軽水炉とほぼ同程度となるようなコスト評価が発表される。これは核融合炉のみが将来その加工費が劇的に安くなると仮定し、しかも奇妙なことに軽水炉は安くならないと仮定しているからである。これではあまりにも作為的で、かえって核融合炉開発側への悪印

象を与えかねない。すでに述べたように、もともと遠未来においてキャピタルコストがどの程度重要になるか、明らかではないだけに、作為までして安いキャピタルコストを示す必要もないはずである。

DT磁場閉じ込め炉で最も困難な開発課題は、高耐中性子照射材の開発である。軽水炉プラントの約3倍は重くなるものの、それでも第1壁への中性子束は 3MW/m^2 が要求される。炉寿命を30年程度とすれば約 100MWa/m^2 の中性子照射量に耐えなければならないが、現在 10MWa/m^2 程度の材料しかない。しかもこれは低誘導放射化材である必要もある。幸いに最近紙の上ではあるが、いくつか提案されている。その開発では照射実験による確認がもっとも重要である。しかし残念ながら現在のところ、その照射装置の提案は具体化していない。これでは世界中の核融合開発研究側は、どれだけ本気になっているのかと問われかねない。

一方実験炉を具体化するには、定常化の検討と現実性のあるダイバータの開発が必要である。定常化に関しては核融合科学研究所で建設中である、大型ヘリカル装置による貢献が期待される。残念ながら高熱負荷と高エロージョンを解決するダイバータの実験確認は当面期待できそうにもない。閉じ込めの改良は実用炉までの開発費用を低減するであろうし、小出力商業炉への道も開くであろう。高ベータ化は実用炉はもちろん、実証炉や実験炉での低コスト化につながる重要な課題である。しかし残念ながらこれらに関する具体案やアイデアはほとんどない。

ところで核融合開発研究には波及効果が少ないとよく言われるが、波及効果のあるものはもともと従来にない課題の開発過程で生まれるものである。もし核融合研究開発側が今まで問題点を正確に把握して、それへの挑戦に研究費の数%でも投入しておれば、高温超伝導（実用炉時代では希少資源であるヘリウムを使わない超伝導磁場コイルが要請される）や海水からのリチウム抽出など画期的な開発の名誉を得ていたことであろう。したがってここでも困難な課題をまず明らかにし、それへの挑戦を続けることが何よりも重要であることがわかる。その意味で、新しいエネルギー変換の提案が核融合開発側からではじめたのは心強い。

結論

人類は20世紀での人口爆発と大量生産大量消費の工業化文明の拡大により、このままでは21世紀には地球の環境容量を超えるほどの環境破壊を起こすであろう。人類生存のためには、早急に環境保全性の良い、エネルギー資源の豊富な代替基幹エネルギー源の開発を成功させなければならない。

その候補として、太陽光発電、核分裂炉、核融合炉があるが、それぞれ一長一短がある。太陽光発電では低いエネルギー比と立地が、核分裂炉では高レベル放射性廃棄物の超長期間保管が、核融合炉ではその技術的困難性が最大の課題となっている。それぞれがブレークスルーを必要としており、単なる積み重ね方式の開発だけでは解決は困難である。

核融合の長所は、エネルギーの自給自足が可能なこと、高いエネルギー比と環

境保全性が期待できることにある。しかし技術的困難性から、開発レベルは低く、その実用化には超長期間が必要とされるおそれがある。DT磁場閉じ込め核融合炉開発の場合、実験炉を成功させるための課題は数多くある。既設の実験装置によってそのほとんどを解決をすることは期待できるが、高熱負荷と高エロージョンを解決する画期的なダイバータの開発が最大の課題として残るであろう。実証炉段階では高耐中性子照射で低誘導放射化の材料開発が要請されている。これらの開発は非常に困難で超長期に渡ると予想されるが、その代替方式が考えられていることは大きな救いである。例えば慣性閉じ込め方式や D^3He 核融合があり、これらの研究開発を平行させることは非常に重要である。

本シンポジウムを契機に、今後大いに以上の議論や検討が盛んになり、核融合の次期計画立案に何らかの反映がされるようになれば幸いである。

エネルギー需要見通しとエネルギー資源

松井賢一 (日本エネルギー経済研究所)

年	エネルギー需要見通し (単位: 百万トン石油換算)						
	エネルギー 需要見通し (1953)	石油 需要見通し (1976)	石炭 需要見通し (1981)	世界 エネルギー 需要見通し (1983)	先進 国エネルギー 需要見通し (1983)	途上 国エネルギー 需要見通し (1983)	エネルギー 資源見通し (1985)
1950	17 (16 18 22)	17	17	17	17	17	17 (16 18 22)
1990	77 (74 80 84)	77	77	77	77	77	77 (74 80 84)
2020 2025	220 (210 230 240)	220	220	220 (210 230 240)	220 (210 230 240)	220 (210 230 240)	220 (210 230 240)
2030	270 (260 280 290)	270	270	270 (260 280 290)	270 (260 280 290)	270 (260 280 290)	270 (260 280 290)
2050	390 (380 400 410)	390	390	390 (380 400 410)	390 (380 400 410)	390 (380 400 410)	390 (380 400 410)
2075	640 (630 650 660)	640	640	640 (630 650 660)	640 (630 650 660)	640 (630 650 660)	640 (630 650 660)
2125	850 (840 860 870)	850	850	850 (840 860 870)	850 (840 860 870)	850 (840 860 870)	850 (840 860 870)

1. 世界のエネルギー資源埋蔵量

	石	油	天 然 ガ ス	石 炭	ウ ラ ン
(注1) 確 認 可 採 埋 蔵 量 (R)	'92年1月1日現在 991,011百万バレル 全世界	'92年1月1日現在 124兆m ³ 全世界	'90年末 10,392億トン	'89年1月 \$80/kg U以下 \$80~\$130/kg U 66万トン	232万トン 166万トン 66万トン
地 域	北 米	3.2%	6.3%	24.0%	26.4%
中 米	12.1	5.8		1.1	7.9
西 欧	1.4	4.2		9.3	6.2
中 東	66.3	31.5		0	0.2
ア ジ ア ・ 太 平 洋	2.6	6.3		29.2	26.1
ア フ リ カ	6.0	6.8		6.0	33.2
旧ソ連・東欧	8.3	39.3		30.4	不 詳
(注2) 年 生 産 量 (P)	'91年 59,920千b/d	'90年 214百億m ³	'90年 47.5億トン	'89年 3.4万トン (共産圏を除く)	
可 採 年 数 (R/P)	'91年 全世界 45.3年	'90年 全世界 58年	全世界 219年	68年 (共産圏を除く)	
出 所	(注1)	Oil & Gas Journal (December 31, 1990)	Oil & Gas Journal (December 31, 1990)	OECD/NEA/IAEA 世界エネルギー会議（'92年）	
	(注2)	Oil & Gas Journal (March 11, 1991)	Oil & Gas Journal (March 11, 1991)		

(注) 四捨五入のため、和が合わないことがある。

3 表・世界の推定エネルギー消費量

(Q = 10¹⁶ BTU)

年	人 口 ⁽¹⁾ (10億)	世界総生産 ⁽¹⁾ (兆ドル)	1人当り ⁽¹⁾ 世界総生産	効 率 ⁽²⁾	年間消費量	累積消費量 (1975年以後)
1975	4.0	5.2	1,300	1.00	0.25 Q	—
1985	5.0	8.5	1,700	1.15	0.35	3 Q
2000	6.6	17.2	2,600	1.4	0.60	10
2025	9.3	52	5,600	2.0	1.2	30
2076	14.6	152	10,400	3.0	2.4	115
2126	15.0	228	15,200	3.5	3.2	240
2176	15.0	300	20,000	4.0	3.6	400

(1) ハドソン研究所の調査

(2) 生産、変換、利用について推定した
1975年対比の相対的総合効率

6 表・地球の全エネルギー資源

エネルギー源	長期潜在熱量 (推 定)	商業的 実用化時期 (推定)	問題 領域 ⁽¹⁾
水 力 電 気	0.1 Qe/年	現 在	C
石油、天然ガス	30 Q	現 在	E
タール・サンド、オイル・シェール	30-2,000 Q	1985年	C,E
石炭、亜炭	200 Q	現 在	E
U-235 (自由世界)	15 Qe	現 在	E
U-235 (海洋)	3,000 Qe	現 在	C,E
増殖炉用ウラニウム	> 100,000 Qe	1995年	C,E
Li-6 (D-T核融合炉) ⁽²⁾	320 Q	1995-2005年	C,E,T
重水素 (D-D核融合炉)	10億 Q	2020-2050年	C,E,T
太陽輻射熱 (地球表面エネルギーの1%)	30 Q/年	1980-2000年	C,T
海洋グラジエント	20 Qe/年	2000年	C,T
有機変換	1.2 Q/年	1975-1990年	C
地熱—マグマ	> 10億 Q	?	C,E,T
灼熱乾燥岩石	> 100,000 Qe	1990-1995年	C,E,T
液体主体	> 1,000 Qe	1980-1985年	C,E
乾燥蒸気	1 Qe	現 在	—

(1) C = コスト, E = 環境, T = 技術

(2) Li-6: 第一世代の核融合炉で三重水素を増殖するために使われるリチウム同位元素。世界の資源量は、ここに示されているより10倍も大きいだろう。

世界の石油生産量・確認埋蔵量・同比率(R/P)の推移

	生産量 10 ⁶ バレル/日	確認埋蔵量 10 ⁹ バレル	R/P
1960年	22.0	305	38
61	23.5	310	36
62	25.5	315	34
63	27.4	315	32
64	29.5	384	36
65	31.7	390	34
66	34.5	392	31
67	37.0	418	31
68	40.4	465	32
69	43.8	541	34
70	48.1	621	35
71	50.8	642	35
72	53.5	673	34
73	58.5	635	30
74	58.6	720	34
75	55.7	666	33
76	60.1	652	30
77	62.6	654	29
78	63.1	649	28
79	65.8	649	27
80	62.7	655	29
81	59.4	678	31
82	57.0	677	33
83	56.7	678	33
84	57.8	707	34
85	57.3	708	34
86	60.2	703	33
87	60.2	897	42
88	62.2	917	41

出所：BP統計より算出

企業経営とR/Pレーシオ 企業にとって、経営上最も重要な要素について確固たる展望を持つ必要のある期間は、一般に、おおよそ10年間といわれている。もし将来、石油需要量が現在の横ばいで推移するとすれば、10年分の埋蔵量を常に持っていればよい。

仮に年率7%という高い需要の伸び率を想定しても、14年分を常に保持していればよい。固めの経営政策をとったとしても、15~20年分あれば十分ということになるだろう。中東という政治的に不安定な地域への偏在という要素を加味して、常に30年分ぐらいというのは、まことに味わいのある値である。60年分も100年分も保有していたら、経営センスを疑われるだろう。

The increase in gas reserves continues unabated, the growth in 1992 coming mainly from the Former Soviet Union and the Middle East.

Asia & Australasia
Africa
Middle East
Non-OECD Europe
OECD Europe
Latin America
North America

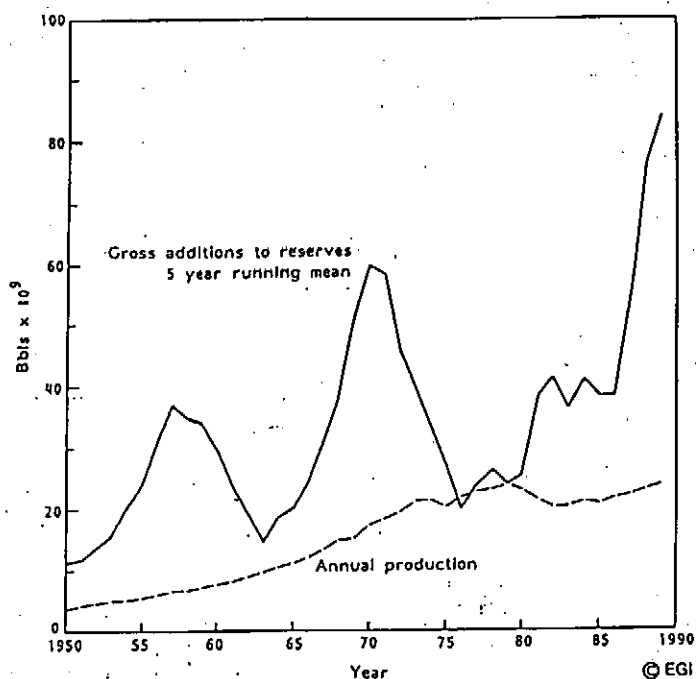
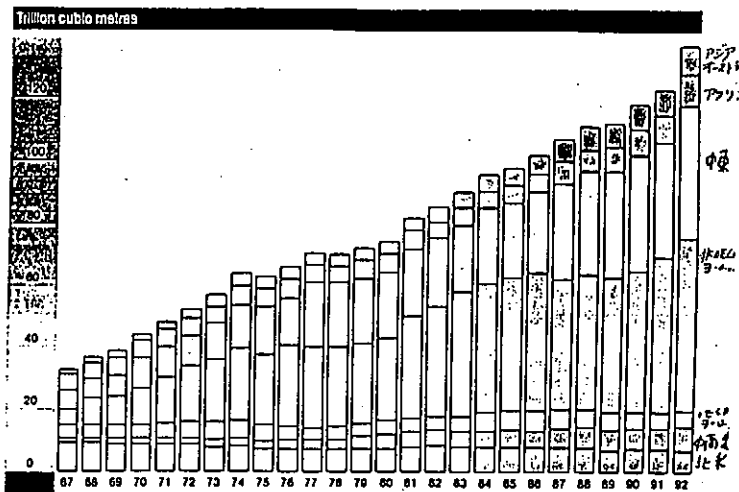
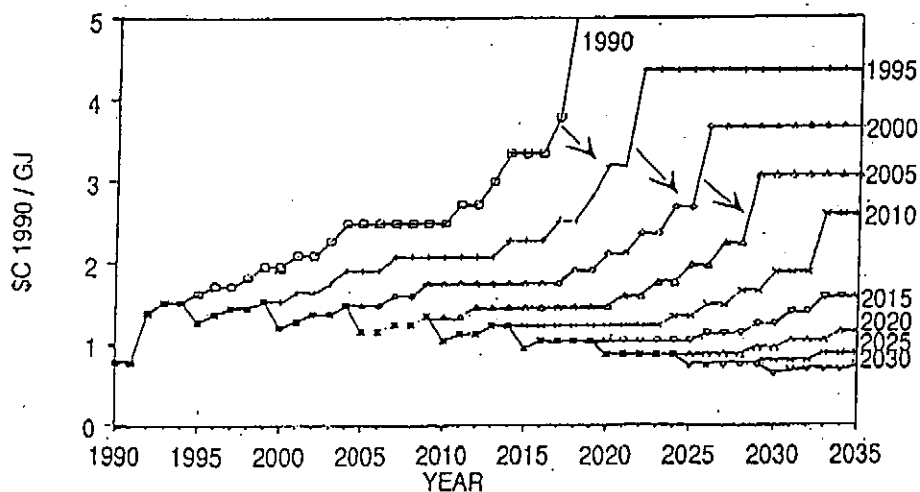


Figure 3. Annual world production and the five-year running mean of gross additions to reserves, 1950 to 1989.

Figure 3. Marginal Cost of Natural Gas Supply



§ 1. 緒言—大気中の炭酸ガスの増加

18世紀の半ばに約280PPMであった大気中のCO₂の濃度は、最近では355PPMを越えている。この増加の主な原因は化石燃料の燃焼であるが、「Missing Sink」問題はまだ解決されていない(Houghtonら1992)。

§ 2. 炭酸ガス増加による気候変化の数値シミュレーション

大気中の炭酸ガスの漸増にともなう気候の変化について、大気・海洋結合大循環モデルを用いた数値シミュレーションが、各国の複数の研究グループにより実施されてきた。大循環モデルの空間分解能よりも小規模の現象（たとえば雲）の取扱いの差異などに起因して、各研究グループの結果の間には若干の量的不一致があるが、いずれも温暖化を予測している(Houghtonら、1992)。

数値シミュレーションは、海洋の占める面積の少ない北半球が、南半球よりも温暖化作用に早く応答することを示している(Manabeら、1991)。

§ 3. 過去の気候変化と炭酸ガスの増加

数値シミュレーションは、CO₂の増加による地球温暖化を予測しているが、その信頼性を確かめるために、過去の観測データによるチェックが必要である。過去100年間の炭酸ガスの増加は約60PPMである。この増加による地球温暖化は、数値シミュレーションの結果では約0.2～0.4℃と算定されている。この程度の温暖化は過去の温度の観測データで確認されている(Houghtonら、1990)。

一方、数値シミュレーションが予測している南北両半球の温暖化の非対称性は、実際の気温データでは検出できていない。この主な原因は、「対流圏エアロゾル」や「海洋熱塩循環」の影響が、大循環モデルに的確に組み込まれていないからであり、数値シミュレーションの改善の必要性を示している(Yamamoto、1991)。

§ 4. 降水パターンの変化と炭酸ガスの増加

地球規模の変化に関して、炭酸ガスの増加に関する気候の数値シミュレーションの結果はかなり信頼できる。しかし、地域的ないし局地的変化については、各研究グループの結果の間の大きい不一致が示すように、信頼性は低い(Houghtonら1992)。

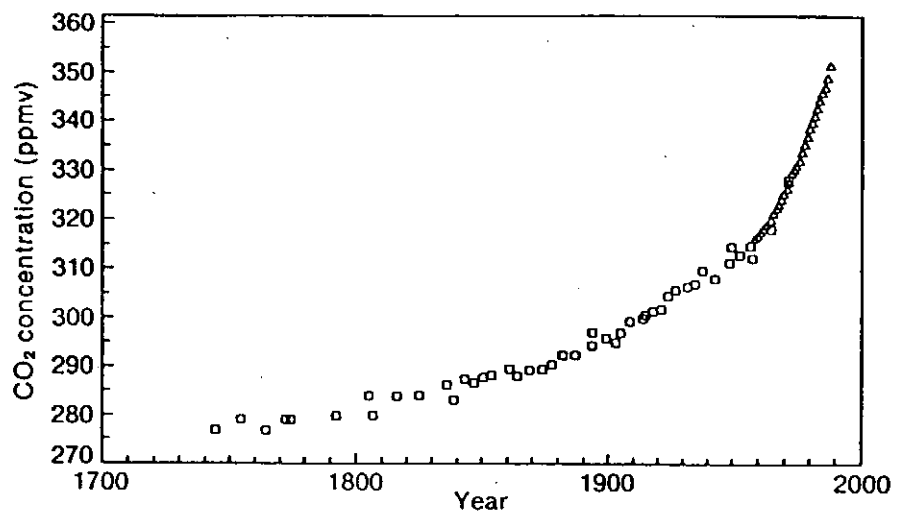
数値シミュレーションは、温暖化にともなって地球全体の降水量が増え、降水面積が狭くなることを示している。このことは降水の集中度が進むことを意味していて、これを裏付ける過去のデータの解析結果がある(Iwashimaら、1993)。

§ 5. 結語

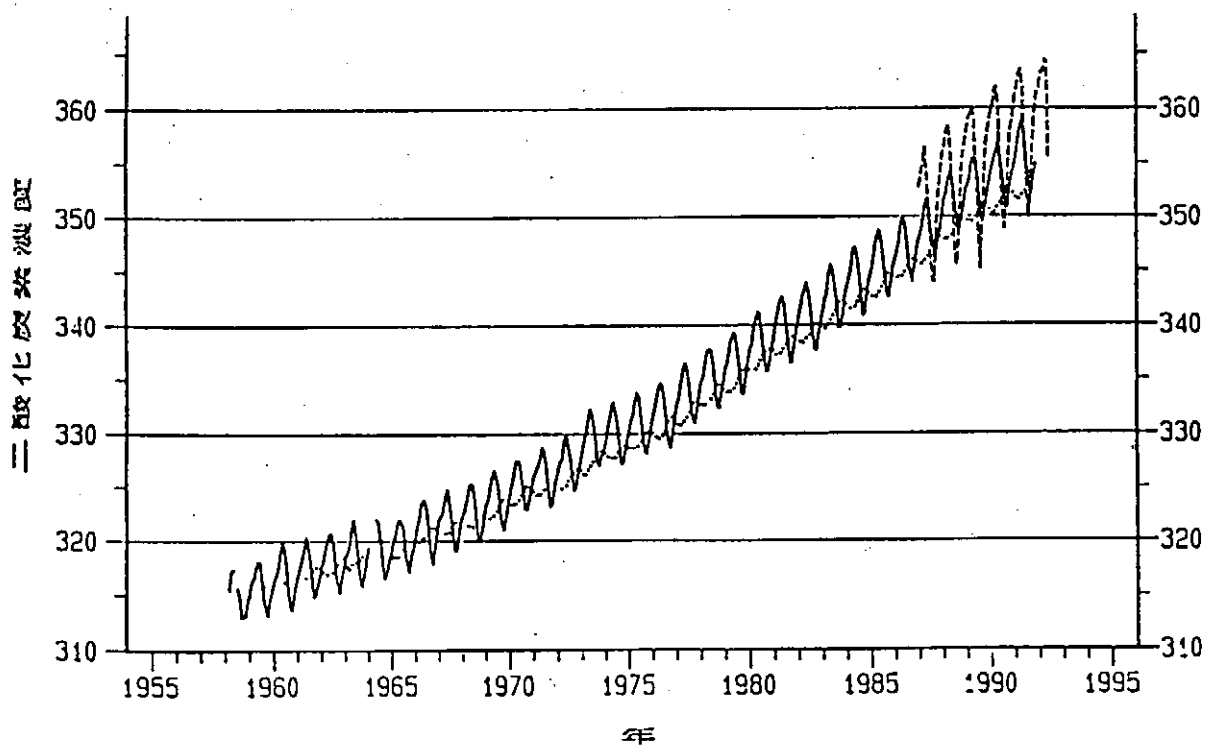
炭酸ガスの増加にともなう気候変動について、現在の数値シミュレーションには改善の余地があるが、現段階で最も確からしい予測は、CO₂の倍増時に地球全体が1～2℃の温暖化するというものである。一方、集中豪雨など自然災害が温暖化にともなって激化する可能性を研究する必要がある。

引用文献

- Houghton, J.T., G.J.Jenkins and J.J.Ephraums, 1990: Climate Change: The IPCC Scientific Assessment. Cambridge Univ. Press., 365pp.
- Houghton, J.T., B.A.Callander and S.K.Varney, 1992: Climate Change 1992: The Supplementary Report to IPCC Scientific Assessment. Cambridge Univ. Press., 200pp.
- Iwashima, T. and R.Yamamoto, 1993: A statistical analysis of the extreme events: long-term trend of heavy daily precipitation. J.Meteor.Soc., Japan, vol.71, pp.637-640
- Manabe, S., R.J.Stouffer, M.J.Spelman and K.Bryan, 1991: Transient responses of a coupled ocean-atmosphere model to gradual changes of atmospheric CO₂. Part I: annual mean response. J.Climate, vol.4, pp.785-818.
- Yamamoto, R., 1991: Climate diagnosis for recent decade. Proc. International Conf.Climatic Impacts on the Environment and Society at Tsukuba, Jan.27-Feb.1 1991. pp.A-7～A12.



Atmospheric CO₂ increase in the past 250 years, as indicated by measurements on air trapped in ice from Siple Station, Antarctica (squares; Neftel et al., 1985a; Friedli et al., 1986) and by direct atmospheric measurements at Mauna Loa, Hawaii (triangles; Keeling et al., 1989a).

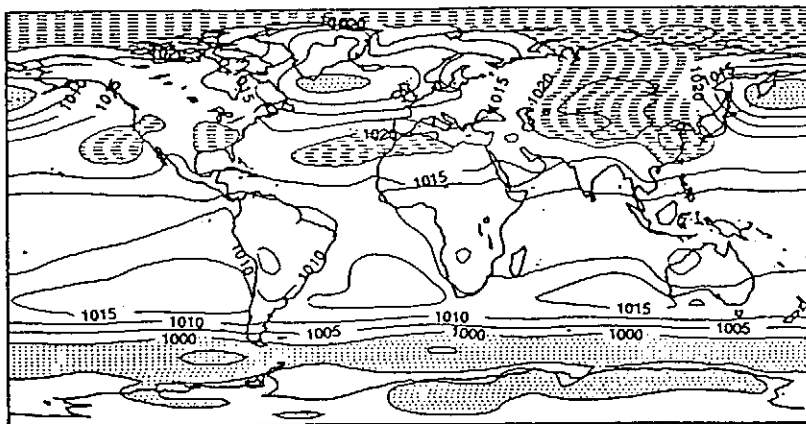


マウナロア山（実線）、南極点（点線）及び綾里（破線）
における二酸化炭素濃度の変化

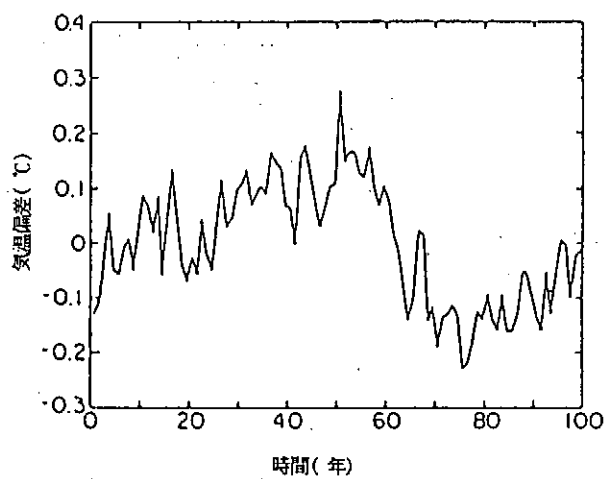
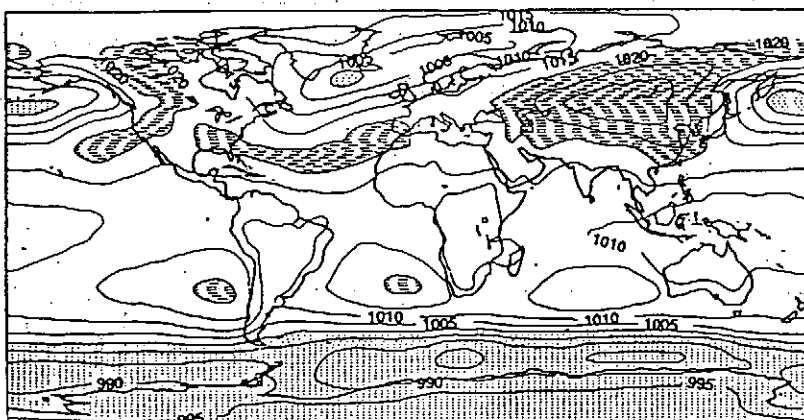
WMO温室効果気体世界資料センター及びTREND'91のデータ
から気象庁温暖化情報センターが作成。

海面気圧の観測値と計算値

計算値(英国気象局(1989)による)

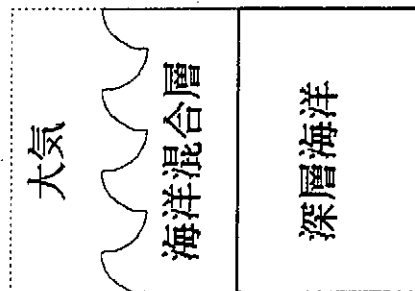


観測値

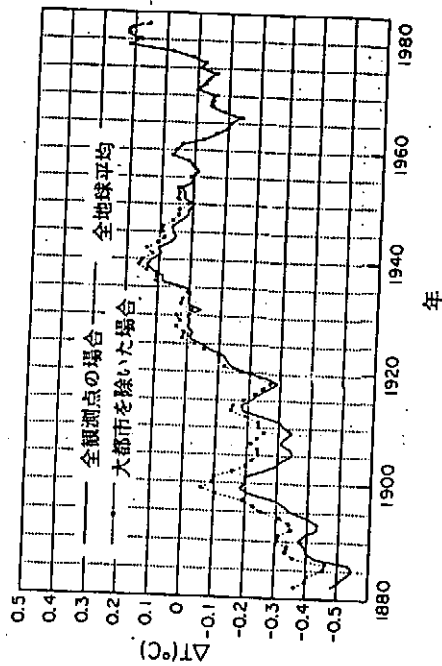
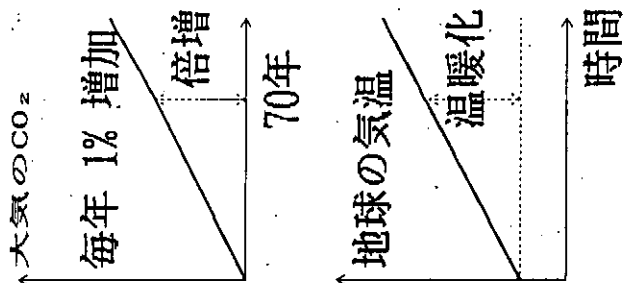


大気・海洋混合層結合モデルを用い、
不変の外的条件の下で計算した
全地球平均気温の推移(Hansen ら,1990)

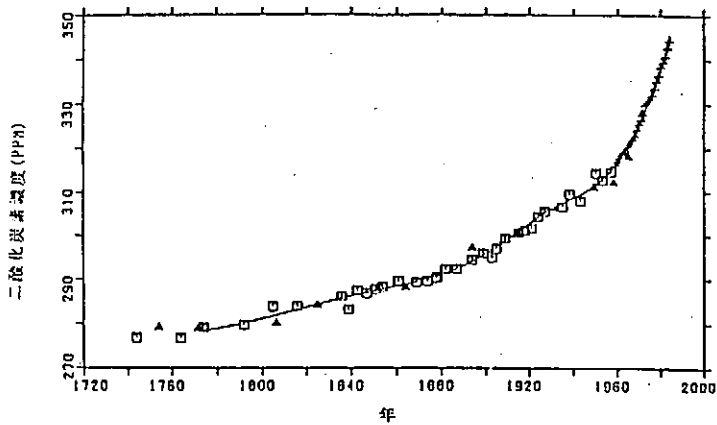
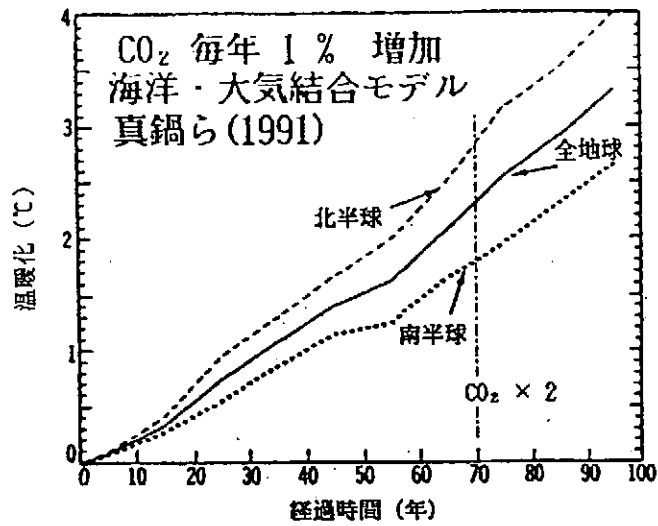
CO₂漸増時の地球の 地上気温



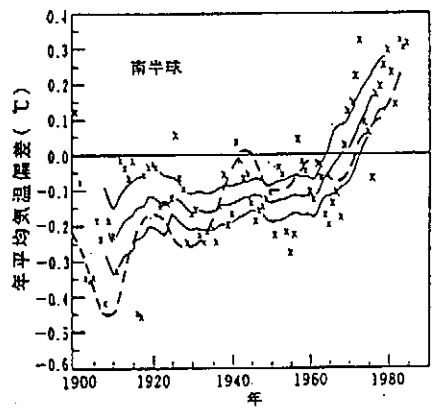
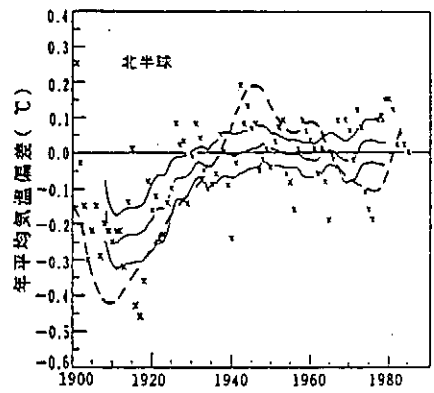
CO₂の漸増にともなう
倍増時の温暖化の
昇温の計算値
=1.2 ~3.0 °C



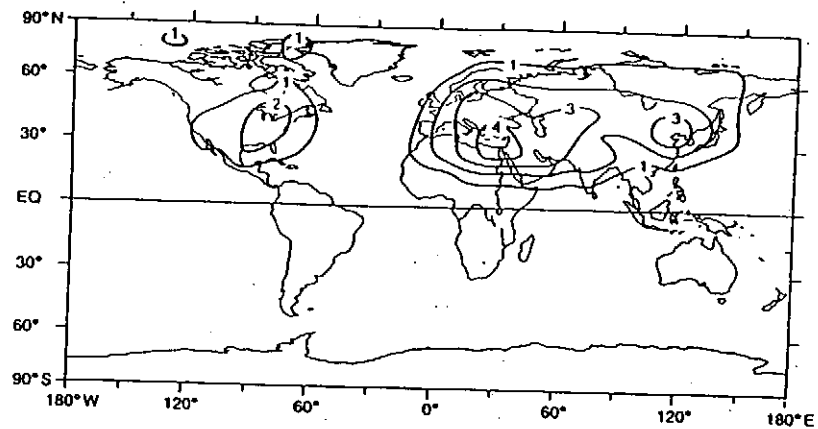
全世界平均気温の推移 (Hansenら(1987)による)



大気中の二酸化炭素濃度の変遷。+印はハワイ島の
マウナロア観測所での直接観測データで、三角と四角
は南極やGreenlandの氷のコア分析データである。
Siegenthalerら(1987)



北半球 (北緯 70 度～赤道) および南半球 (赤道～
南緯 50 度) 平均の年平均気温の推移。×印は年
年の値で、実線は 15 年移動平均とその 95% の信
頼限界、破線は Parker が夜間の観測データか
ら求めた半球平均の海上の気温



対流圏の硫酸塩エアロゾルにより反射された太陽放射
フラックス (W/m^2)。Charlsonら(1991)の計算による。
1990年での CO_2 や CH_4 などによる温室効果は、1765年
よりも約 $2.45 (\text{W}/\text{m}^2)$ 増強されている(IPCC, 1990)。

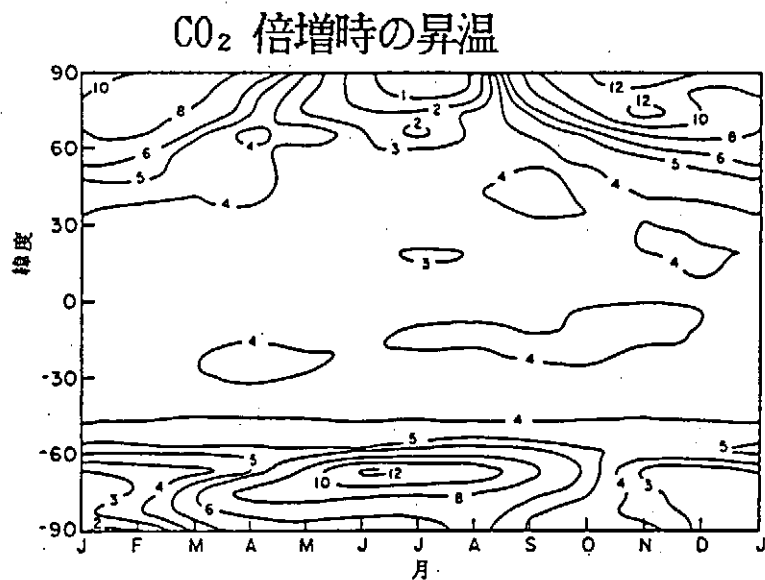
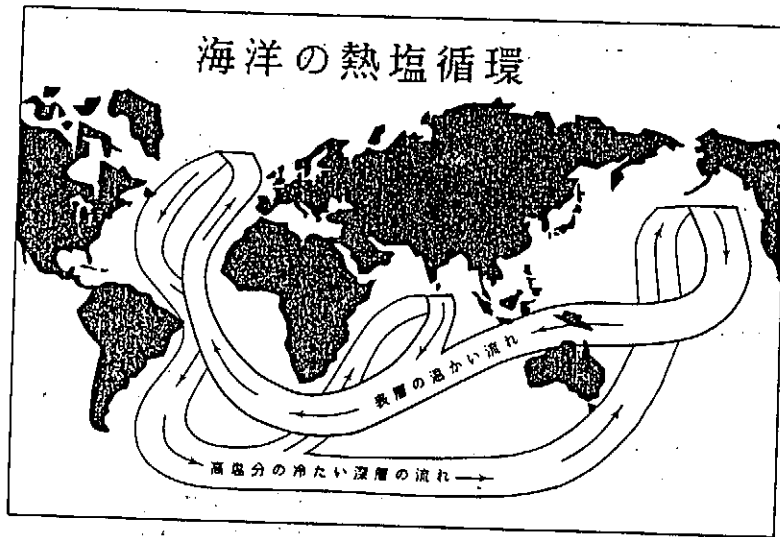
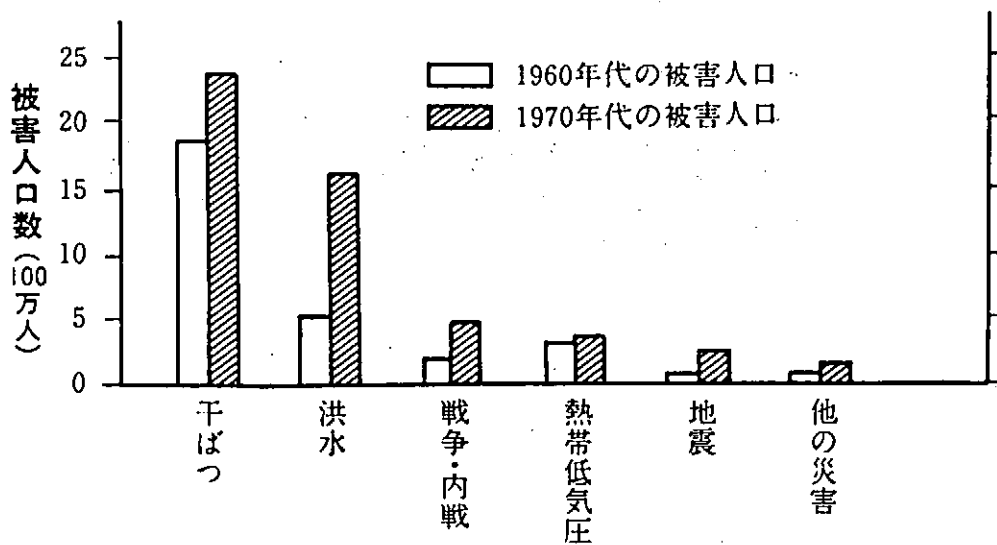


図-4 大気中の二酸化炭素が倍増した時の気温と現在の気温との差の季節別・緯度別の分布。Hansen(1984)によるシミュレーションの結果。単位は℃。

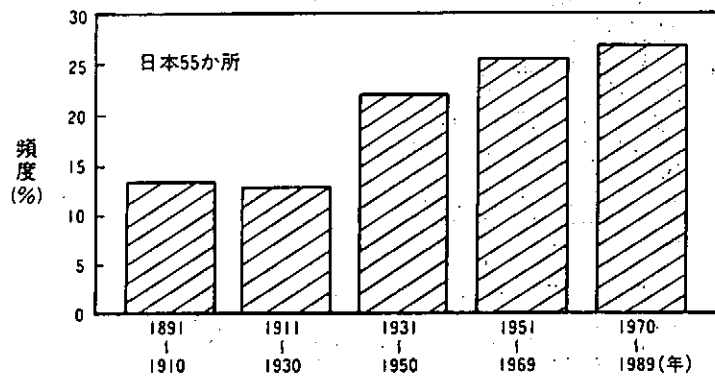
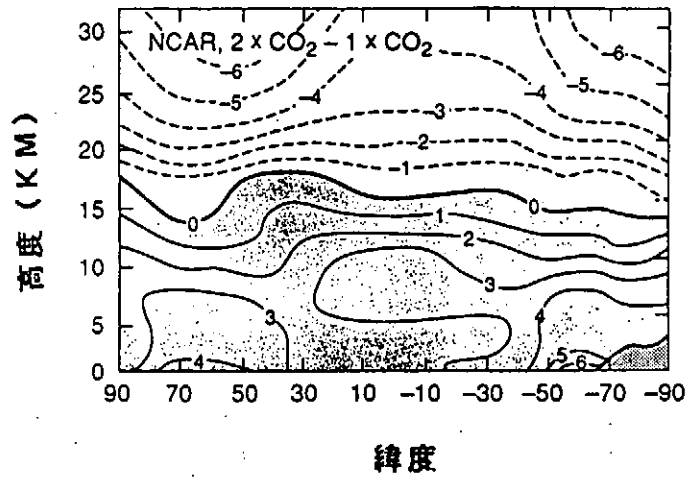


大西洋南部から赤道を横切って大西洋北部への流れが
巨大な熱のコンベヤーベルト

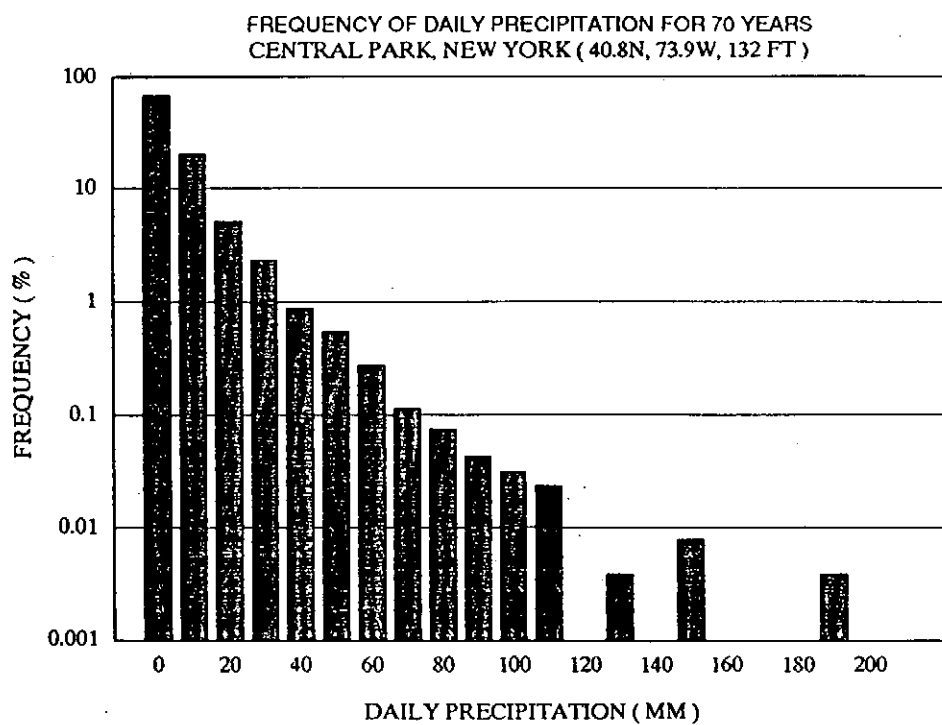
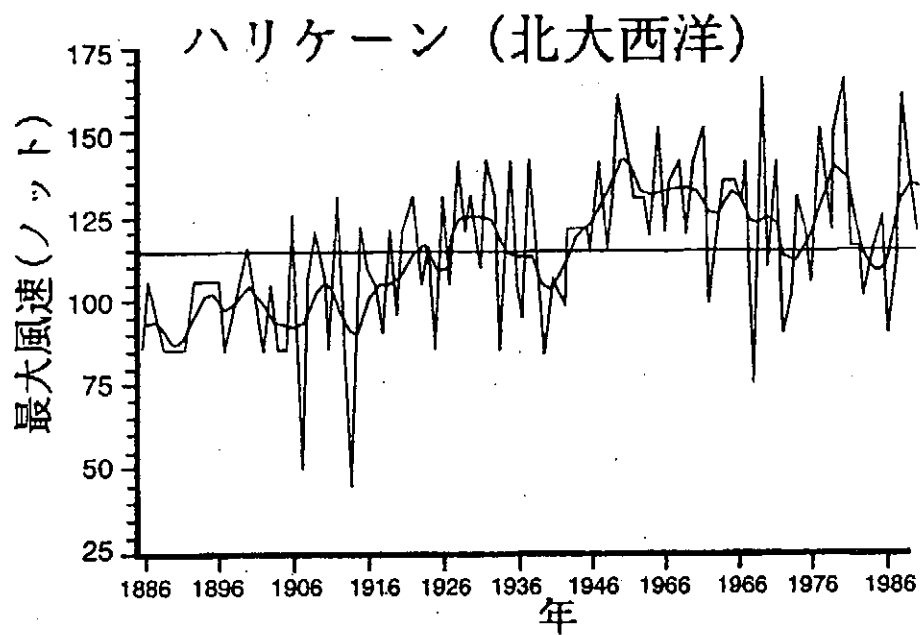


1960年代と1970年代における世界全体の自然災害による被害者数。トルネード・火山噴火・高潮・津波などの被害は、他の災害としてまとめている。参考のために戦争や内戦による被害者数も示している(1984年のスウェーデン赤十字の調査による)。

東西平均気温の変化 (12~2月)



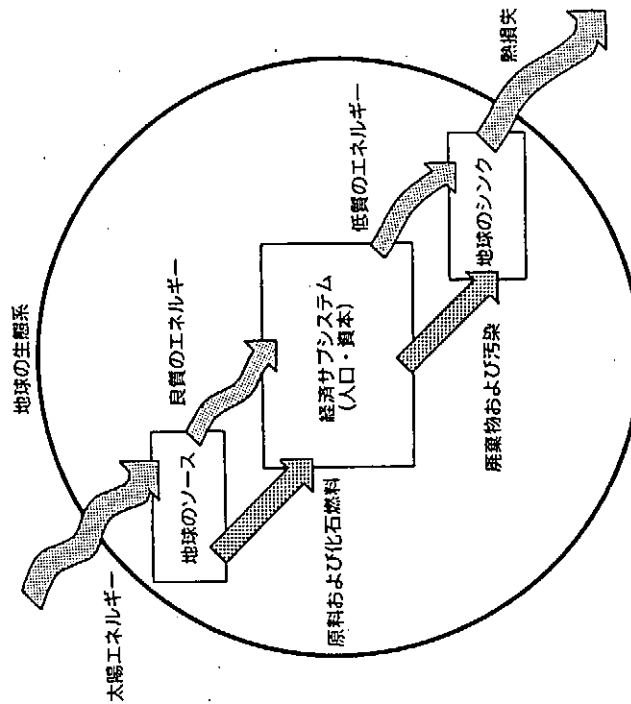
日本の気象庁所属の気象台や測候所のうち、1891年以降の観測データが完備している58か所について、日雨量の第1位、第2位および第3位の最大値が更新された時期の頻度分布。1890-1929年の40年間の日雨量の最大値が今なお破られていないのは約26%で、残りの約74%は1930年以降の観測により、最大記録が書き換えられている。



持続可能な発展

松橋隆治 (東京大学工学部)

図3-1 地球の生態系のなかの人口と資本



人口および資本は、地球からの燃料や再生不能資源の流入によって維持され、同時に熱と廃棄物を流出して地球の大気、水や土壌を汚染する。

(出所：R. Goodland et al)

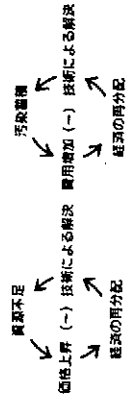
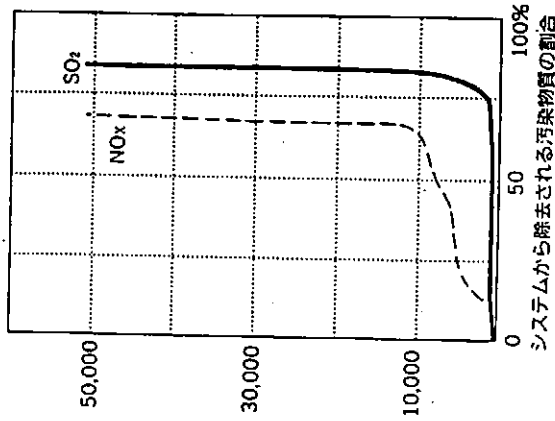


図6-1 汚染物質削減の非線型費用曲線

汚染を1トン除去するのに必要な費用
(ドイツマルク)



大気汚染物質である二酸化硫黄 (SO_2) と窒素酸化物 (NO_x) を煙道ガスから除去する場合、かなりの程度までは低コストで除去できる。しかし、要求水準がある程度に達すると、それ以上の汚染削減に要する費用は急激に増加する。この図の二酸化硫黄除去の費用曲線は、東ヨーロッパを例に計算されたもので、1トン当たりのドイツマルクで表示されている。窒素酸化物の曲線のほうは、西ヨーロッパの例である。

(出所：J. Alcamo et al)

図3-11 天然ガス消費量の増加率をいくつか仮定した場合の資源

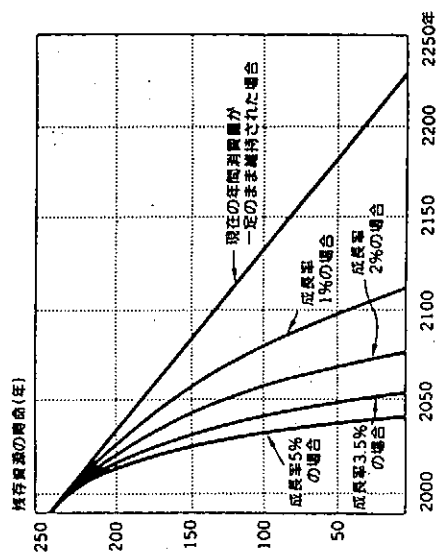
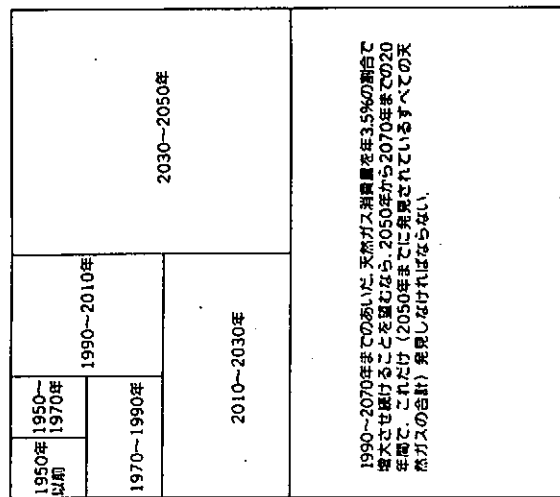
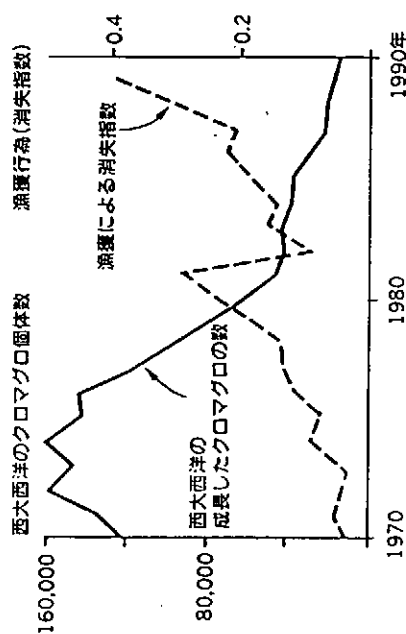


図3-12 天然ガス消費量の年3.5%の成長率を維持するために必要な発見量



天然ガスの消費量が年3.5%の成長を続けるなら、20年ごとにそれまでに発見されている量と同じだけずつ新たに発見しなければならない。
(出所：A. A. Bartlett)

図6-3 クロマグロの個体数は減少し、その漁獲行為は増え続ける



西大西洋の10歳以上のクロマグロの数は94%も減少した。成長したクロマグロの価値が高いため、漁獲行為はなおも続いている。

(出所：International Commission for the Conservation of Atlantic Tuna)

図3-16 アメリカ合衆国で採掘された純鉱石の質低下
(1906年～1990年)

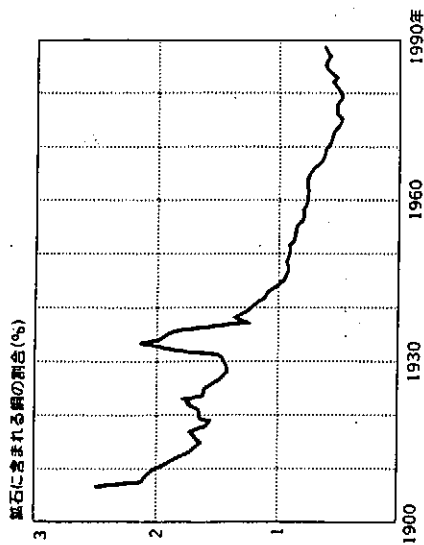
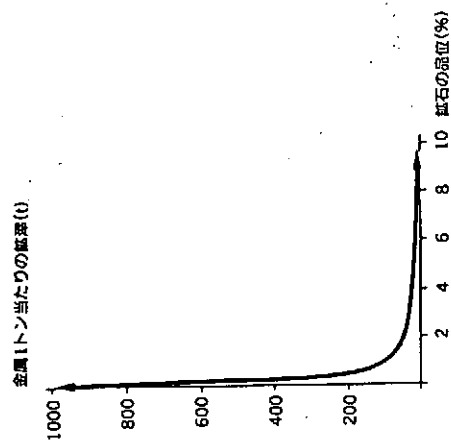


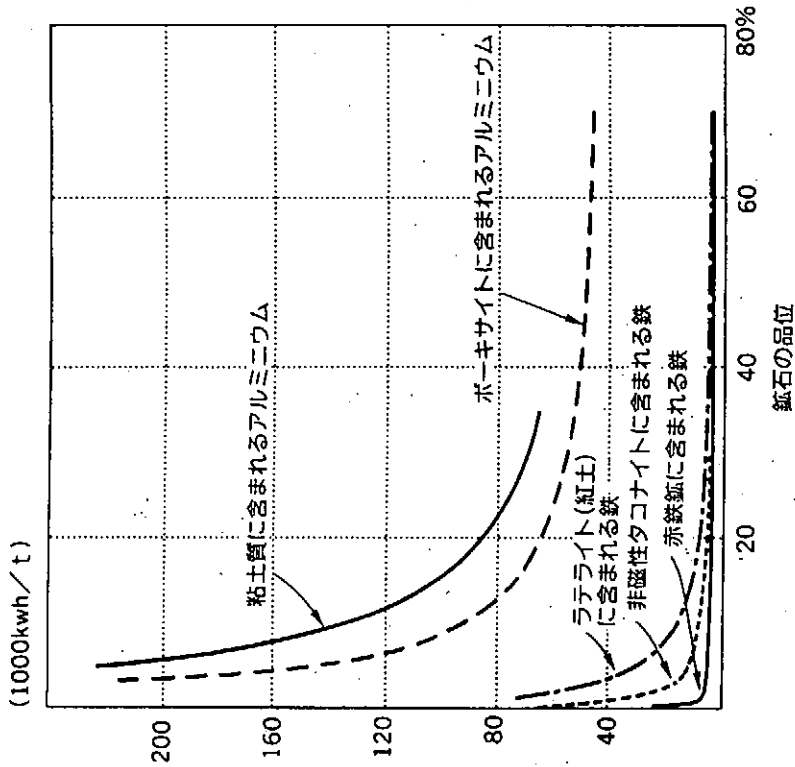
図3-17 鉱石の枯渇と生産過程で出る鉱滓



鉱石の枯渇にともない、平均品位が8%以上から3%に低下した場合、最終金属1トン当たりに出る鉱滓の量は変化はかろうじてわかる程度である。ところが品位が3%以下に落ちると、鉱滓の量は劇的に増加する。その結果、鉱滓の処理に要する費用が、生産された金属の価値を上回ってしまう。

次注：鉱滓は金属と鉱石から分離する時に出る純物質(かず)

図4-6 鉱石から純粋な金属を得るために要するエネルギー



金属含有率が低下すればするほど、精製に要するエネルギーは増加する。

(出所：N.J. Page and S.C. Creasey)

図A-3 人口部門

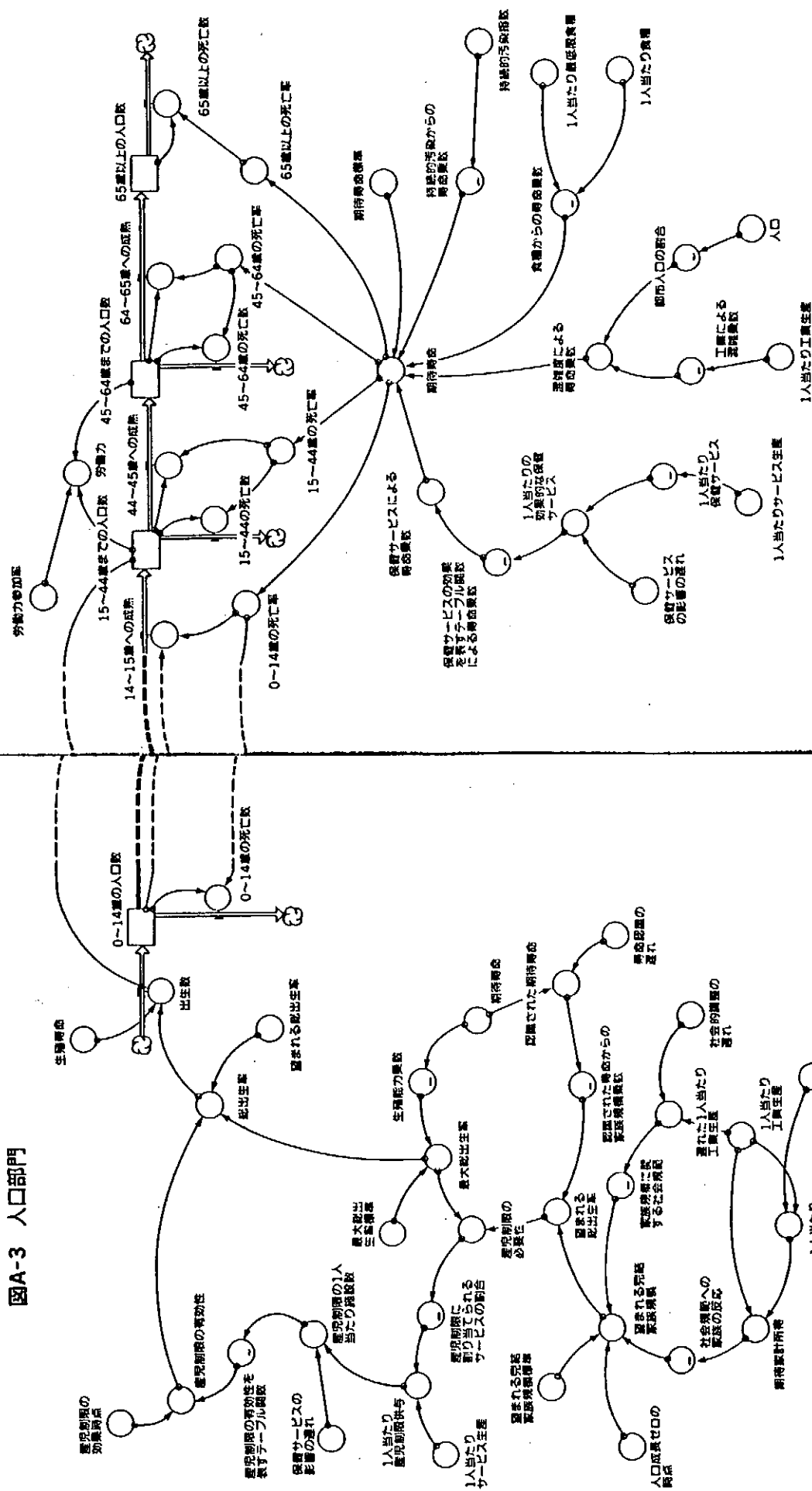
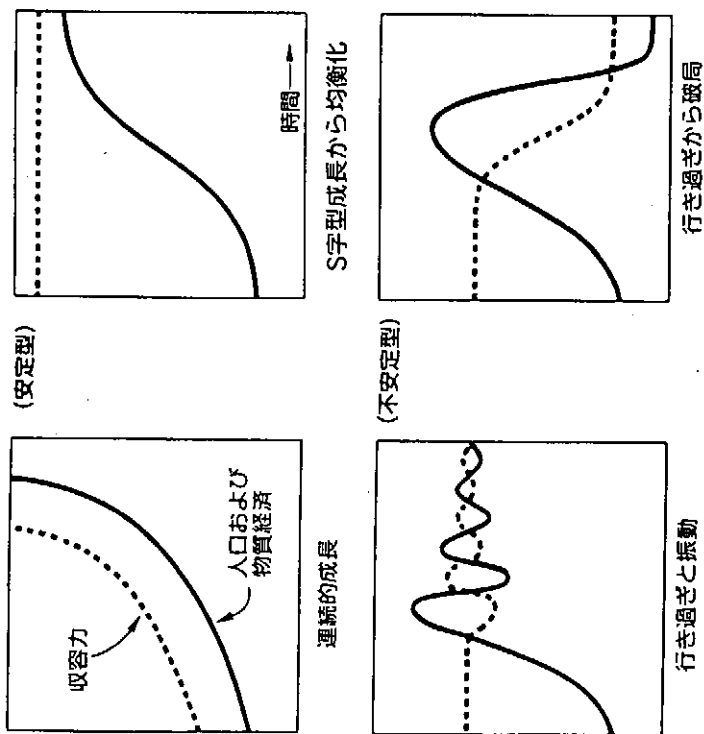
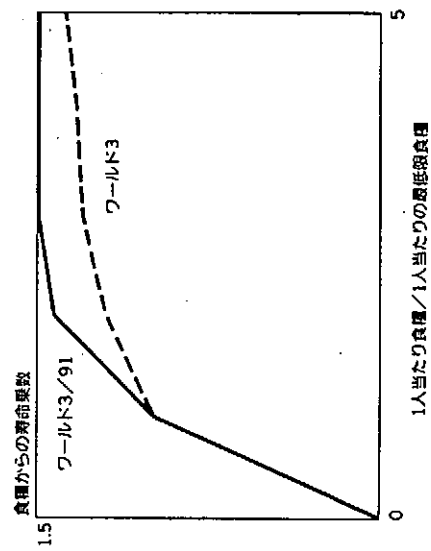


図4-2 人口が収容力の限界に接近する際にとりうる諸モード

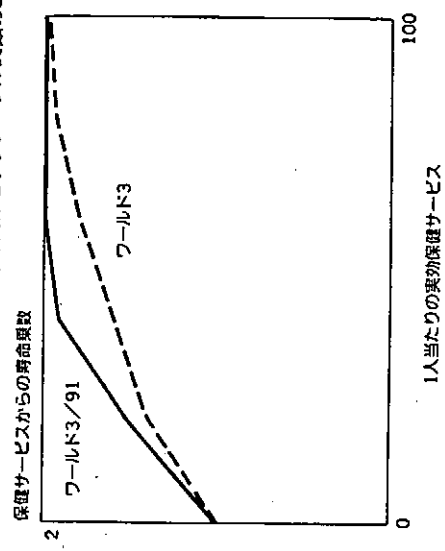


上図のモードのうち、人口と経済が収容力に接近する際に取りうるのはどれかというのが、ワールド3モデルで取り上げる主要な疑問点である。

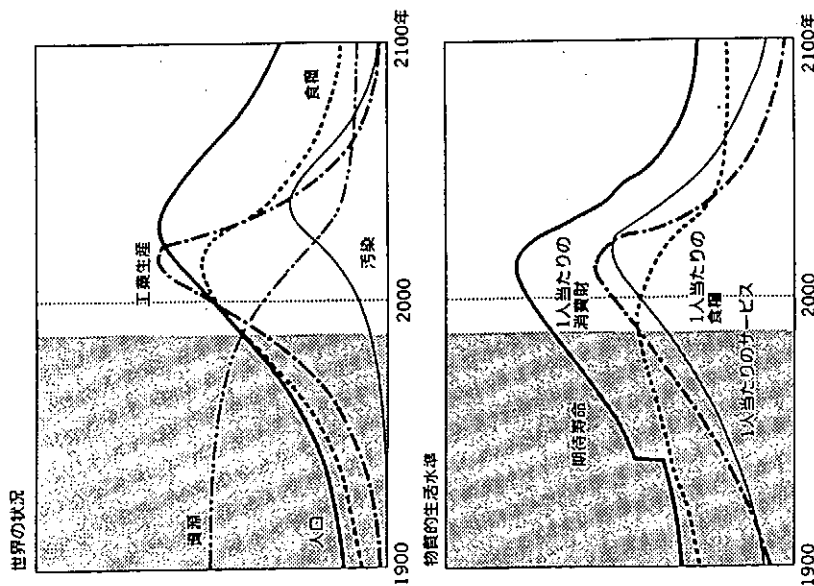
図A-12 食糧消費と寿命の関係を示すテーパー関数の改訂



図A-13 保健サービスと期待寿命の関係を示すテーパー関数の改訂

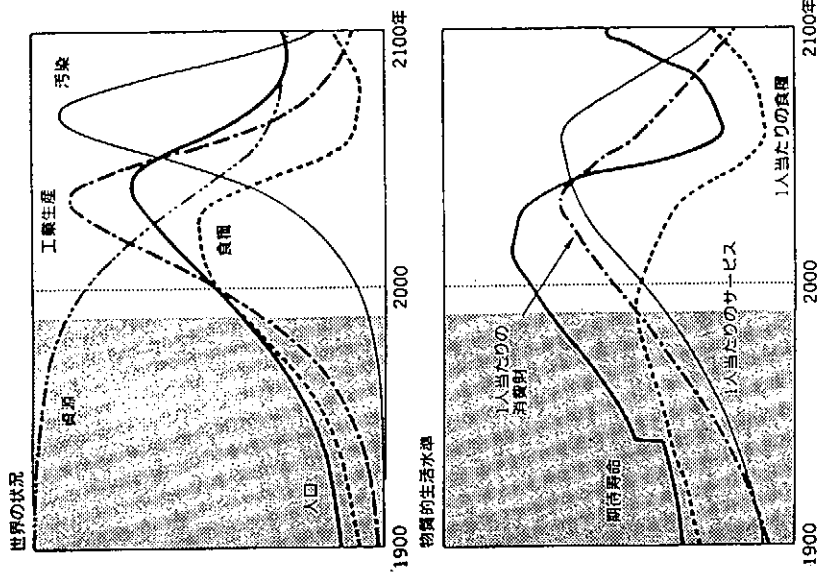


シナリオ1 スタンダード・ラン(標準計画)



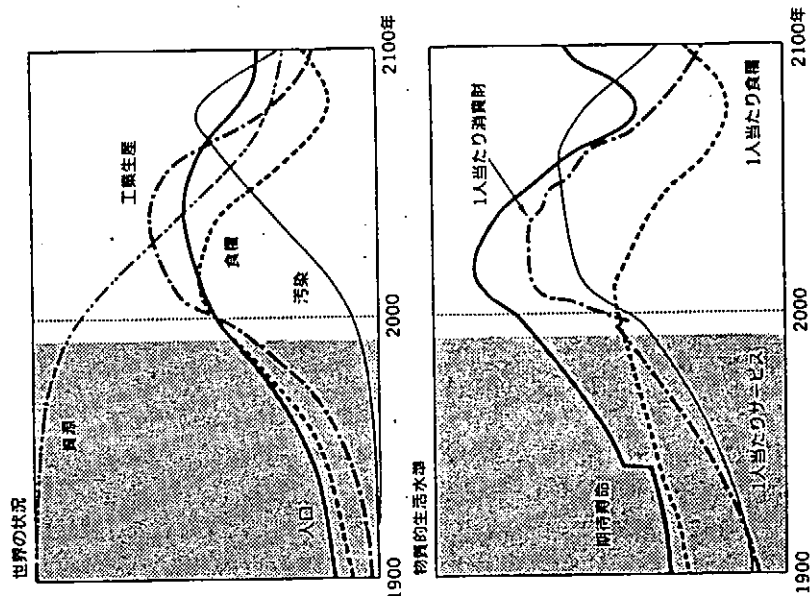
世界はとくに大きな政策変更もなく、可能な限りこれまでの経路に沿って進む。人口と工業生産は、環境と自然資源両方の制約によって資本部門が投資を維持できなくなるまで成長を続ける。工業生産は、新たな投資によって再建される速度を上回る速さで減耗しはじめる。工業生産の減少にともなって食糧や保健サービスの低下も減退し、平均期待寿命の低下と死亡率の上昇をもたらす。

シナリオ2 2倍量の資源を取り入れた場合のシナリオ



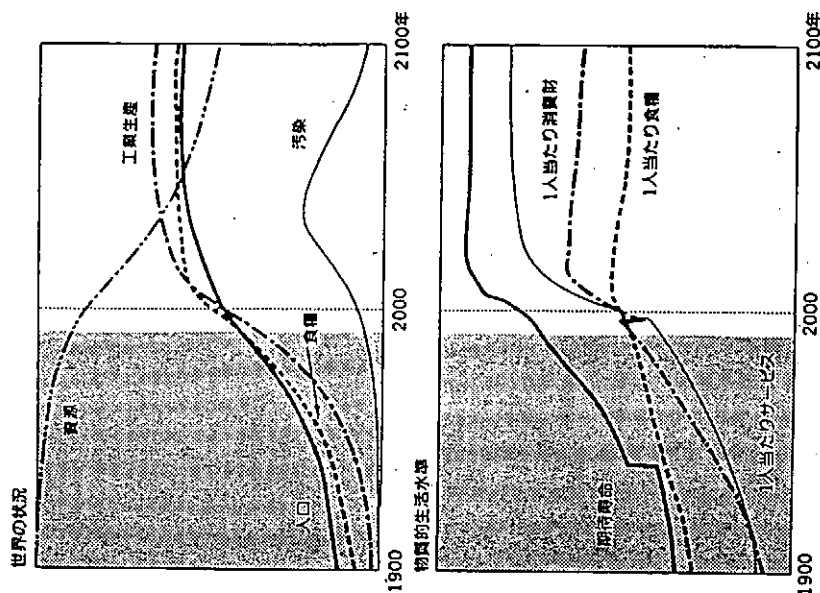
シナリオ1で仮定した資源量を2倍にすると、工業は20年長く成長を続けることができる。人口も2040年には90億を超える。このように工業生産や人口の水準が上がると、発生する汚染量もそれだけ多くなる。汚染が増えると土地の収穫率が低下し、農業部門により多くの投資が要求される。そしてついには食糧の減少から死亡率が上昇する。

シナリオ9 世界が人口と工業生産を安定化せよという目標を
1995年に取り入れた場合のシナリオ

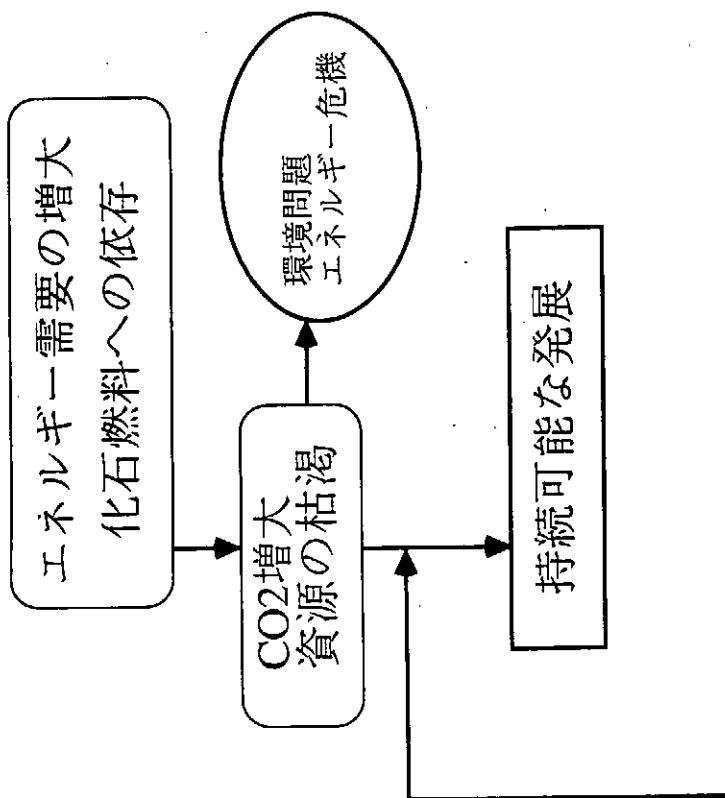


子どもの数2人という望ましい家族規模と、意図的に抑制した1人当たり工業生産目標を採択した場合、人類はほぼ50年間、1990年水準を50%も上回る物質的生活水準を維持できる。しかし、汚染が増加し続け、農地に圧力をかける結果、1人当たり食糧が減少し、最終的には期待寿命と人口も低下する。

シナリオ10 人口と工業生産の安定化に加え、汚染排出、土地浸食、資源利用の削減に関する技術を取り入れた場合のシナリオ

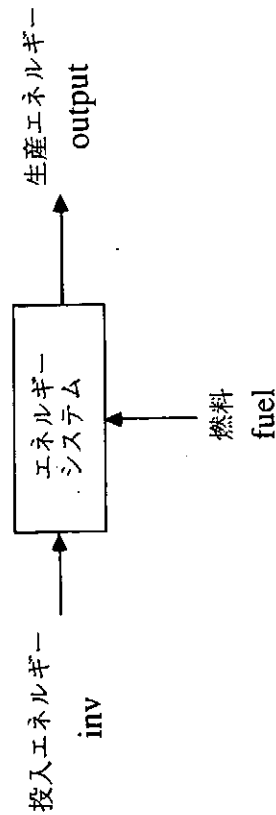
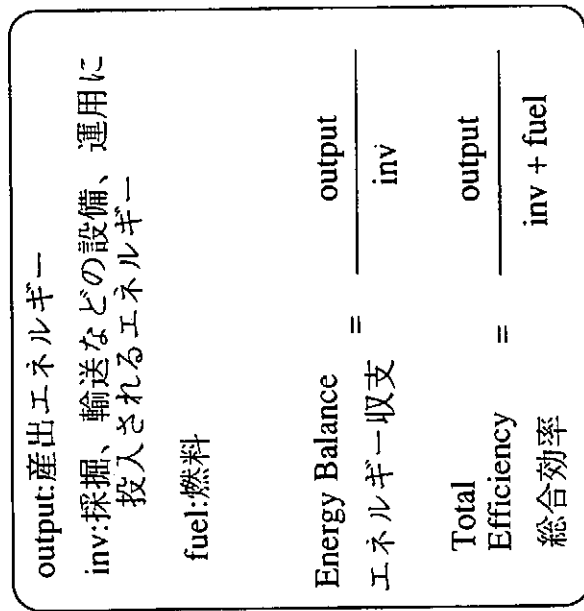


このシナリオでは、シナリオ9と同じく人口と1人当たりの工業生産の抑制に加えて、資源節約、農地保護、土地の収獲率向上、汚染軽減などの技術が取り入れられる。結果的に社会は、少なくとも2100年までは77億人の人口を快適な生活水準で維持する。その間の期待寿命は高く、汚染は減少する。



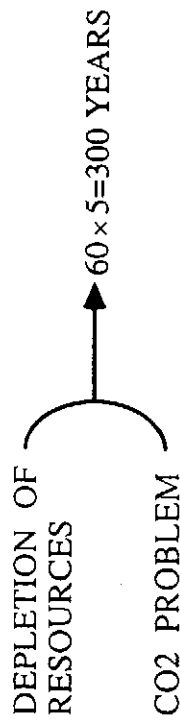
☆ Herman Dalyの3原則

- 1 再生可能資源について、その使用割合は再生の割合を超えてはならない。
- 2 非再生資源について、その使用割合は再生資源が代替できる割合を超えてはならない。
- 3 汚染源について、その投棄の割合は環境がそれを再生、吸収、無害化できる割合を超えてはならない。



BASIC FRAMEWORK

1. THREE TYPES OF SIMULATIONS IN ULTRA-LONG TERM



METHOD : LINEAR PROGRAMMING

2. DRASTIC SIMPLIFICATION

FOSSIL FUELS $\rightarrow$ RENEWABLE RESOURCES

3. CONSTRAINTS ON CO₂ EMISSIONS

4. ENERGY BALANCES

FOSSIL FUELS $\rightarrow$ GO DOWN AS DEPLETED
PHOTOVOLTAICS $\rightarrow$ GO UP AS INCREASED

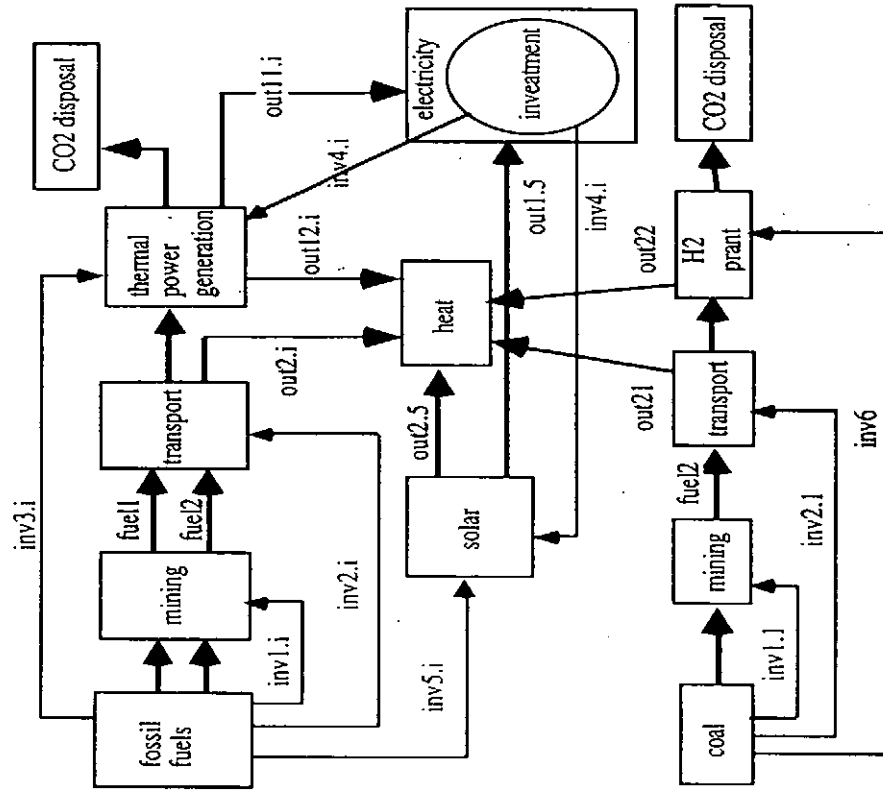
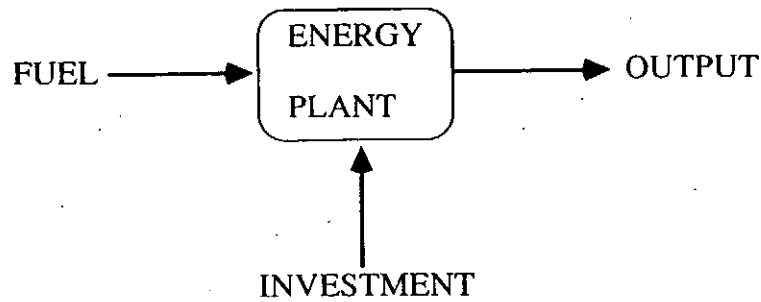


Fig. 1. Energy flow diagram of the models.

SCENARIO 1



$$\text{ENERGY BALANCE} = \frac{\text{OUTPUT}}{\text{INVESTMENT}}$$

OBJECTIVE FUNCTION

↓

$$\text{TOTAL PRIMARY ENERGY} = \text{FUEL} + \text{INVESTMENT}$$

Table 1. Energy balances of energy resources.

	Coal	Oil	Gas	Shale	Solar
Heat	19.5	23.7	6.8	7.5	—
Electricity	6.5	8.0	2.2	2.7	1.3

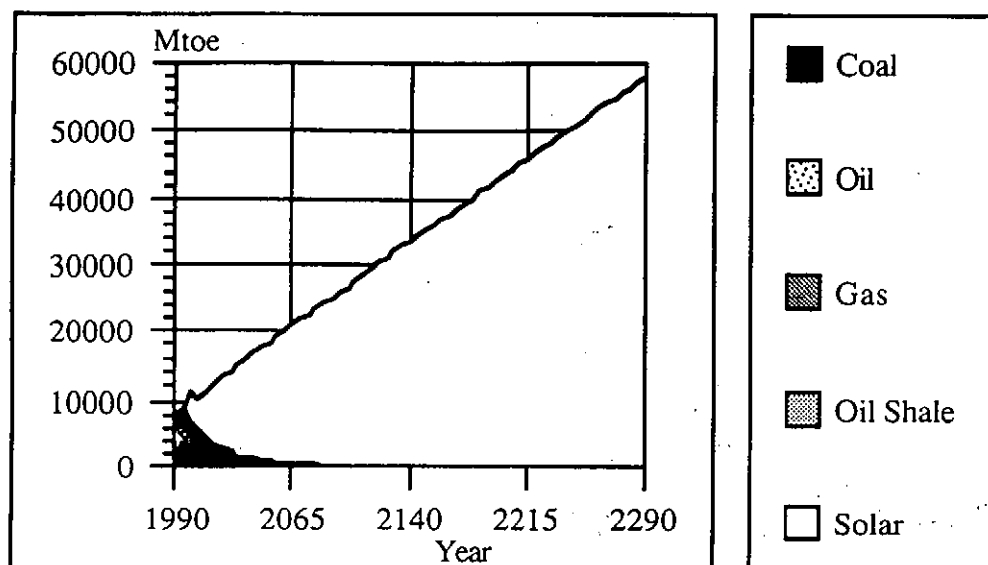


Fig.2.a. Primary energies in Scenario 1.

SCENARIO 2

Table 2. The Cost-energy ratio of major energy plants.

	Coal	Oil	Gas	Solar
a. Construction cost (¥/kWh)	11.6	8.5	8.5	125.0
b. Energy cost (¥/kWh)	0.055	0.043	0.043	10.3
Cost-energy ratio (a/b)	210	199	199.	12

OBJECTIVE FUNCTION



$$\text{FUEL} + \text{INVESTMENT} \times \text{COST-ENERGY RATIO}$$

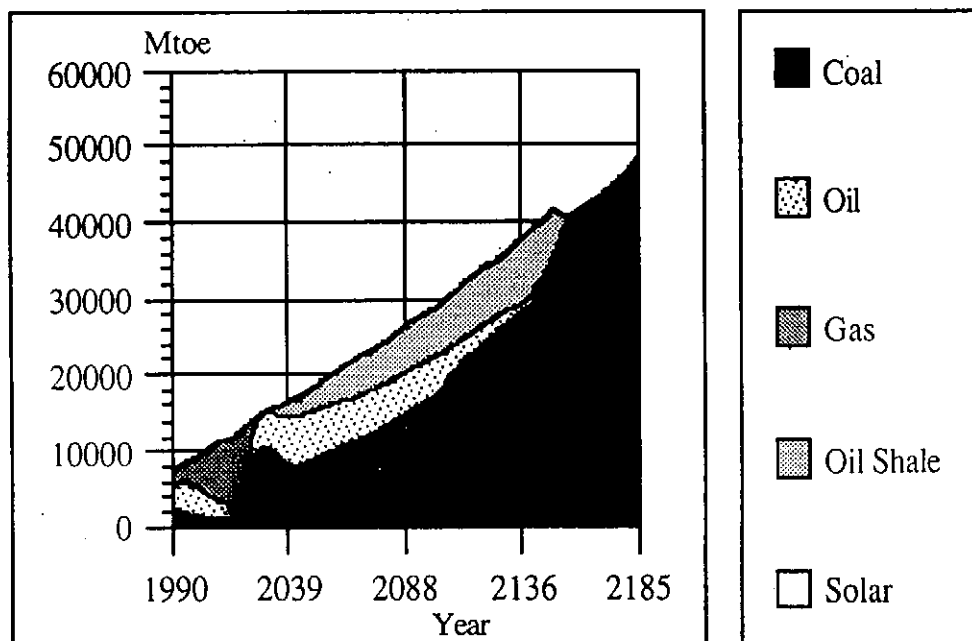


Fig.3.a. Primary energies in Scenario 2.

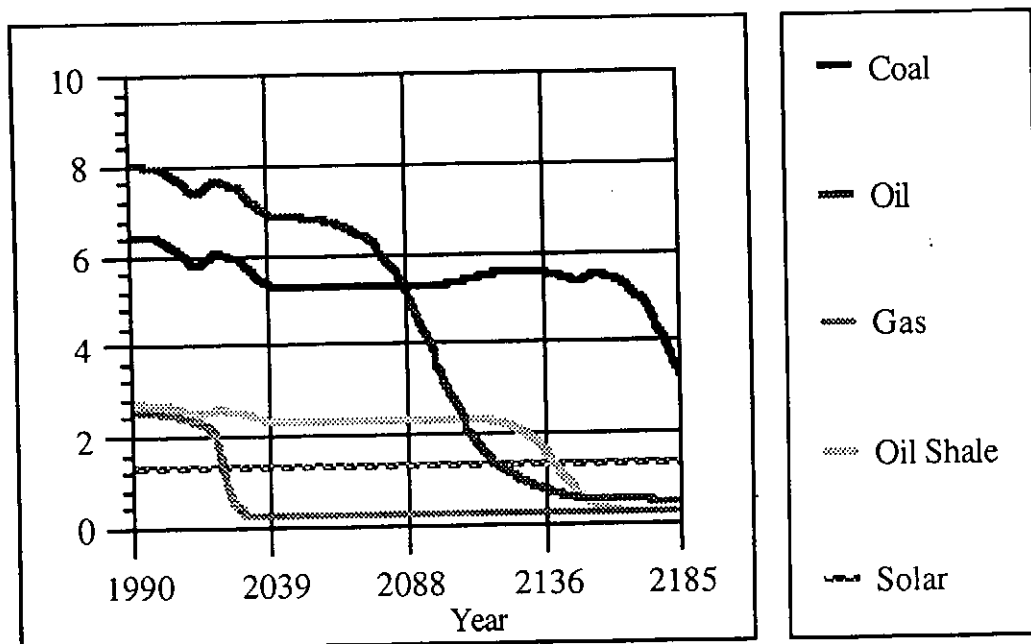


Fig.3.b. Energy balances of resources.

SCENARIO 3

THE HERMAN DALY'S PRINCIPLE



PART OF THE FOSSIL FUELS CONSUMED IS SYSTEMATICALLY INVESTED IN PHOTOVOLTAICS

$$X = a \times t + b \quad (1)$$

X : RATE OF INVESTMENT
30% IN 2290

t : TIME

a, b : CONSTANTS

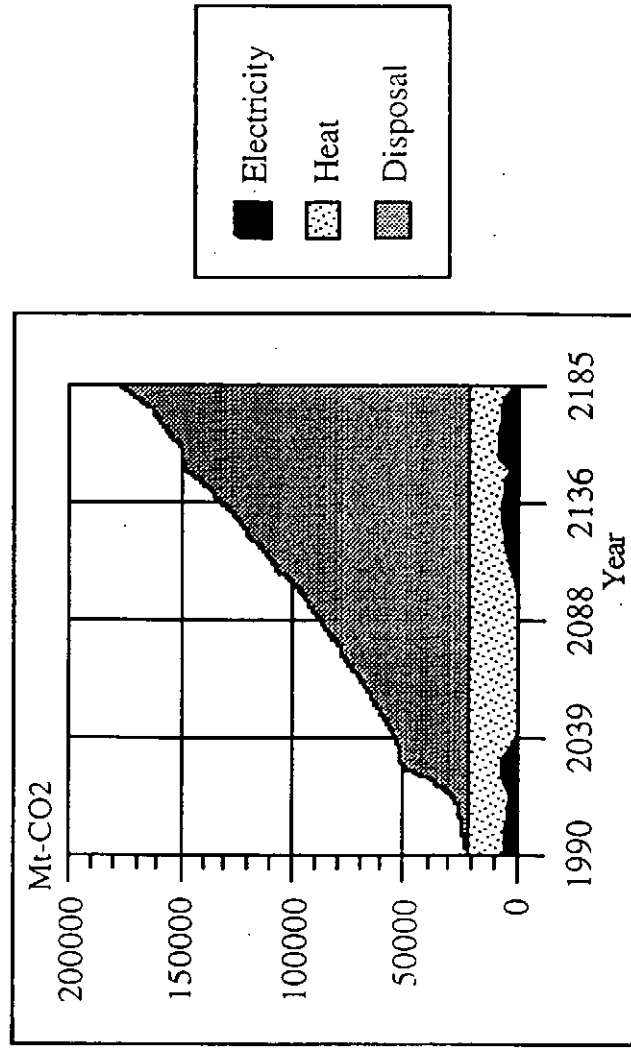


Fig.3.c. CO₂ emitted in the air and disposed of.

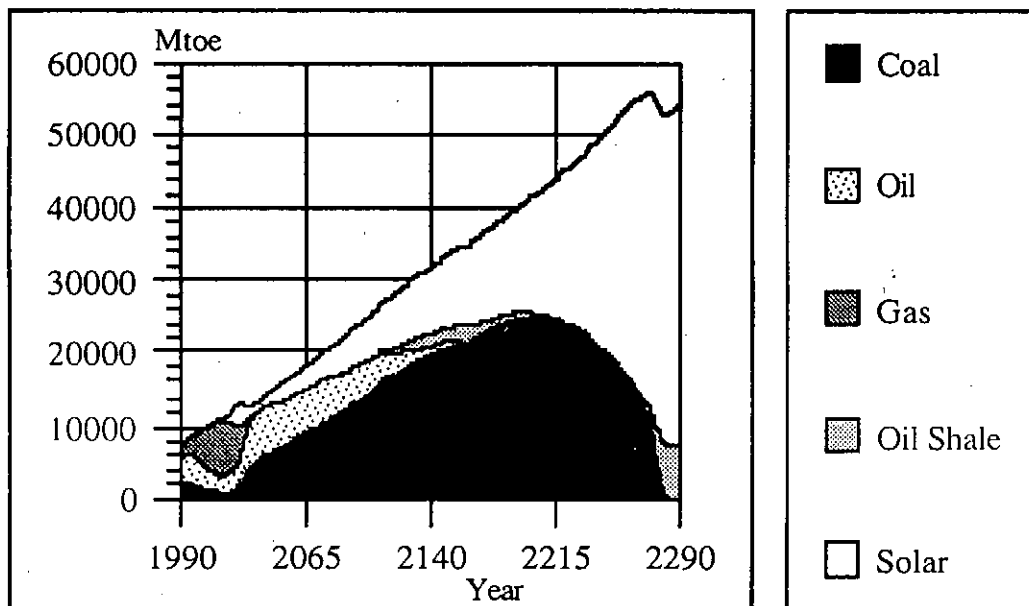


Fig.4.a. Primary energies in Scenario 3.

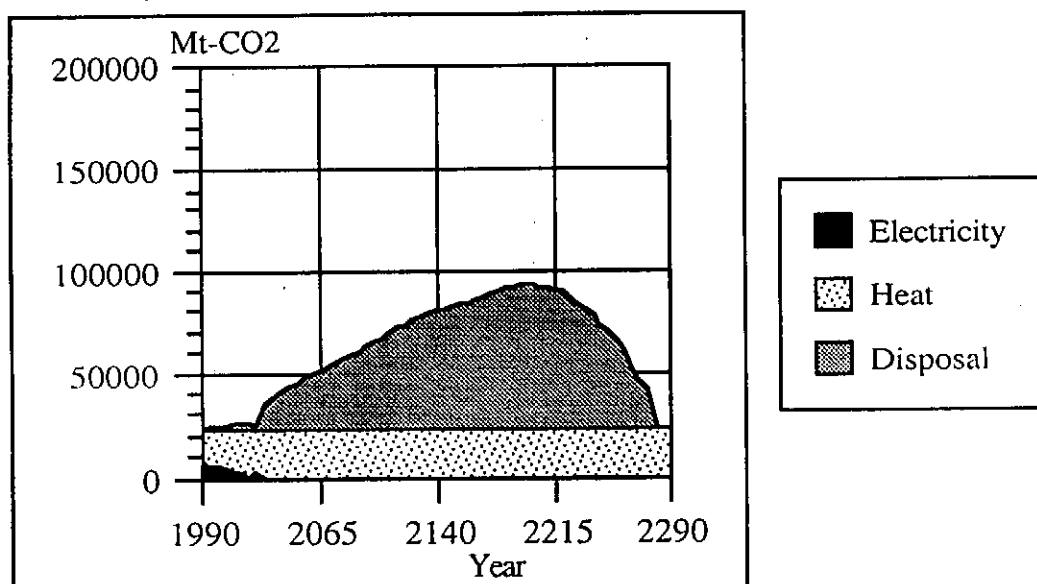


Fig.4.b. CO₂ emitted in the air and disposed of.

CONCLUSIONS

FUTURE WORK

1. SCENARIO 1 ; SUSTAINABLE BUT NOT REALISTIC
BURDEN TO WORLD ECONOMY

2. SCENARIO 2 ; REALISTIC BUT NOT SUSTAINABLE
ENERGY CRISIS

3. SCENARIO 3 ; REALISTIC AND SUSTAINABLE
FOSSIL FUELS RENEWABLES
CO2 DISPOSAL TRANSITIONAL

1. INCLUSION OF NUCLEAR FUELS
SOCIAL ACCEPTANCE
NUCLEAR PROLIFERATION

2. FEASIBILITY AND CAPACITY OF CO2 DISPOSAL
OCEAN, AQUIFER, GAS WELL AND OIL WELL

3. INTEGRATION OF ENERGY CONSERVATION AND
THIS WORK
OTHER ASPECTS OF SUSTAINABLE DEVELOPMENT

各種エネルギー源のエネルギー比

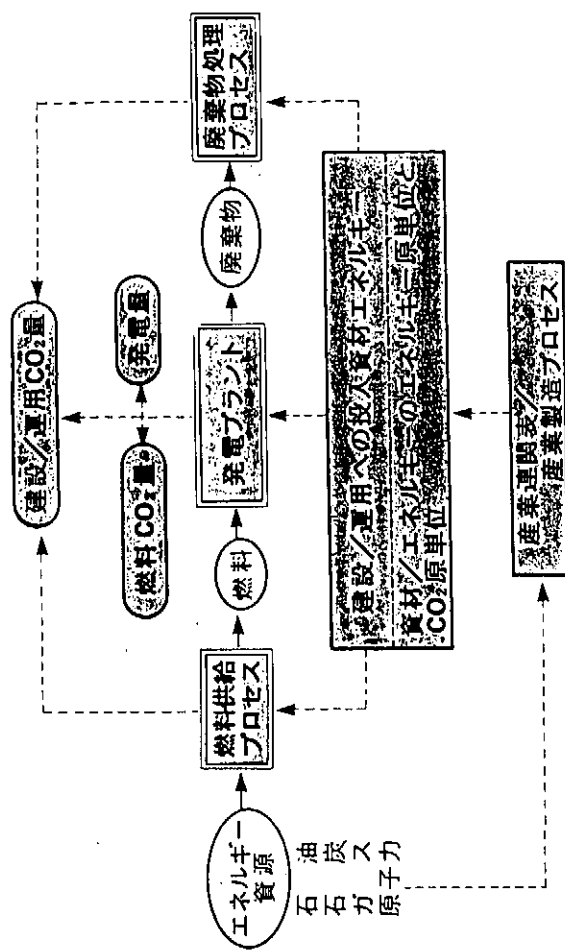


図2 発電プラントの温暖化影響分析

電力中央研究所

山本博巳

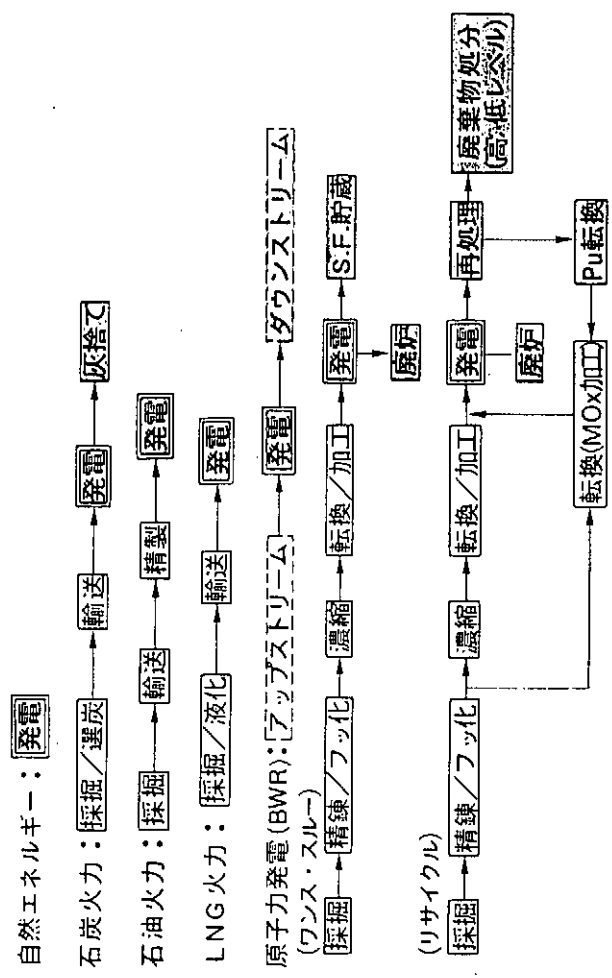


図1 発電プラントの検討対象プロセス

プラントの仕様

大型プラント

	石炭火力	石油火力	LNG火力	原子力発電
設備容量(発電端)[MW]	1,000	1,000	1,000	1,000
設備利用率 [%]	75	75	75	75
発電効率(発電端) [%]	39	39	39	33.5
所内率 [%]	7.4	6.1	3.5	3.4

自然エネルギー

	中小水力	地熱	風力	波力	潮流	海洋温度差	太陽熱	太陽光
設備容量[kW]	10,000	10,000	100	1,000	3,000	2,500	5,000	1,000
設備利用率[%]	45	60	35	25	40	80	30	15
所内率[%]	0.25	7	10	30	30	50	5	5

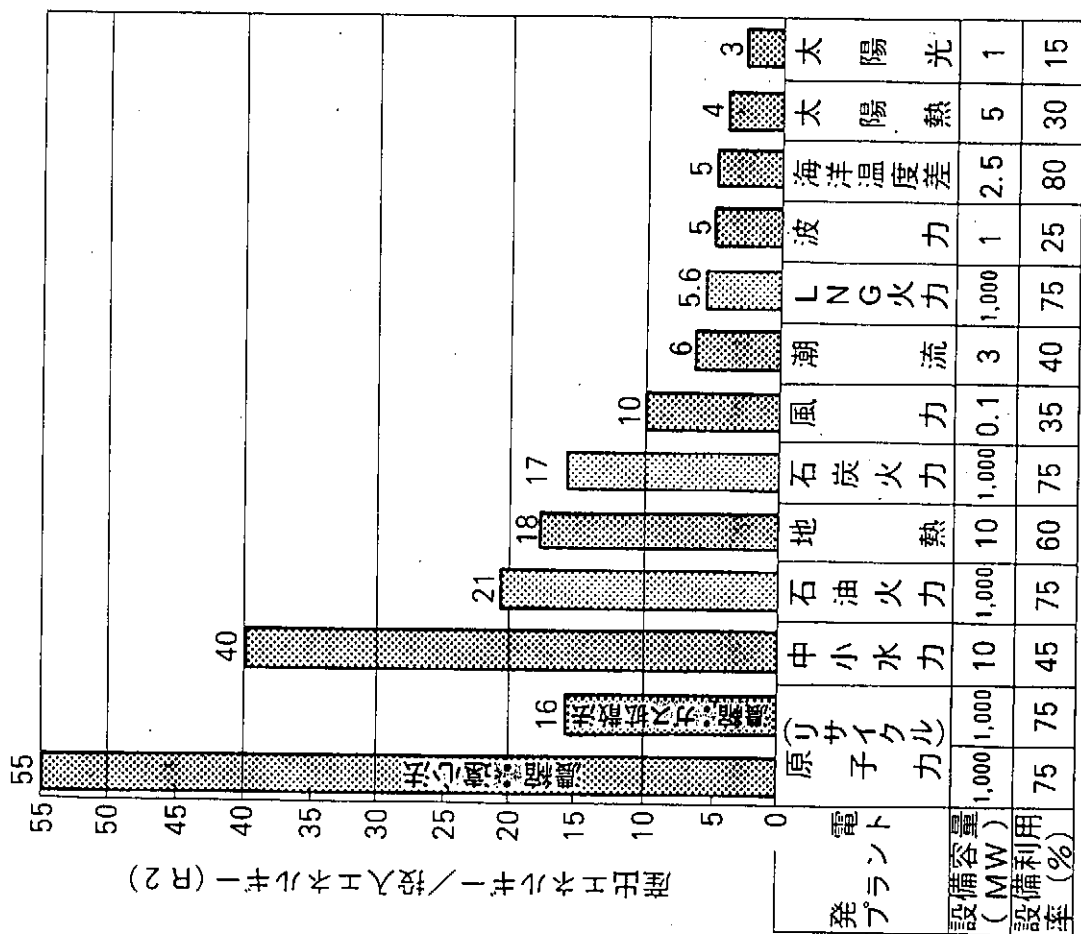
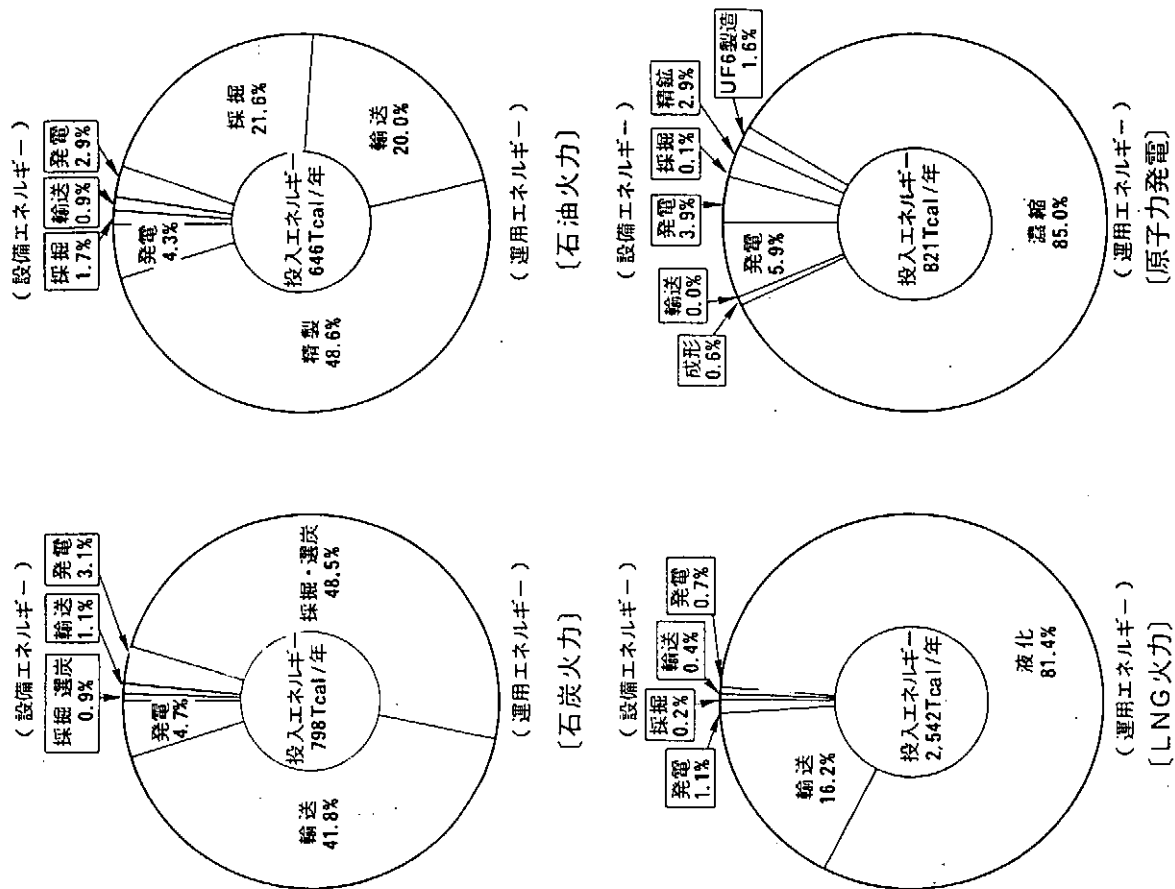
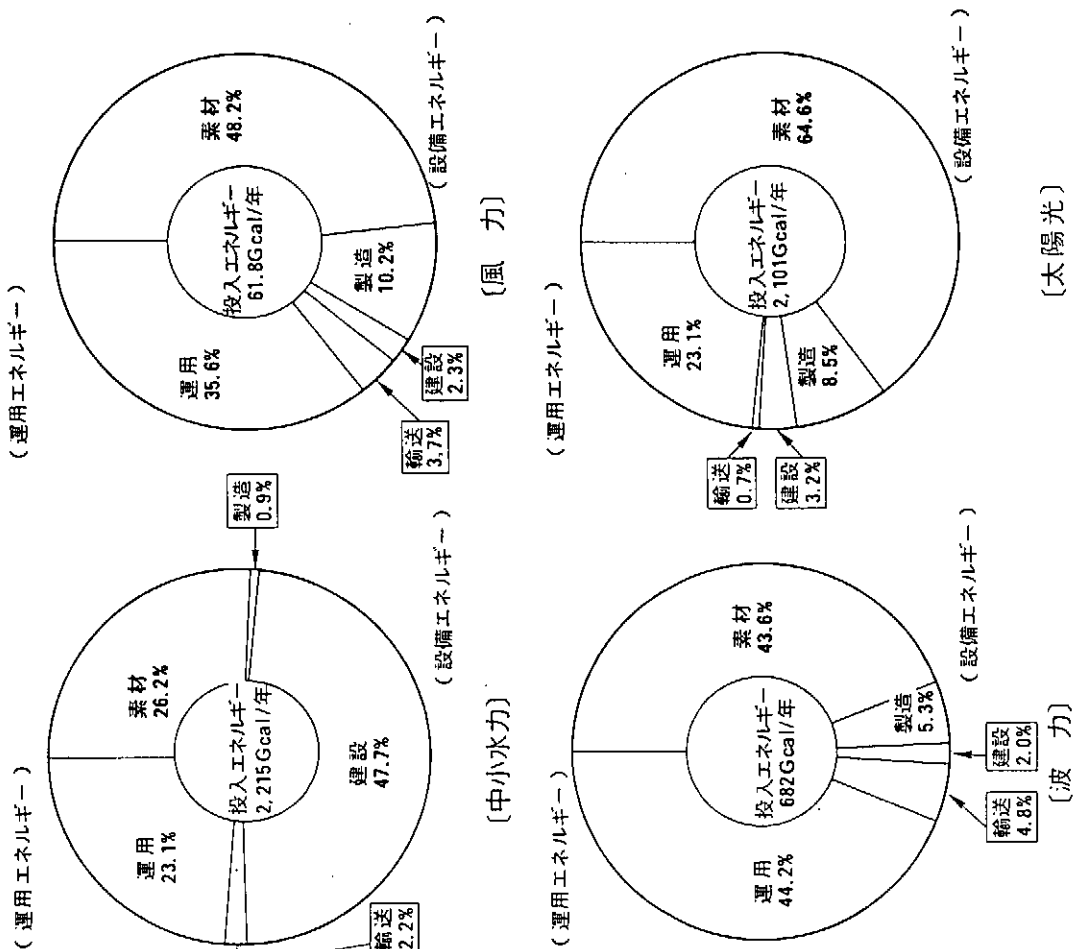


図3 発電プラントのエネルギー収支比(耐用年数30年)

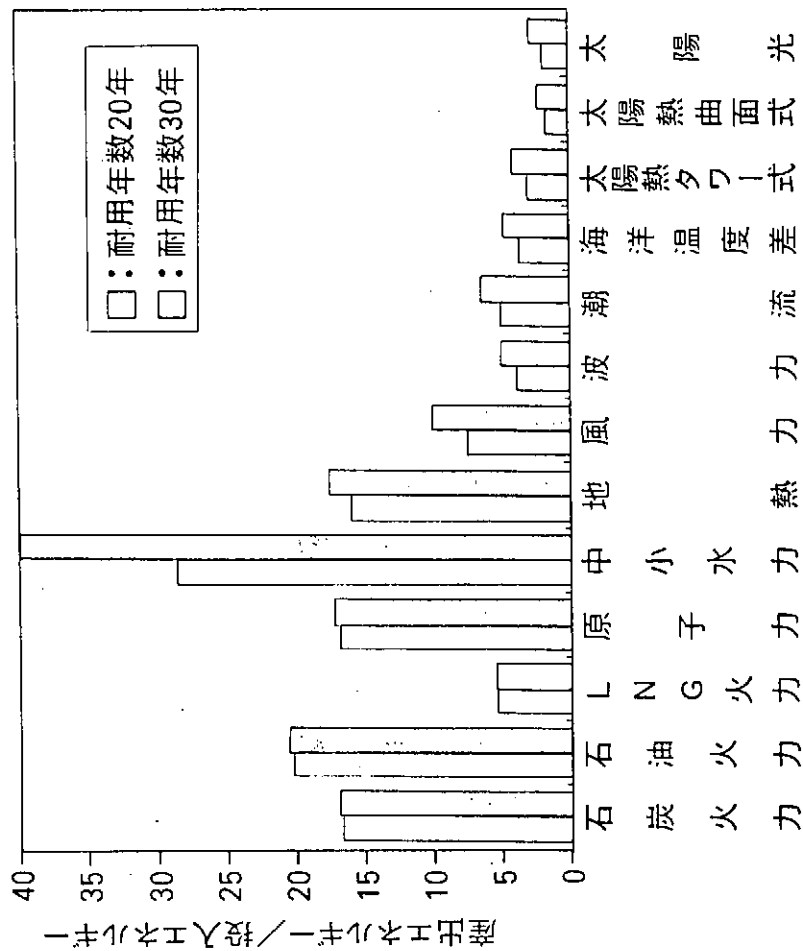
大型発電プラントの投入エネルギー量



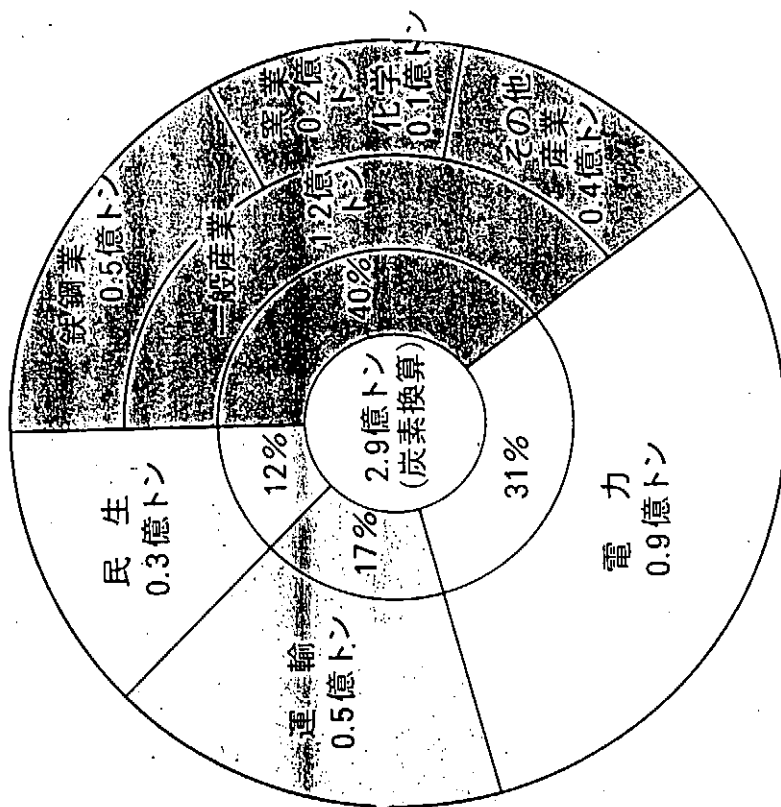
自然エネルギー発電の投入エネルギー量



発電プラントのエネルギー収支の比較 (総エネルギー収支)



わが国のCO₂排出量の現状
(1988年度)



電力部門のCO₂削減の重要性

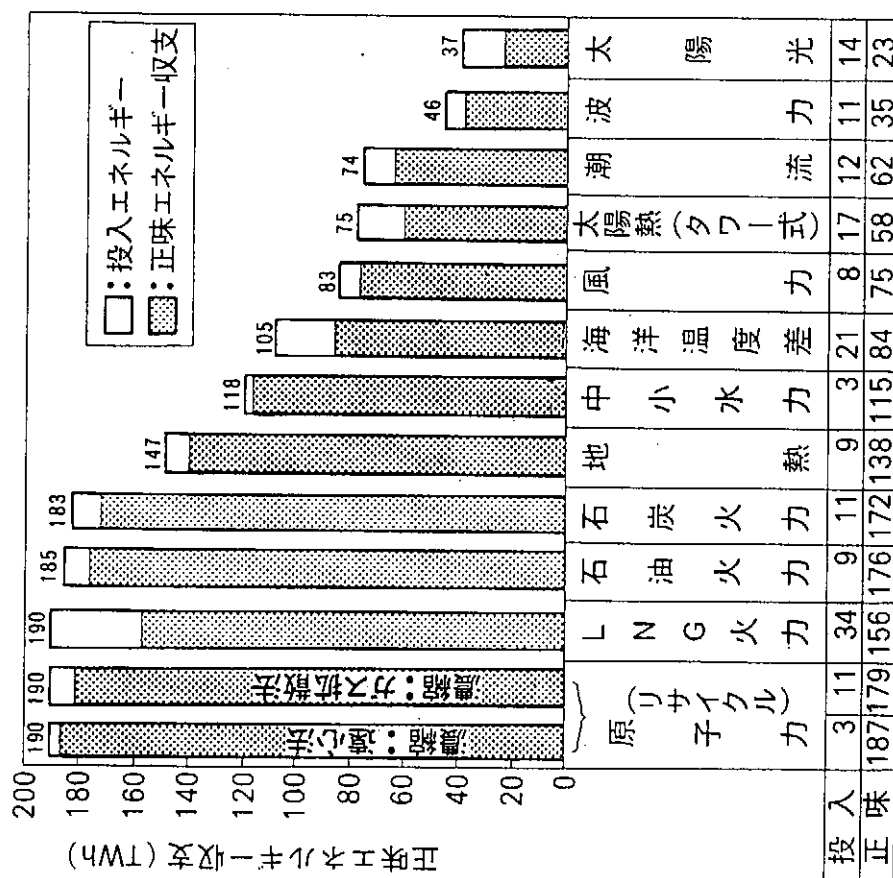


図4 発電プラントの正味エネルギー収支 (耐用年数30年)

温暖化影響分析

〔CO₂〕

- ・燃料の燃焼（直接）
- ・投入エネルギー（間接）
 - (1) 設備
 - (2) 運用
- ・その他
 - (1) セメント製造時のCO₂発生
 - (2) 粗天然ガス中のCO₂

〔メタン〕

メタン地球温暖化ポテンシャル（GWP）はCO₂の21倍
 （効果積算年数100年、IPCCの計算）

表3 大型発電プラントのCO₂排出原単位
 （耐用年数：30年）

発電プラント	CO ₂ 排出原単位(g-C/kWh)				
	設備	運用	燃料	メタン	合計
石炭火力	0.96	9.86	246.33	12.68	269.83
石油火力	0.58	7.33	188.42	3.85	200.18
LNG火力	0.54	24.10	137.28	15.75	177.67
原子力（遠心法）					
ワンス・スルー	0.90	2.42	—	0.45	3.77
リサイクル	0.92	1.90	—	0.45	3.27
原子力（ガス拡散法）					
ワンス・スルー	0.90	10.29	—	0.45	11.64
リサイクル	0.92	7.12	—	0.45	8.49

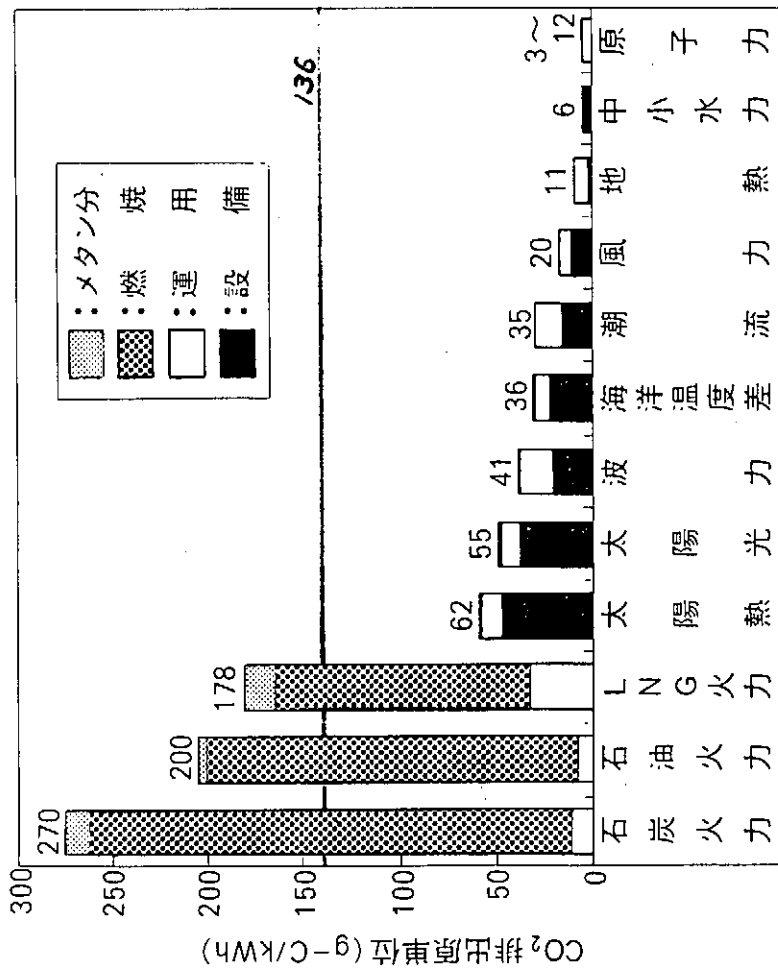


図5 発電プラントの温暖化影響結果 (耐用年数30年)

表4 発電プラントのCO₂削減対策

削減対策	発電プラント		
	火力	原子力	自然エネルギー
発電効率の向上	◎	○	◎
設備のコンパクト化	△	△	◎
素材原単位の改善	△	△	◎
耐用年数の延長	△	△	◎
コージェネレーション	◎	○	△
設備利用率の向上	○	○	◎
運用エネルギーの削減	○	◎	○

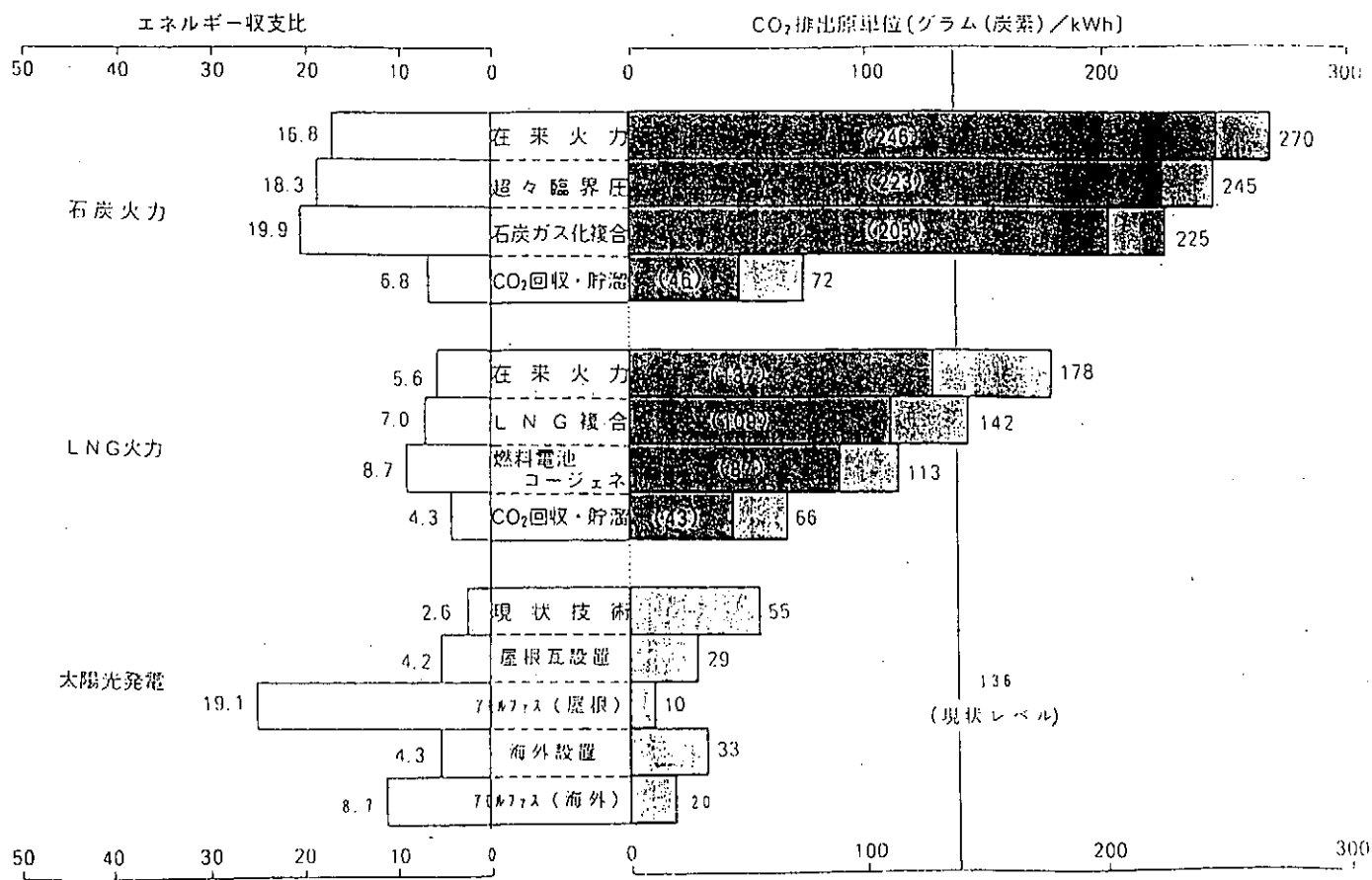
◎効果大 ○効果中 △効果小

表 5 石炭火力の高効率化

プ ラ ン ト	出力(MW)	発電効率 [%]		設 計 条 件
		発 電 端	送 電 端	
微粉炭火力 (現状)	1,000	39.0	36.1	246kg/cm ² 538/556℃
超々臨界圧発電	1,000	43.0	39.8	351kg/cm ² 649/595/595℃
石炭ガス化複合発電	1,000	45.2	43.4	G/T:1,300℃、ドライ供給、 空気吹き、乾式ガス精製

表 6 石炭火力の効率向上によるCO₂削減効果

プ ラ ン ト	エネルギー収支比 (耐用年:30年)	CO ₂ 排出原単位 [グラム(炭素)/kWh]			
		設 備	運 用	燃 料	合 計
微粉炭火力 (現状)	16.8	0.96	9.86	246.32	259.83 (100%)
超々臨界圧発電	18.3	0.91	9.00	223.41	244.83 (91%)
石炭ガス化複合発電	19.9	0.85	8.28	205.02	224.72 (83%)



対策技術によるエネルギー収支とCO₂削減効果

太陽光発電システムのエネルギー評価

-Energy Evaluation of Solar Photovoltaic Energy Systems-

通産省工業技術院資源環境技術総合研究所

エネルギー資源部 稲葉 敦

1. 化学工学会第1種研究会「CO₂と地球環境問題研究会」について

地球規模の環境問題の重要性を認識し、その中で特にCO₂の役割について知ることを目的に、東京大学工学部化学工学科小宮山宏教授の呼びかけにより、昭和63年11月に発足した。CO₂問題に関する内外の情報の収集・整理、及び講師を招いての勉強の後、CO₂問題の対策技術の評価を行い、平成3年3月「CO₂問題に対する工学的対策技術の評価」と題する報告書をまとめた。

地球環境問題、特に化石燃料からのCO₂排出による地球温暖化問題の対策では、エネルギー利用効率の向上と、化石燃料にかわるエネルギー開発が重要となる。その中でも太陽エネルギーは、クリーンでありかつ資源量が膨大であるため将来のエネルギーとしての期待が大きい。しかし、その大規模導入の可能性、および時期については必ずしも明確ではない。そこで、上記の報告書作成以後、太陽光発電技術を詳細に検討し、平成5年10月「太陽光発電技術の評価Ⅰ」と題する報告書を取りまとめた。そこでは、大規模な太陽光発電を可能とする太陽電池製造プロセスをエネルギー収支の観点から評価し、プロセスの改良の可能性が示唆されている。本報告はその概要である。

2. 概要

太陽光発電の大規模導入を前提として、多結晶シリコンとアモルファスシリコンの太陽光発電システムのエネルギー収支を検討した。本試算には、開発中の技術の導入、太陽電池セル製造プロセスの効率向上が仮定されている。

系統連係することを仮定し、蓄電設備を持たない集中配置型の発電所を建設する場合のエネルギーペイバックタイムは、年間10MWの生産規模で、多結晶では5.7年、アモルファスでは6.4年となった。100GWの場合は、さらに技術開発が進行すること、およびスケールアップ効果により、多結晶で3.2年、アモルファスで3.0年となる。

集中配置による太陽光発電システムでは、発電所を建設するためのエネルギー投入量が大きく、生産規模に応じた発電システムを構築することが重要である。

<参考文献>

- ・「太陽光発電技術の評価Ⅰ」,化学工学会第1種研究会「CO₂と地球環境問題研究会」,平成5年10月
- ・「太陽光発電システムのエネルギー評価」,稲葉敦,島谷哲,田畑総一,河村真一,渋谷尚,岩瀬嘉男,加藤和彦,角本輝充,小島紀徳,山田興一,小宮山宏;化学工学論文集,19,(5),809-817(1993)
- ・「期待される明日のエネルギー;太陽電池」,黒川浩助;第2回日本エネルギー学会講演要旨集,pp.57-62(1993)

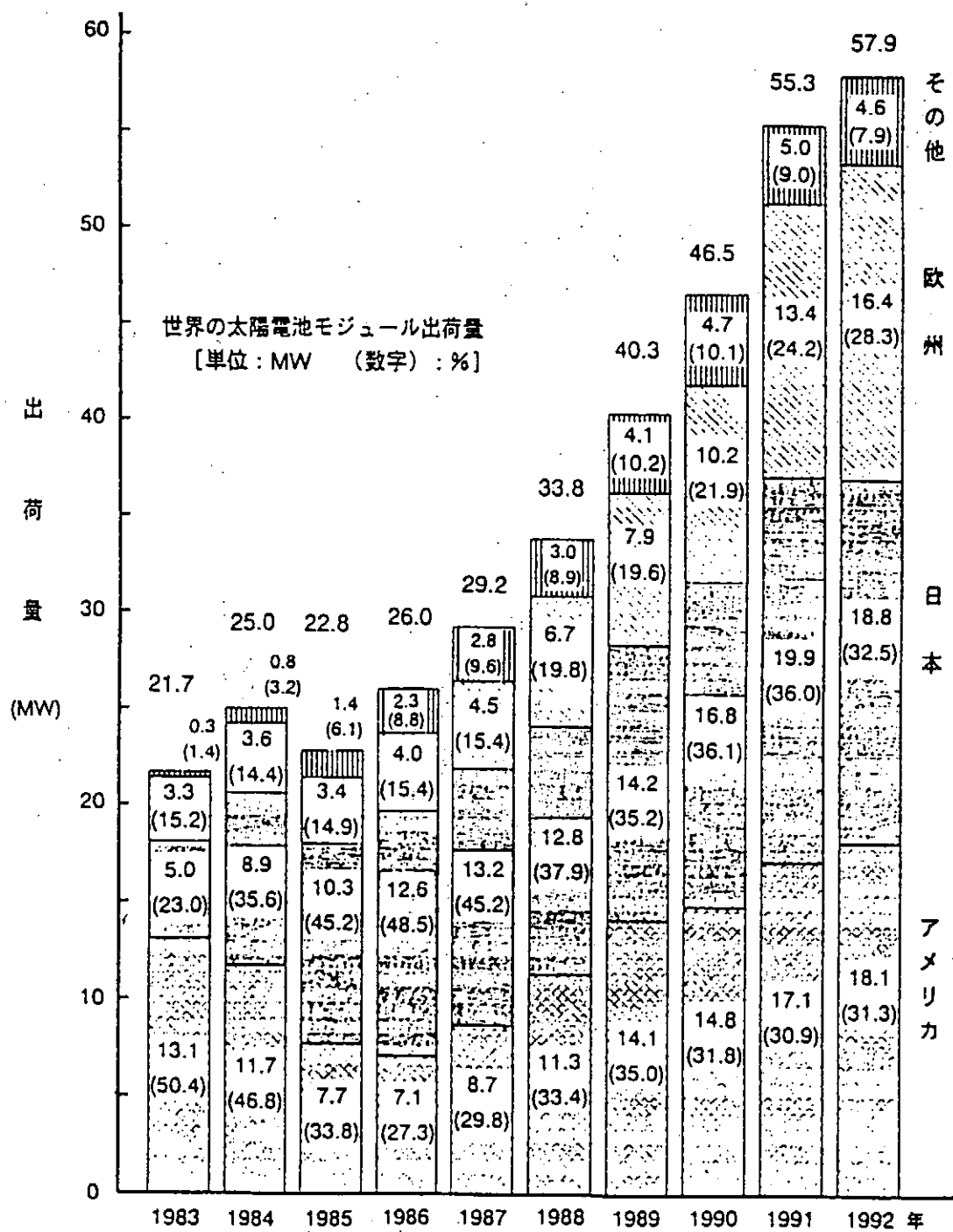


図2 世界の太陽電池生産量の推移

黒川浩助:「期待されるあすのエネルギー - 太陽光発電」,
第2回日本エネルギー学会大会講演要旨集, pp57-62, 1993

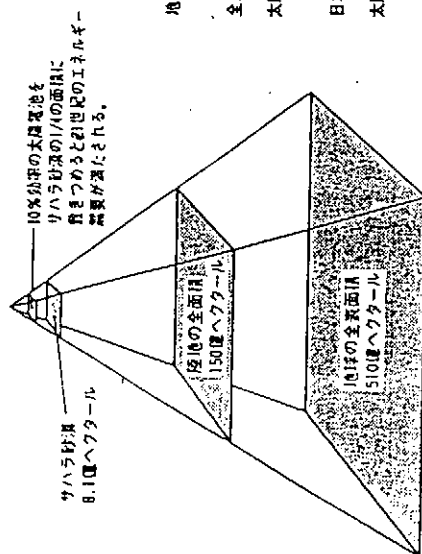


図6 無限のエネルギー 太陽

黒川浩助:「期待されるあるべきの1144」- 太陽光発電」
第2回日本1144'-学会大会講演要旨集, pp57-62, 1993

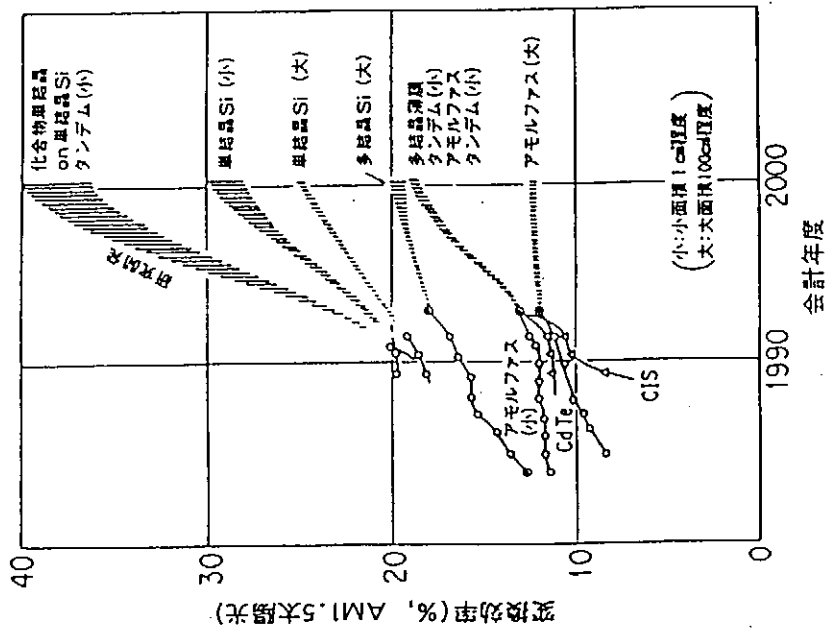


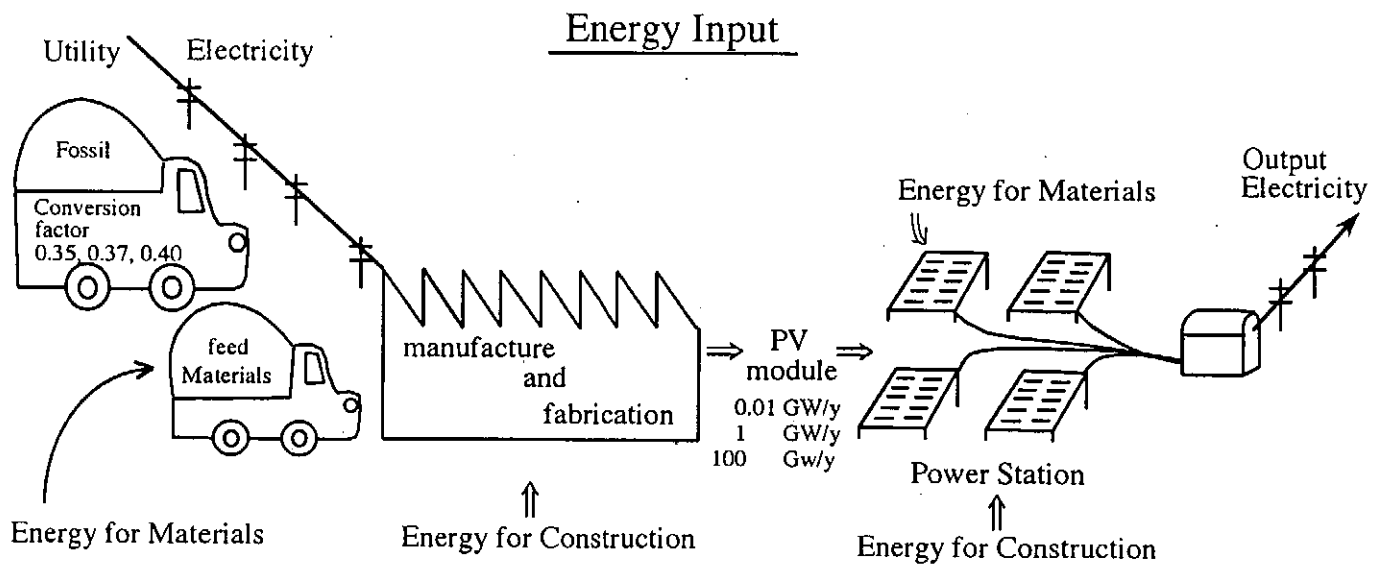
図3 太陽電池の変換効率の推移(国内)と開発目標

黒川浩助:「期待されるあるべきの1144」- 太陽光発電」
第2回日本1144'-学会大会講演要旨集, pp57-62, 1993

Evaluation Method

$$EPT = (Tl_e)/(O_e) \quad (4)$$

Tl_e : input energy
O_e : output energy



$$Tl_e = I_e + (I_f)(E_f) / 0.86$$

$$EPI = (Tl_e) / (O_e)$$

Energy Output of Solar PV Systems

$$O_e = (W_c)(T_y)(E_d)(E_i)(E_b) \quad (1)$$

W_c :Annual PV-cell production scale [GW]	0.01	1.0	100
T_y :Total annual day light in hours [hrs/y]		1200	
E_d :Direct current control efficiency [-]		0.8	
E_i :Invertor efficiency [-]		0.9	
E_b :Battery efficiency [-]		1.0	
O_e :Output Electricity [kWh/y]	8.64×10^6	8.64×10^8	8.64×10^{10}

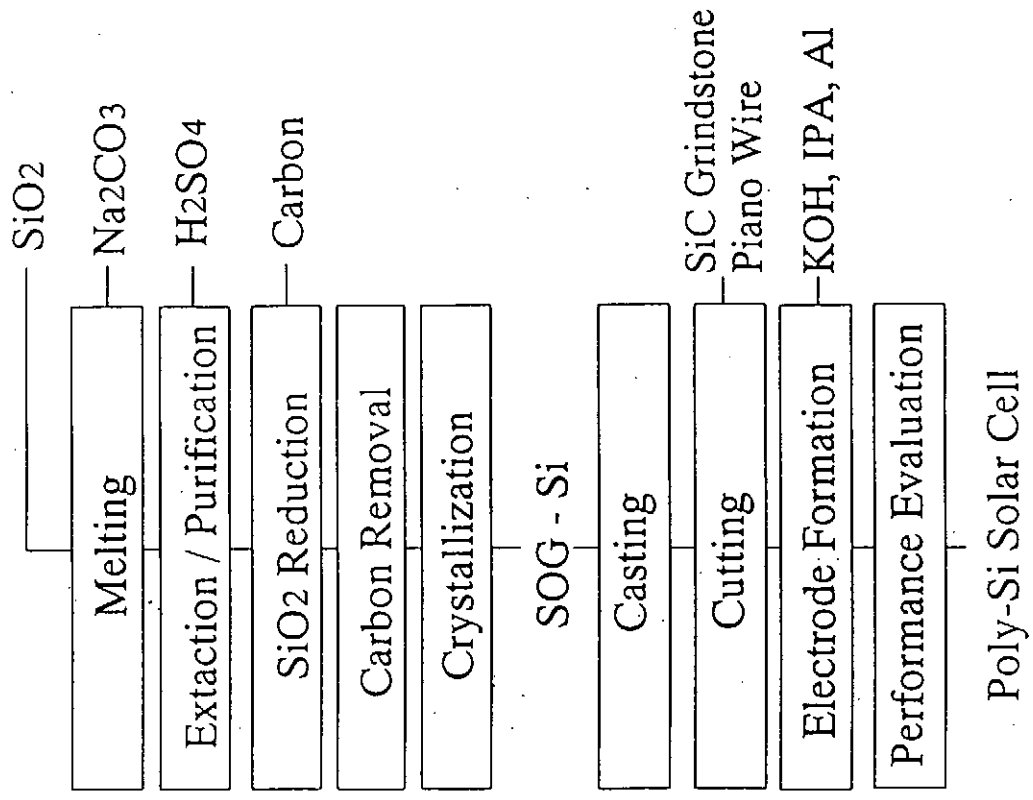
Annual areal manufacture of cells(SY_c)

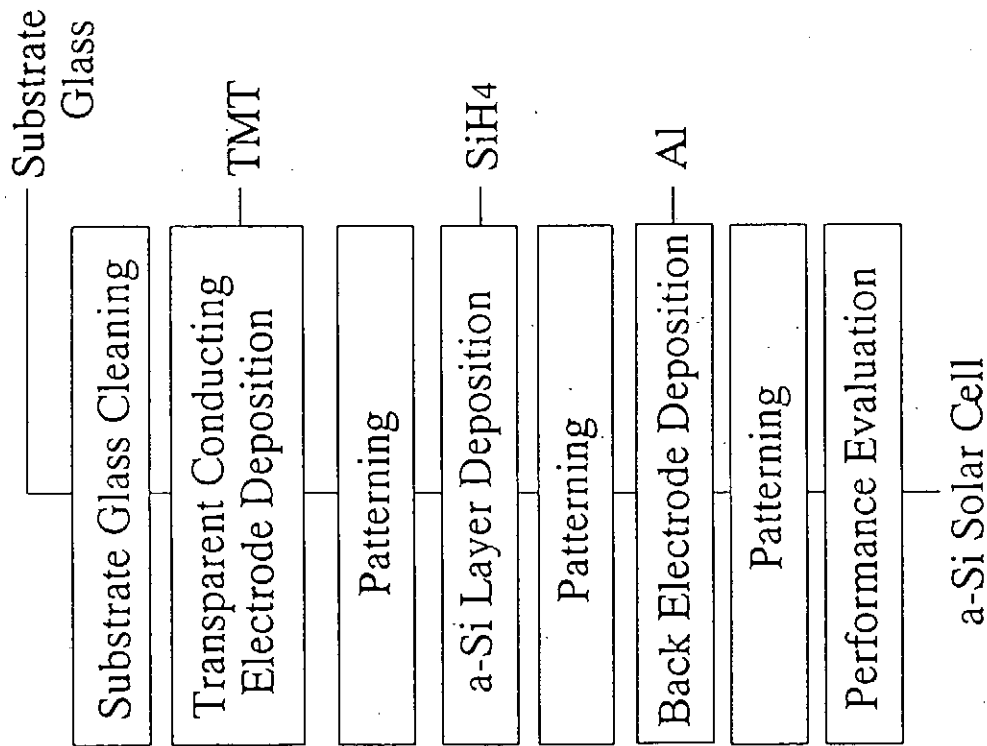
$$W_c = (C_s)(E_c)(E_g)(SY_c) \quad (2)$$

W_c :Annual PV-cell production scale [GW]	0.01	1.0	100
C_s :Solar energy density[kW/m ²]		1	
Poly-Si			
E_c :Conversion efficiency[-]	0.15	0.17	0.20
E_g :Energy penetration efficiency [-]	0.96	0.96	0.96
SY_c :Annual areal manufacture[m ² /y]	6.94×10^4	6.13×10^6	5.21×10^8
Amorphous			
E_c :Conversion efficiency[-]	0.08	0.13	0.16
E_g :Energy penetration efficiency [-]	1.0	1.0	1.0
SY_c :Annual areal manufacture[m ² /y]	1.25×10^5	7.69×10^6	6.25×10^8

Assumptions and calculated values for the PV systems

	Poly-Si	
Annual cell production scale[GW/y]	0.01	1.0
Cell conversion efficiency[-]	0.15	0.17
Cell dimension[mxm]	0.1x0.1	0.15x0.15
Cell area produced[m ² /y]	6.94x10 ⁴	6.13x10 ⁶
Package factor for module[-]	0.82	0.86
Module Area produced[m ² /y]	8.47x10 ⁴	7.12x10 ⁶
Layer thickness[μ m]	250	200





Assumptions and calculated values for the PV systems

	Amorphous-Si		
Annual cell production scale[GW/y]	0.01	1.0	100
Cell conversion efficiency[-]	0.08	0.13	0.16
Cell dimension[mxm]	0.3x0.4	0.4x1.2	0.4x1.2
Cell area produced[m ² /y]	1.25x10 ⁵	7.69x10 ⁶	6.25x10 ⁸
Package factor for module[-]	0.89	0.92	0.92
Module Area produced[m ² /y]	1.40x10 ⁵	8.36x10 ⁶	6.79x10 ⁸
Layer thickness[nm]	450	300	300

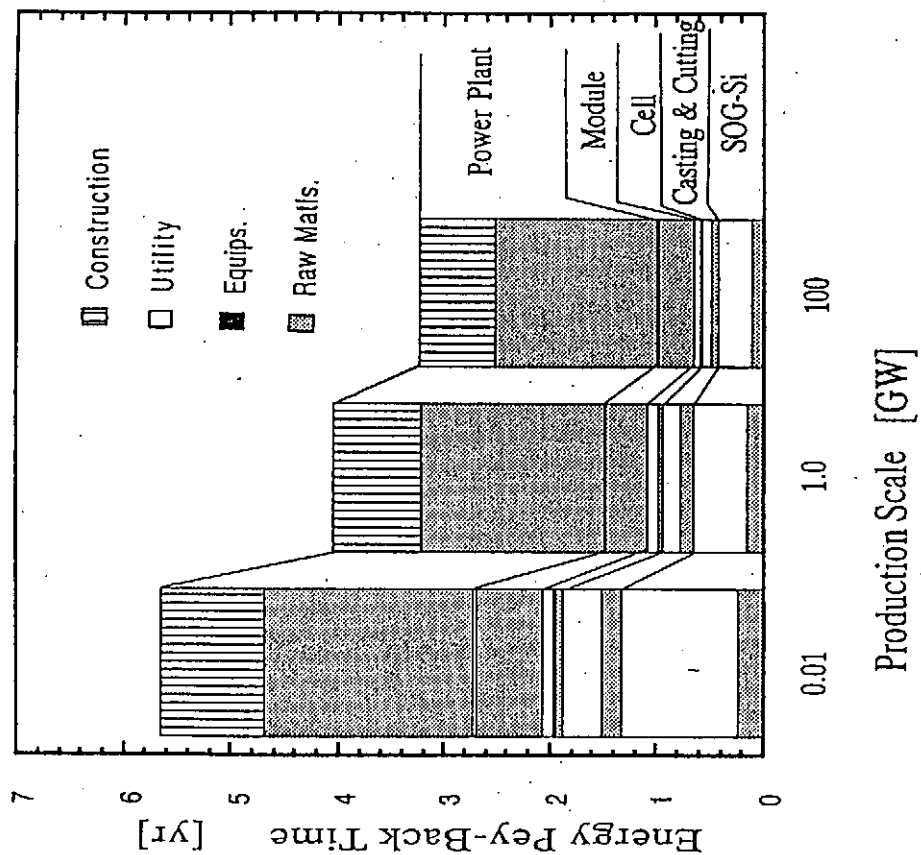


Fig. 3 Energy pay-back time for the solar photovoltaic energy system using poly-Si solar cells

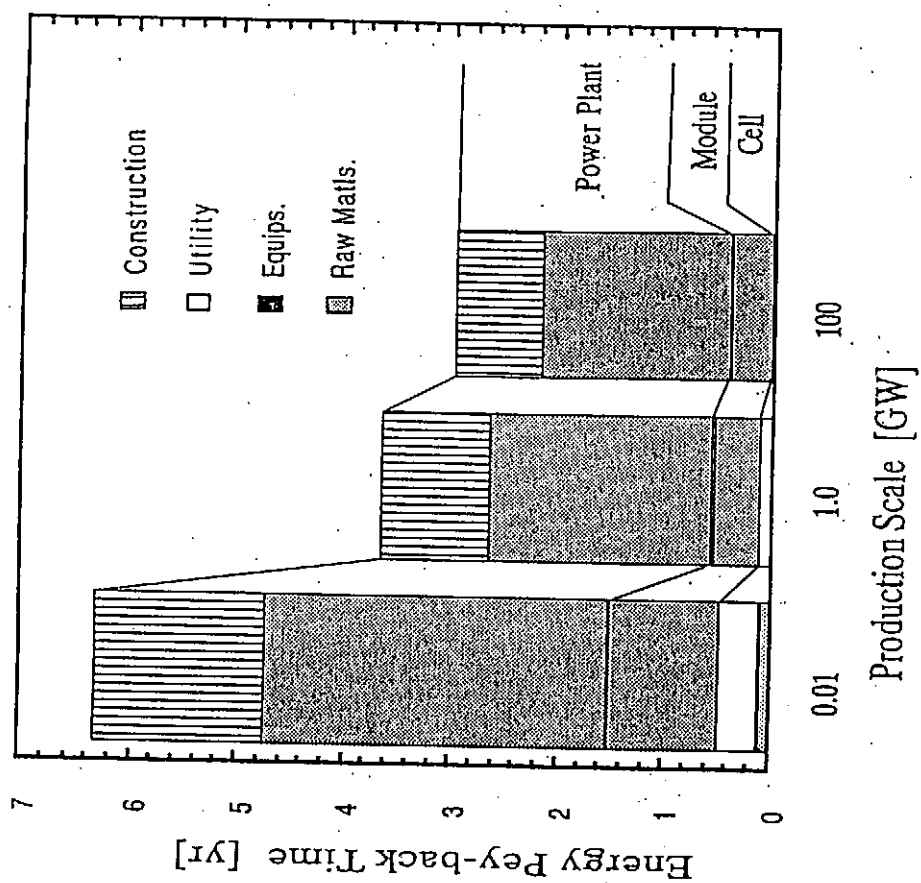


Fig. 4 Energy pay-back time for the solar photovoltaic energy system using amorphous-Si solar cells

Calculation Results of EPT

Production scale [GW]	0.01	1.0	100
Poly-Si		EPT [yr]	
Cell production	2.09	1.10	0.66
Module fabrication	0.65	0.40	0.35
BOS (Power station)	2.93	2.56	2.24
Total	5.68	4.06	3.25
Amorphous		EPT [yr]	
Cell production	0.50	0.13	0.05
Module fabrication	1.55	0.45	0.38
BOS (Power station)	4.79	3.08	2.57
Total	6.34	3.66	2.99

Effects of technology improvement and scale-up
from 0.01 GW/yr to 100GW/yr
of PV cell manufacture and fabrication on EPT

	Technology improvement	Scale-up factor
Poly-Si	66 %	34 %
Amorphous	55 %	45 %

EPT increase by adding battery system

Poly-Si

Case 3 (100Gw/yr)

Module	1.01	
BOS	2.24	
Total	3.25 yr	
Battery		1.46
Total		4.70 yr

Amorphous

Case 3 (100Gw/yr)

Module	0.42	
BOS	2.57	
Total	2.99 yr	
Battery		1.42
Total		4.41 yr

EPT reduction by using recycled aluminum and wood for supports on power station

Poly-Si

Case 3 (100Gw/yr)

Module	1.01	0.83
BOS	2.24	1.26
Total	3.25 yr	2.09 yr

Amorphous

Case 3 (100Gw/yr)

Module	0.42	0.13
BOS	2.57	1.44
Total	2.99 yr	1.57 yr

30年後全戸に太陽電池置けば

1キワット20円前後で 電力の13.5%供給

三十三年後東京都すべての住
宅に太陽電池を設置すると
都内で年間発電する二三・五％
の電力が一割増の二万四千
億キロワットに達する。東京の研究者
で組織する化学工業会(CO)研
究会が太陽電池で将来利用
する際に問題となっていた電
コストを試算したところ、こ
な値が出た。

同研究会は東京大学工学部の
小宮山教授を代表に、通商
や環境の研究機関と共同研
究、太陽光発電の発電能力などを
精査した。地球温暖化防止の
酸化物(CO₂)削減によ
る太陽光発電を主として取り
上げ、将来の電力需要と太陽
電池の導入を前提に算出した。

まず現在の技術で発電量を仮
定したケースと、三十三年後の
技術、発電量を想定したケース
について試算した。

ケース1では太陽電池の年間
発電量を現在の二割に引き上げる

年間発電量を二割に引き上げる
二〇多とした。使用量も電圧は
いずれもモリックス太陽電池
とし、効率は二割とした。

東京都を例に試算したところ
ケース1では太陽光を取り
入れる場所が確保しやすい戸
建てで設備投資が二割増
の二万四千億、年間発電量は
四万四千億。ケース2では太陽
電池の年間発電量が二割増の
二万四千億、年間発電量は
四万四千億になった。

また二戸建ての建物は戸建
同様に太陽電池を設置する
とケース1で東京都全体の二
一・九％、ケース2で二三・五
％の電力を賄えるという。

現在の電気料金は、地域によ
り異なるが一割増の二万四千
億。研究会幹事の東京大学工学
部の山田一教授は試算結果につ
いて「かなり実現化に期待の持
てる数値だ」と語っている。

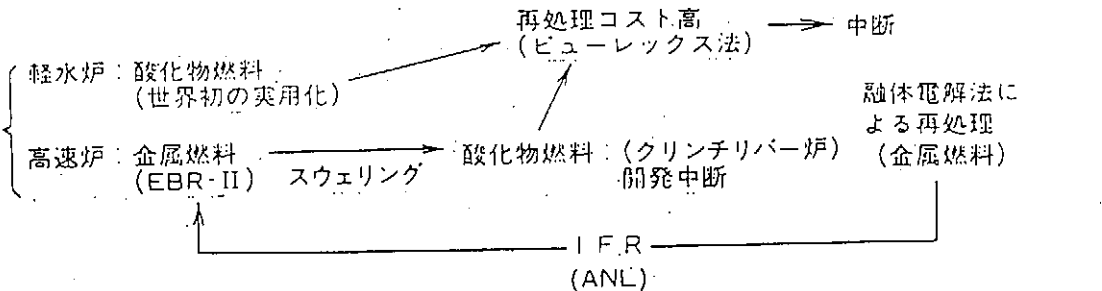
高速増殖炉のブレイクスルーを目指して

日本原子力研究所

平岡 徹

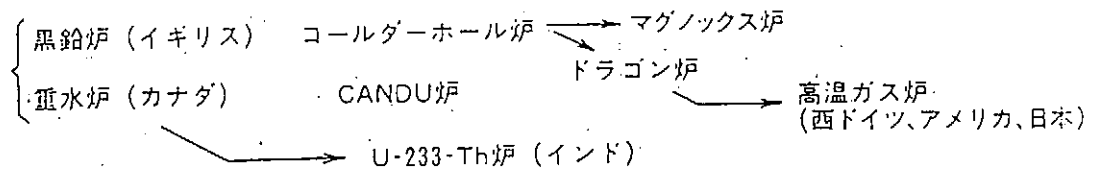
アメリカ

ウラン濃縮を
独占



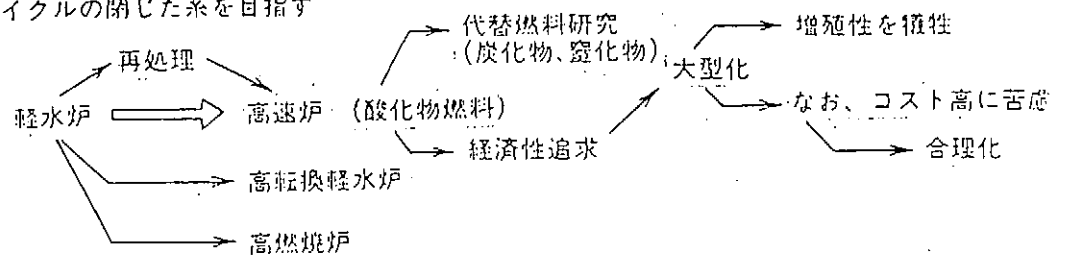
イギリス、カナダ

天然ウラン
利用から出発



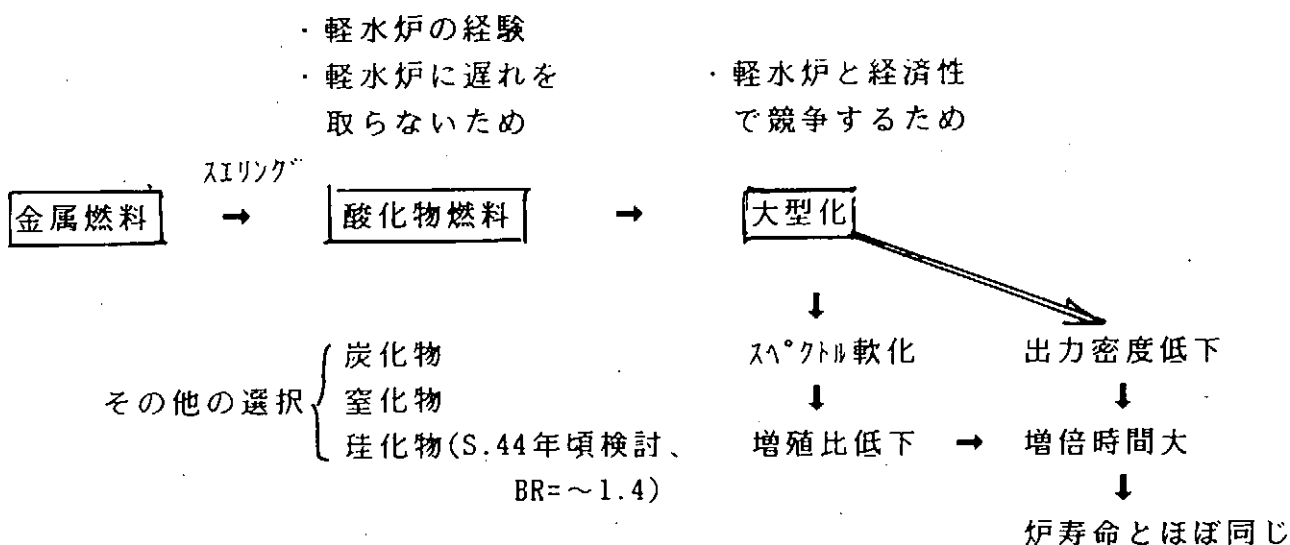
フランス、西ドイツ、日本

自立型：燃料サイクルの閉じた系を目指す

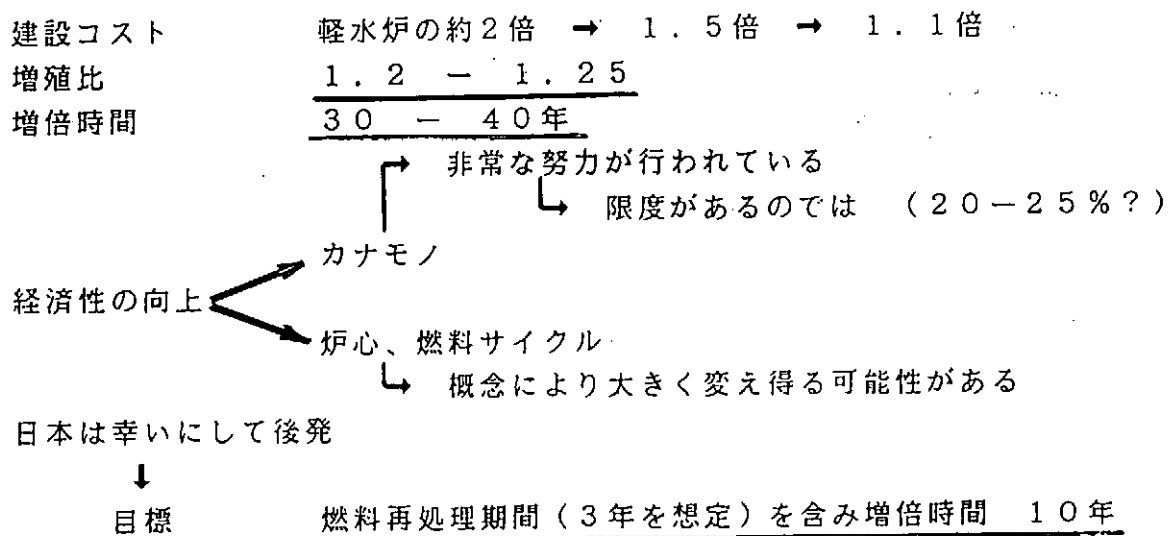


動力炉開発の流れ

高速炉の辿った道

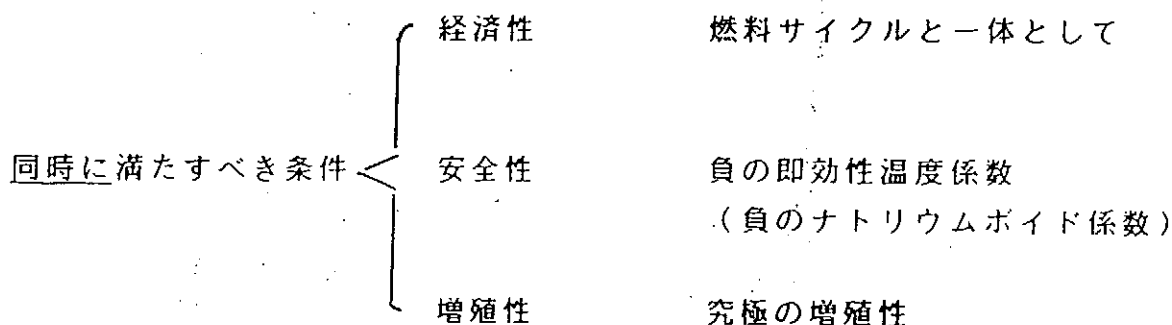


高速炉の現状と設計目標



~20年

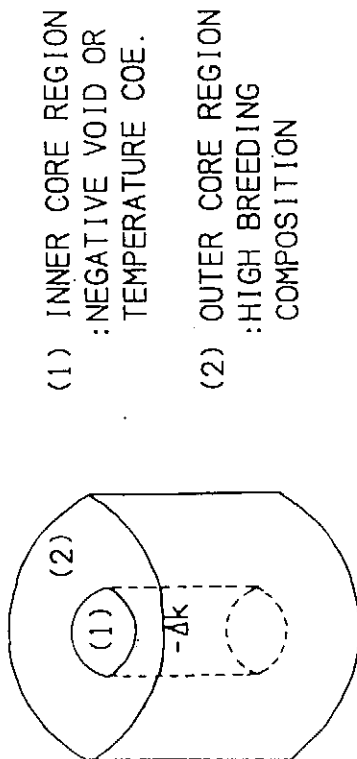
高速炉の満たすべき条件



チューブインシェル型プルトニウム炉心と 稠密ピンバンドル型プルトニウム炉心の比較

	チューブインシェル型	ピンバンドル型
炉心高さ, cm	80	80
炉心半径, cm	13.5	13.5
1 サイクル長さ*, EFPD	450	450
富化度/濃縮度, W%	8.30/11.10	10.20/14.00
Pu-239, -241/U-235 初期装荷量, kg	2333	2153
初期増殖比	1.87	1.66
Pu-239, -241 年間生産量, kg/年	405	328
炉増倍時間*, 年	7.1	8.1
中性子束積分量, $10^{23}n/cm^2$	1.18	1.40
燃焼度, GWD/tHM	38	54
燃焼に伴う反応度変化(第1サイクル), $\% \Delta k/k$	1.90	-0.31
Na ボイド反応度, $\% \Delta k/k$	2.47	3.10
ドブラー効果反応度, $\% \Delta k/k$ (600-1000°C)	-0.12	-0.15
*稼働率 80%		

NEW CONCEPT CORE MODEL WITH HIGH BREEDING



ULOF ACCIDENT

COOLANT FLOW REDUCTION BY PUMP TRIP

COOLANT DENSITY DECREASING IN CENTER REGION

k_{eff} DECREASE

REACTOR SHUT DOWN
BEFORE VOID PROPAGATION IN WHOLE CORE

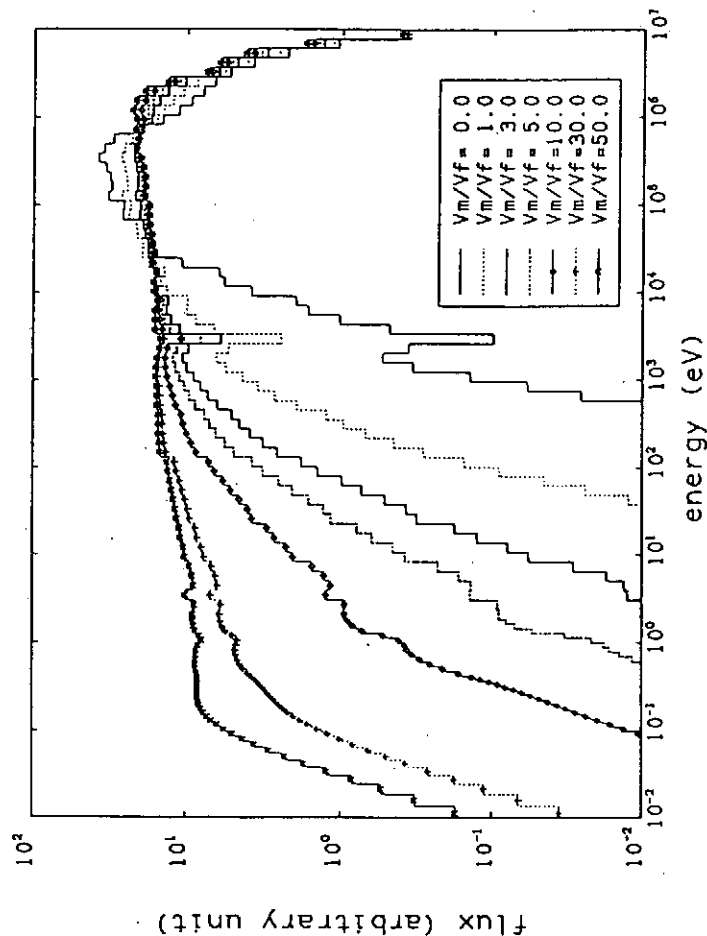
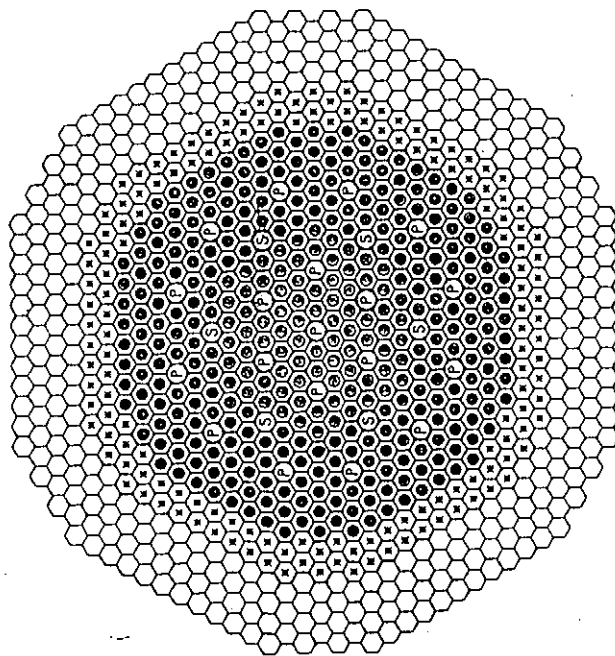


Fig. Comparison of cell average neutron spectrum (DU-Pu-10%Zr fuel)



INNER CORE 1	(30)	RADIAL BLANKET	(150)
INNER CORE 2	(54)	PRIMARY ROD	(19)
OUTER CORE	(270)	SECONDARY ROD	(16)
		RADIAL SHIELD	

Fig. Cross section of two-region core configuration

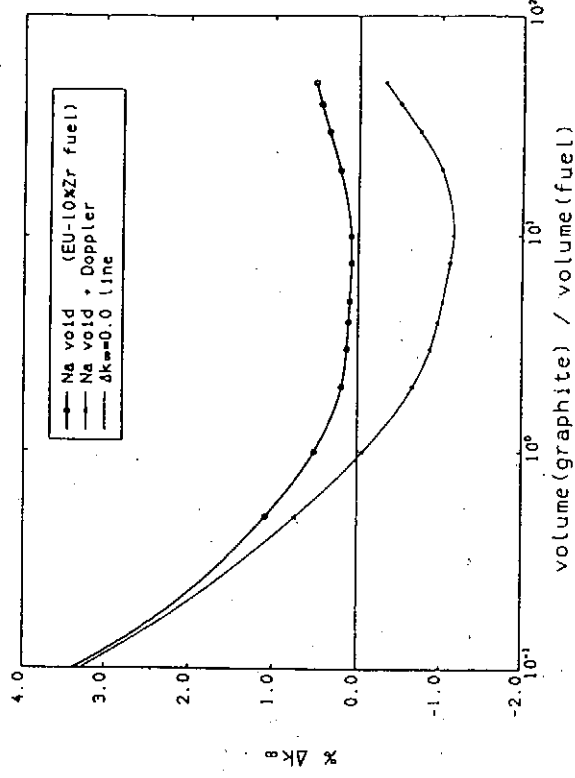


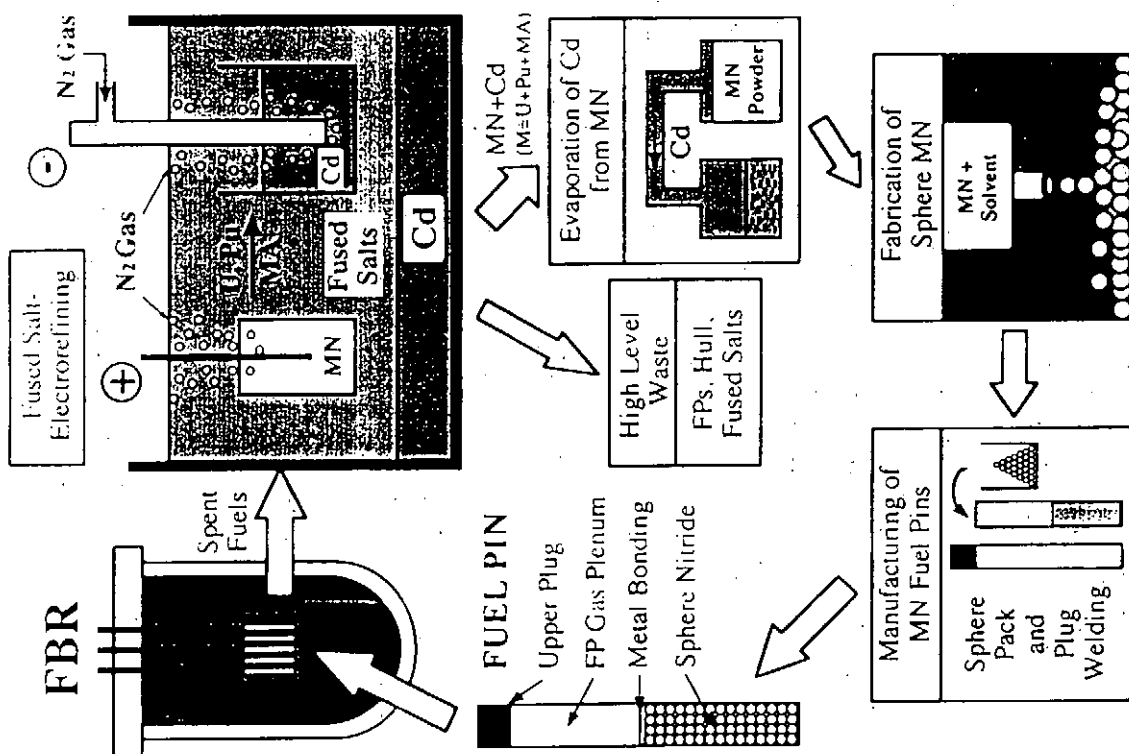
Fig. Dependence of Na void and Doppler reactivities on V_m/V_f

FBRの経済性(対LWR)
 建設費: 目標 1.1 (もんじゅ 3.0, 実証炉 1.5)
 加工費: 3.0
 再処理費: 2.5 (F再7-8倍)
 加工費、再処理費は全コストの20%

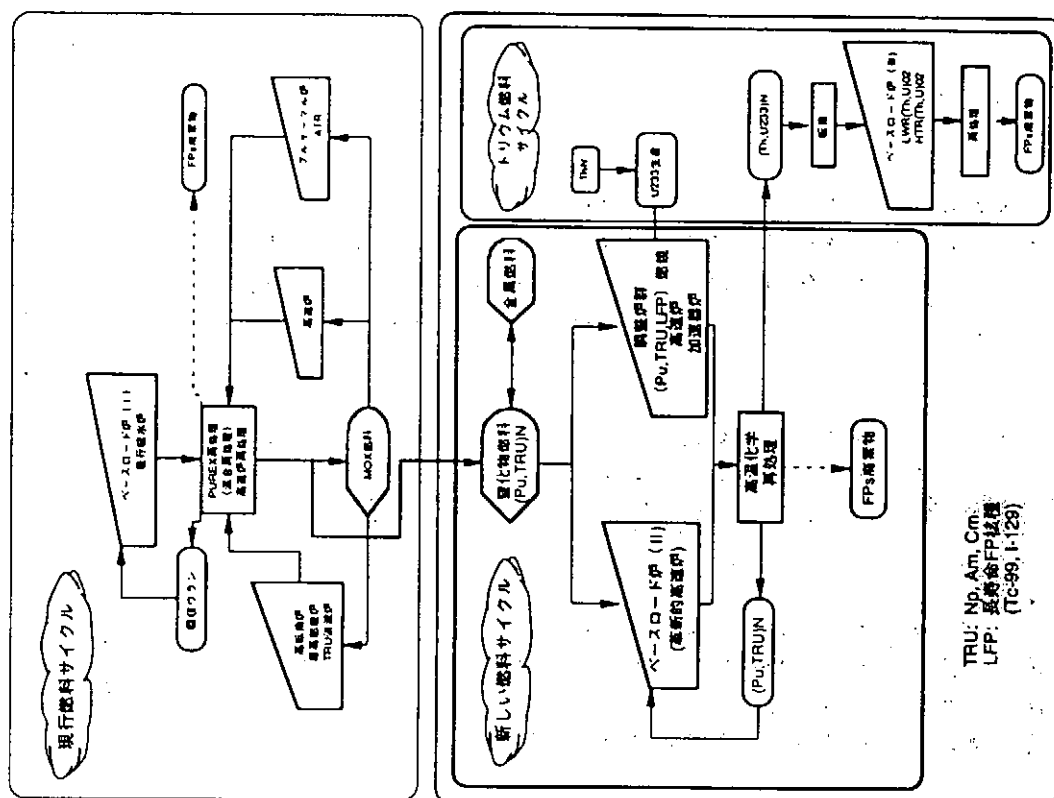
Table Neutronic performance

	Pu(IC)/Pu(OC) core	Th(IC)/Pu(OC) core
Breeding ratio	<u>1.5</u>	1.5
Average burnup (GWd/t) IC1/IC2/OC	81/98/79	105/132/80
Burnup swing (%Δk/k)	<u>0.38</u>	0.56
β_{eff} (%Δk/k)	<u>0.47</u>	0.46
Na-void reactivity in IC (%Δk/k)	<u>0.007</u>	<u>-0.10</u>
Doppler reactivity in IC (%Δk/k)	<u>-0.12</u>	<u>-0.18</u>
Sodium temperature coefficient (Δ/°C)	0.13	0.12
Fuel temperature coefficient (Δ/°C)	<u>-0.16</u>	<u>-0.21</u>
Doppler coefficient (-TdK/dT)	0.0073	0.0090

* IC: inner core, OC: outer core



第1図 新しい燃料サイクル上の将来炉



Fuel Cycle coupled with Nitride Fuel and Pyroprocessing

平岡

- ・ 金属燃料高速炉の検討 IFR 概念の拡張
- ・ 金属燃料、窒化物燃料の乾式再処理の見通し（原研燃工部方式）
- ・ スペクトルの硬い炉の柔軟性 ・ ・ ・ 金属燃料炉、窒化物燃料炉
- ・ プルトニウムサイクルへの要望の変質 ・ ・ ・ 燃料資源、旧ソ連のプルトニウム

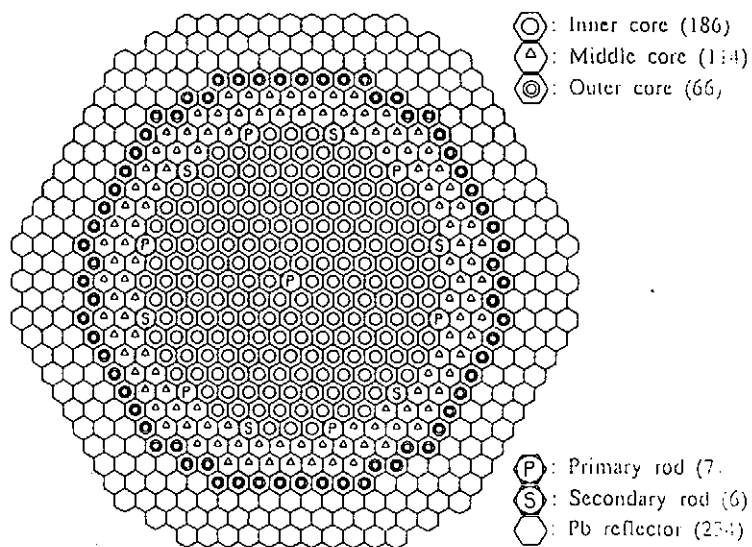
- ・ブルトニウムサイクルの柔軟な対応
- ・サイト外のブルトニウム輸送の排除
- ・余分なブルトニウムの貯蔵の排除

- ・ 現実の発電サイトの敷地規模に納めること $k \text{ m} \times k \text{ m}$
- ・ 現実の発電サイトの発電規模に納めること 約 5 GWe
- ・ 海岸に面していること
- ・ 廃棄物処理をサイト内で考えること

— 58 —

5. HIGH SAFETY LEAD-COOLED FBR FOR BASE-LOAD POWER PLANT

CORE PERFORMANCE	
REACTOR POWER(MWt)	1500
CORE HEIGHT(mm)	1000
DIAMETER	3550
BLANKET	300
PIN DIAMETER	10.2
PITCH/DIAMETER	1.51
FUEL	12w%Pu (U,Pu) ¹³ N
LOADED Pu(ton)	4.0
BURNUP (GWd/t)	92
EFPD	2000
BURNUP SWING (%dk/k)	0.14
FISSILE GAIN	1.26
VOID REACTIVITY (%dk/k)	-1.5
DOPPLER COE.(10 ⁻³ Tdk/dT)	-3.7
Pb DENSITY COE.(%dk/k/c)	3.55×10 ⁻⁴
FUEL TEMP. COE.(%dk/k/c)	-7.88×10 ⁻⁴
Beta-eff (%dk/k)	0.44



Cross section of lead cooled FBR core configuration

核分裂炉と核融合炉の比較

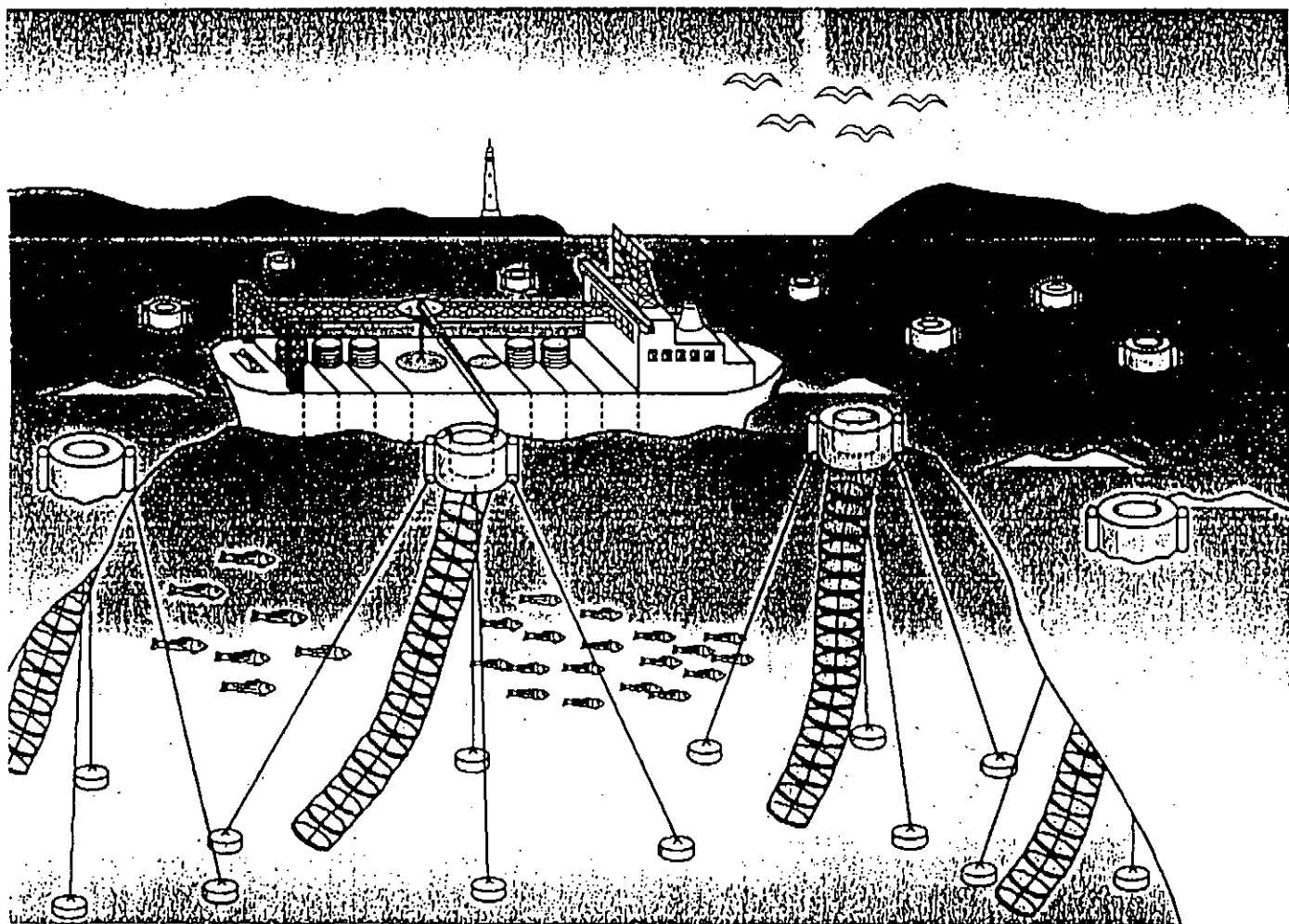
	核分裂炉	核融合炉
原理	核分裂反応	核融合反応
燃料	U-235, U-239 など	D, T など
燃焼の持続	粒子バランスのみで成立	粒子・熱バランスが絡み合う (化学反応に近い)
粒子閉じ込め	物質堆	磁気、光圧
エネルギー・デポジション	飛程: 短い / ベッセル関数的	飛程: 長い / 指数関数的
出力密度	大(～数百kw/l)	小(～数kw/l)
除熱	3次元的	2次元的
最低限熱出力	なし	数百MW t
放射性生成物	多い(核燃料物質、核分裂生成物、誘導放射能)	少ない(トリチウム、誘導放射能)
炉心の安全性	固有の安全性	高い(ただし燃焼制御が必要)
所要周辺技術	濃縮技術、再処理技術 処分技術	T 製造技術、加熱技術 超電導技術
燃料の有限性	数十年～数百年	D-D が出来れば無限
先端技術への波及	材料など	多い
神の恩寵	多い(中性子の介在、 遅発中性子の存在)	少ない

- ・ 高速炉開発は世界的に見て、きわめて重大な時期
- ・ フランス、ソ連それに日本のみ
- ・ 日本の原子力開発についての社会的合意
 - ・ 日本のエネルギー資源の乏しさ
 - ・ その相当部分を高速増殖炉の実現に負っている
- ・ 高速増殖炉の夢を消してはならない
- ・ 経済性と高速炉の原点たる増殖性の両立
- ・ 高速炉は真の高速増殖炉であるべし

海水からのウラン採取

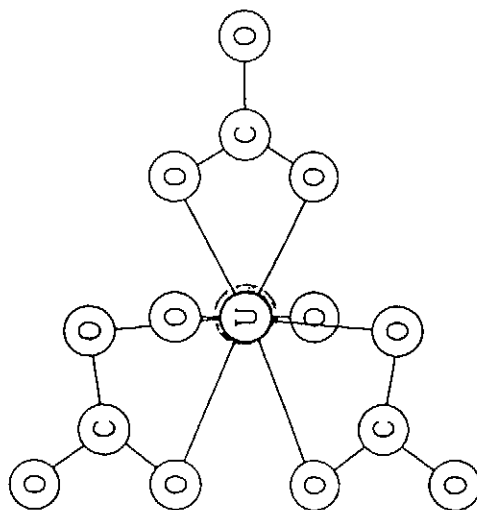
東京大学工学部化学工学科

古崎新太郎



海水中のウラン

溶存形態 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$
 Uの濃度 3.3 mg/m^3
 =Na濃度の3300万分の1
 Uの総量 4.6億トン
 =陸上のウラン資源量の約10³倍



三炭酸ウラニルイオン

Distribution of carbonate species

in percentage $[\text{CO}_3]_T = 2.22 \times 10^{-4} [\text{mol/l}]$

Species	Total U conc. (μg-U/l)			Ogata et al. ^{†1}		Sipos et al. ^{†2}	
	3.3	300	1000				
CO_3^{2-}	9.2	9.1	8.7	8.44	8.08		
NaCO_3^-	18.1	17.8	17.1	16.88	16.26		
MgCO_3^0	48.7	47.9	46.0	64.94	43.31		
CaCO_3^0	24.1	23.7	22.7	9.74	21.38		
UO_2CO_3^0	0.0	0.0	0.0				
$\text{UO}_2(\text{CO}_3)_2^{2-}$	0.0	0.1	0.3				
$\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$	0.0	1.6	5.2				

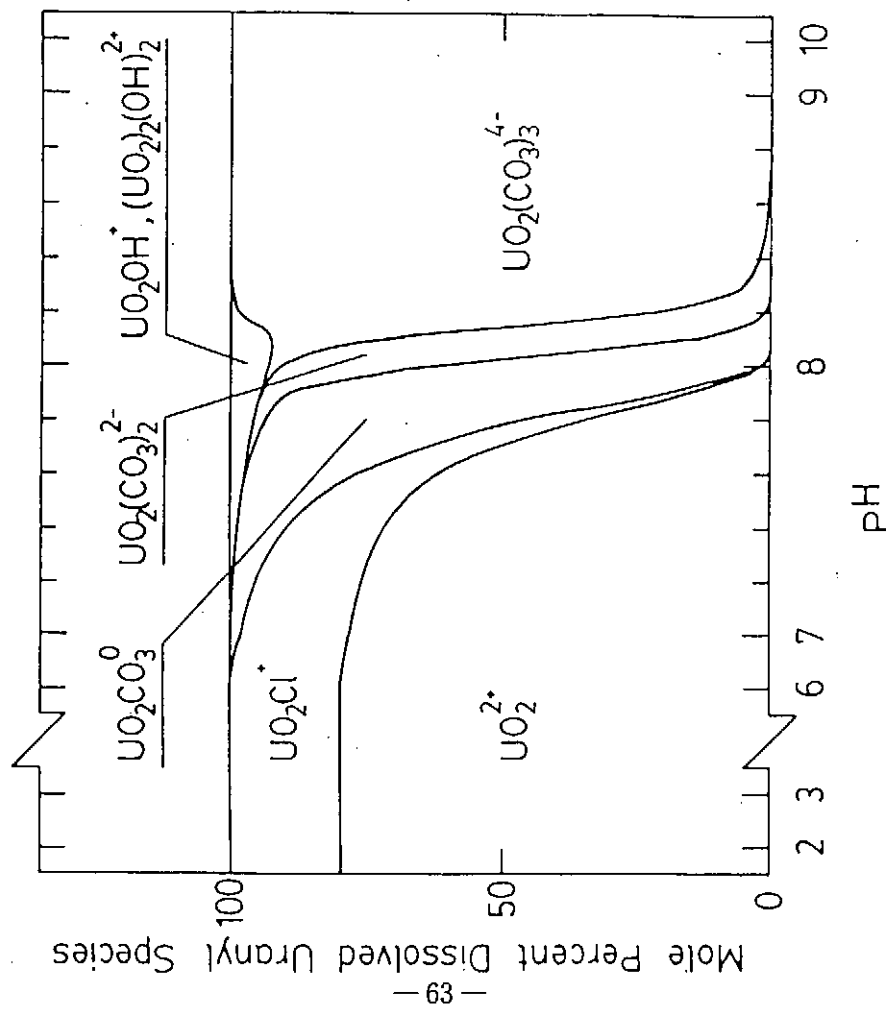
†1: Ogata et al. (1970) $[\text{CO}_3]_T = 3.60 \times 10^{-4} [\text{mol/l}]$

†2: Sipos et al. (1980) $[\text{CO}_3]_T = 1.877 \times 10^{-4} [\text{mol/l}]$

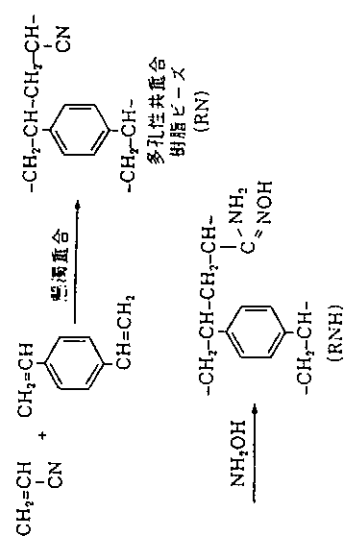
Distribution of uranyl species

in percentage

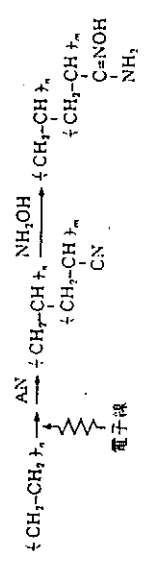
Species	Total U conc. (μg-U/l)			Ogata et al. (1971)	
	3.3	300	1000		
UO_2CO_3^0	0.1	0.1	0.1		
$\text{UO}_2(\text{CO}_3)_2^{2-}$	8.1	9.2	8.5	0.38	
$\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$	91.8	91.7	91.4	97.88	



Estimated chemical forms of uranium in solution

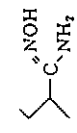


ビーズ状アミドキシム吸着剤の合成法

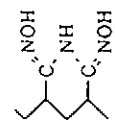


電子線照射 気相グラフト重合 アミドキシム化

中空糸状吸着剤の製法

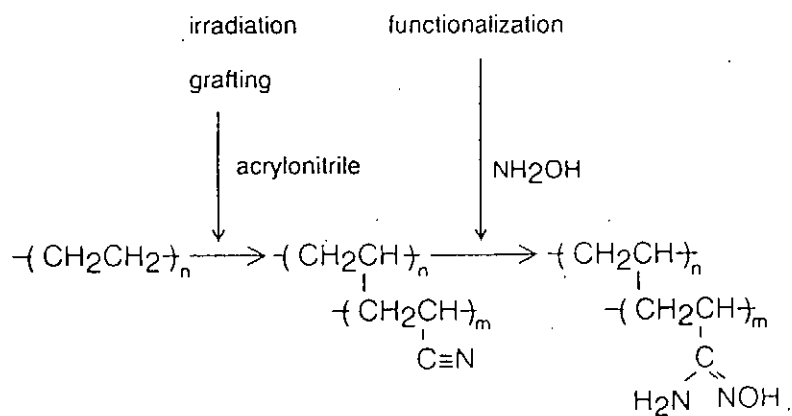


アミドキシム基

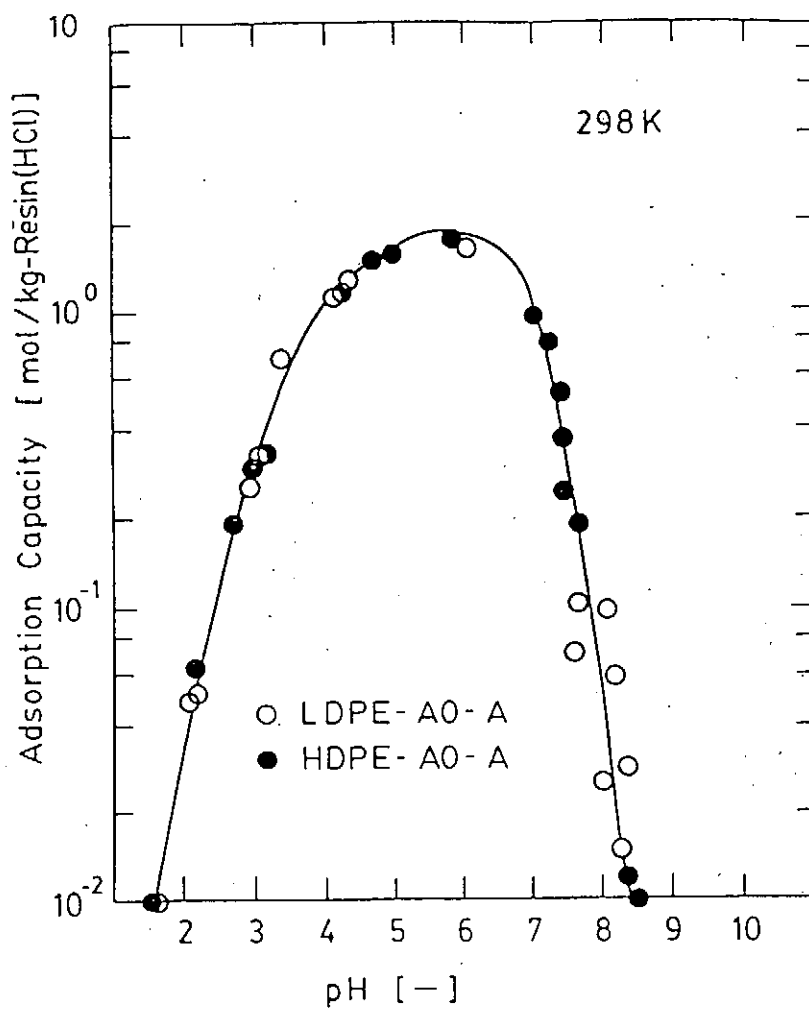


イミドジオキシム基

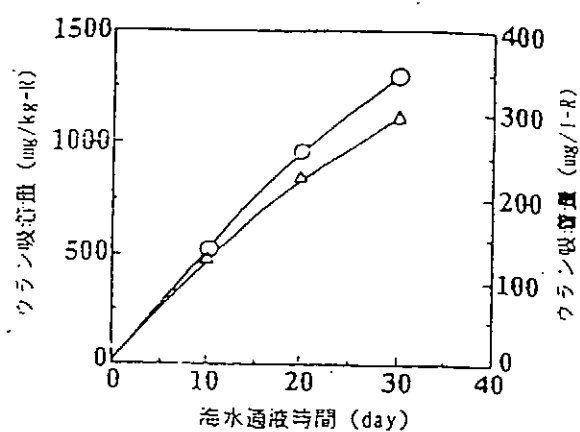
Example :



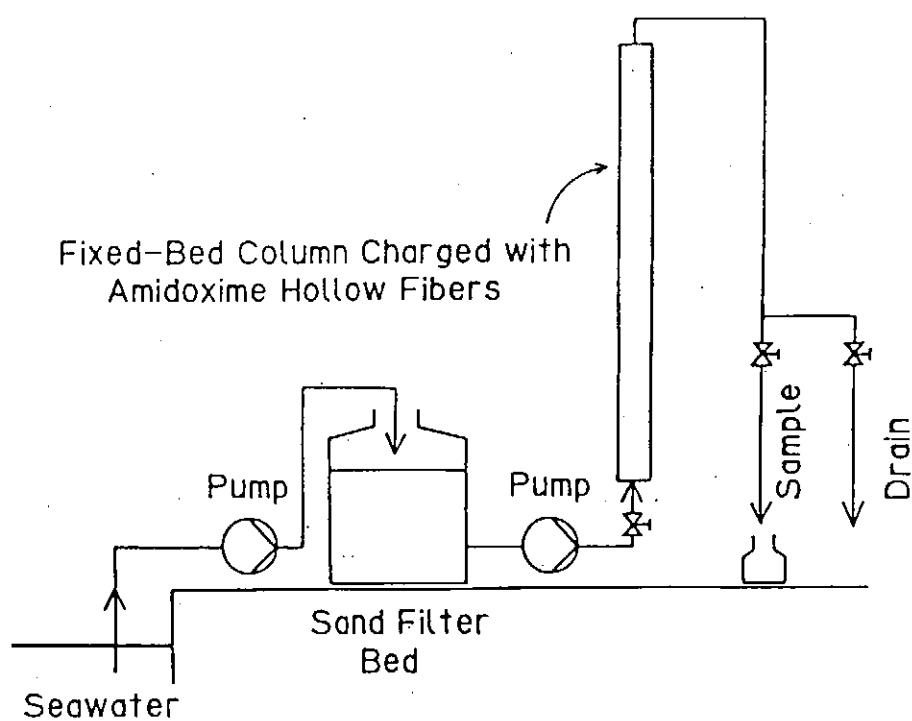
Application : Recovery of uranium from seawater



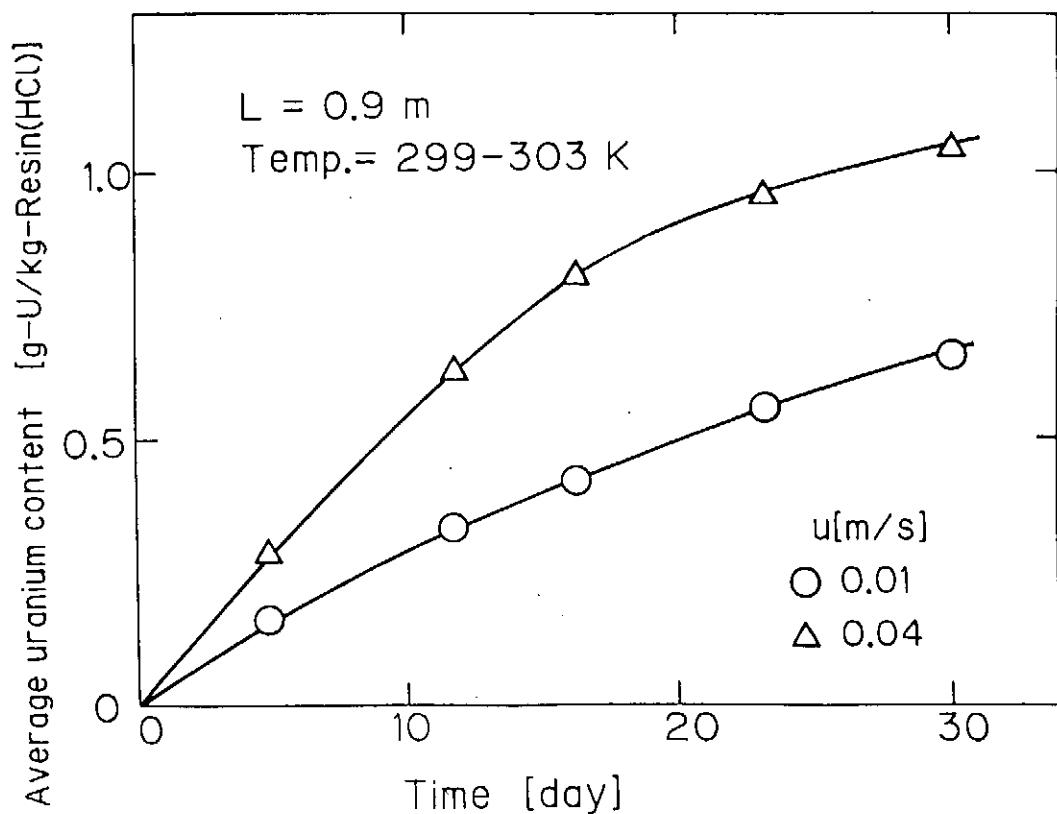
Dependence of pH on adsorption capacity



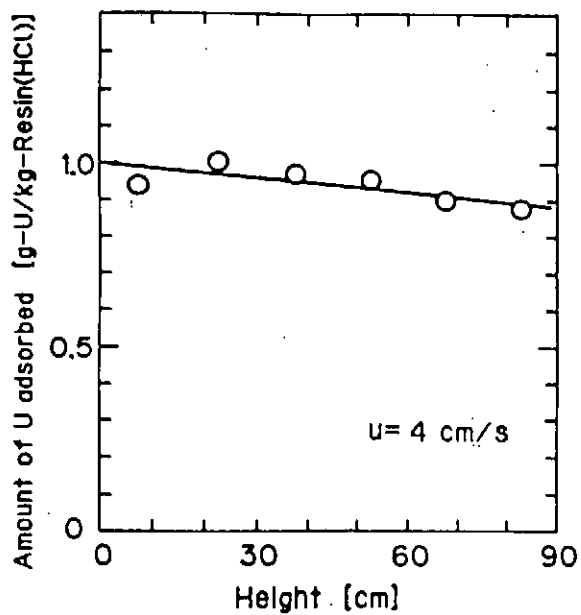
カラム法（上向流）による海水ウラン吸着
 吸着：カラム60mmφ、樹脂RZH 50ml、SV 640 h⁻¹
 溶離：樹脂1ml、0.5mol/l H₂SO₄ 10ml、SV 3h⁻¹



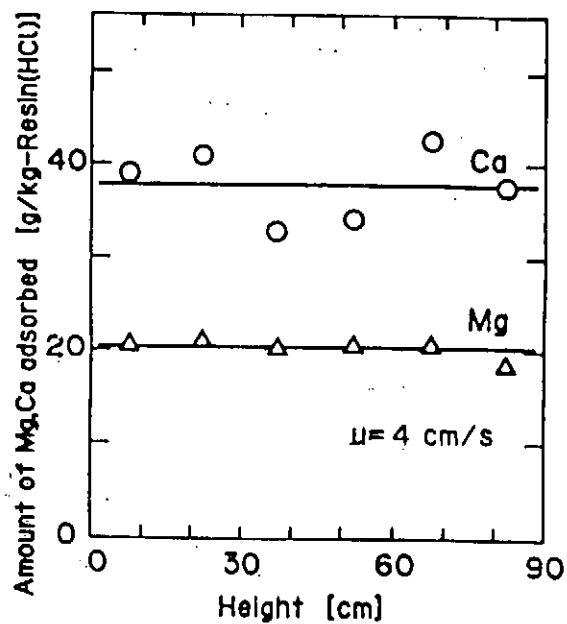
ポンプ利用－A O 中空繊維充填吸着システム



A ○ 中空繊維のウラン吸着量の経時変化



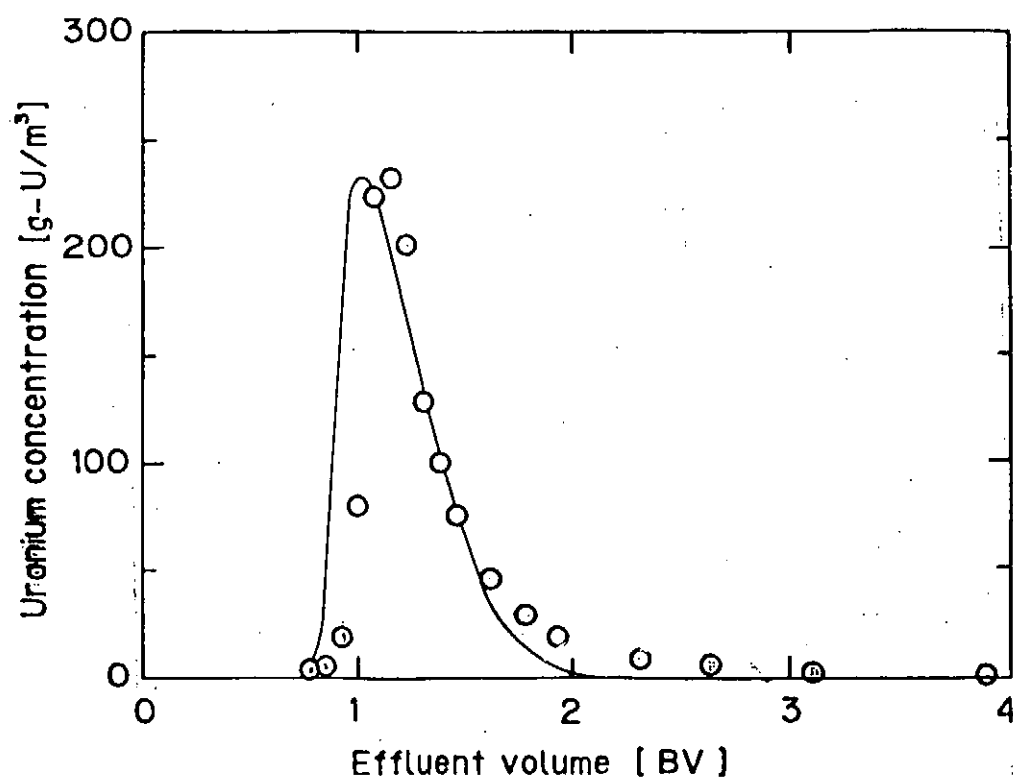
カラム高さ方向のウランの分布



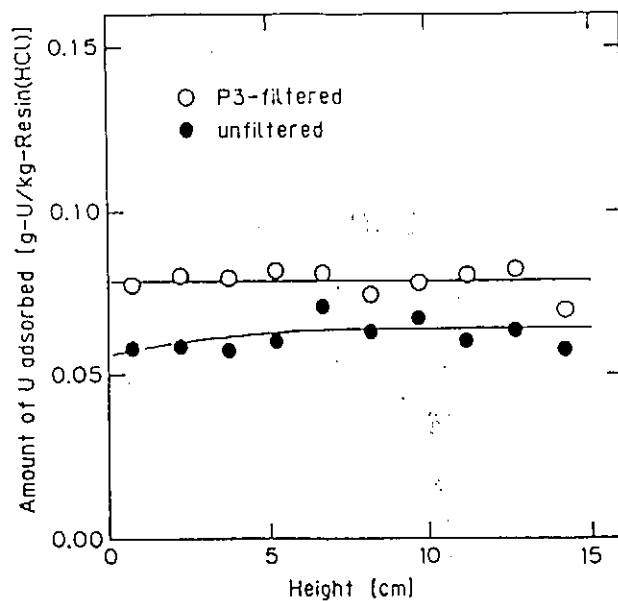
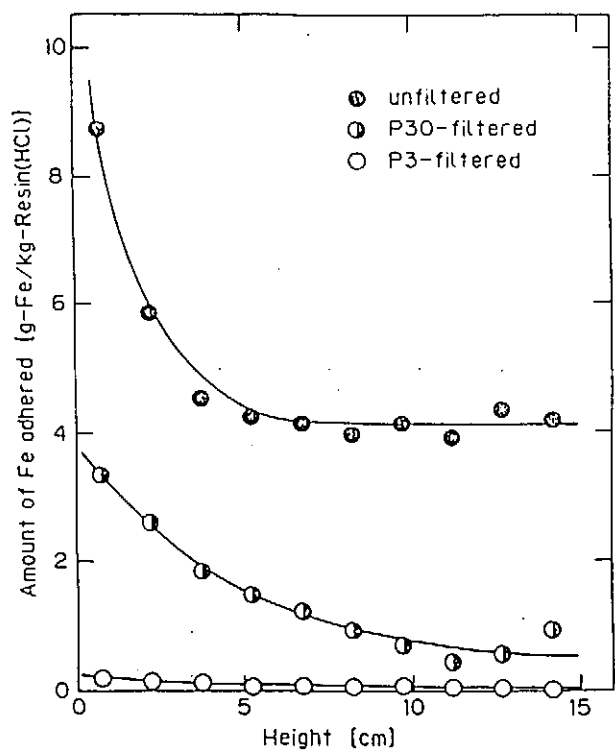
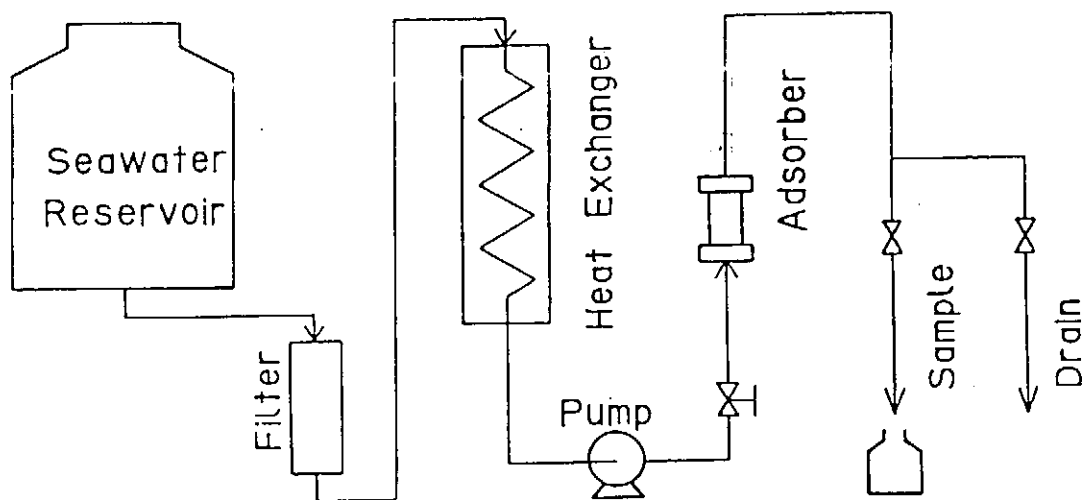
カラム高さ方向のCa, Mgの分布

濃縮係数

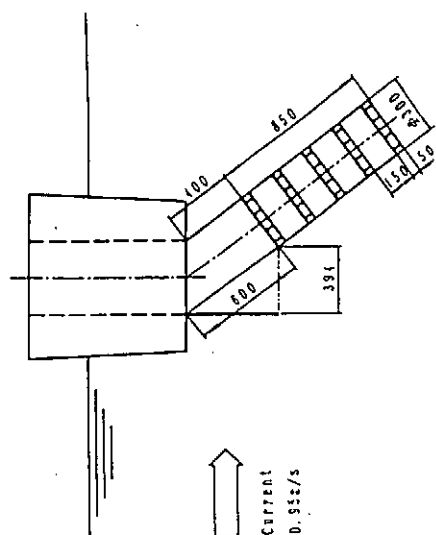
元素	海水中初期濃度 (g/L)	吸着量 (g/kg)	濃縮係数 (L/kg)
U	0.000003	0.66	200000
Mg	1.4	4.6	3.3
Ca	0.40	2.5	6.3



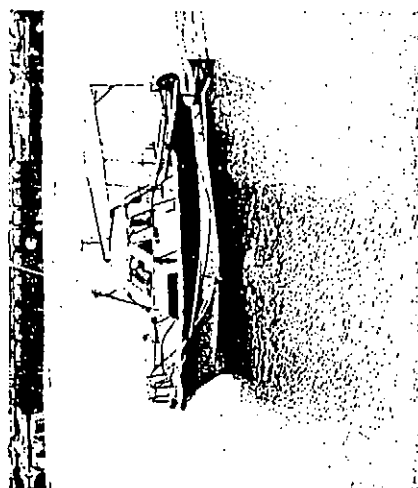
90cmカラムによるウラン溶出曲線



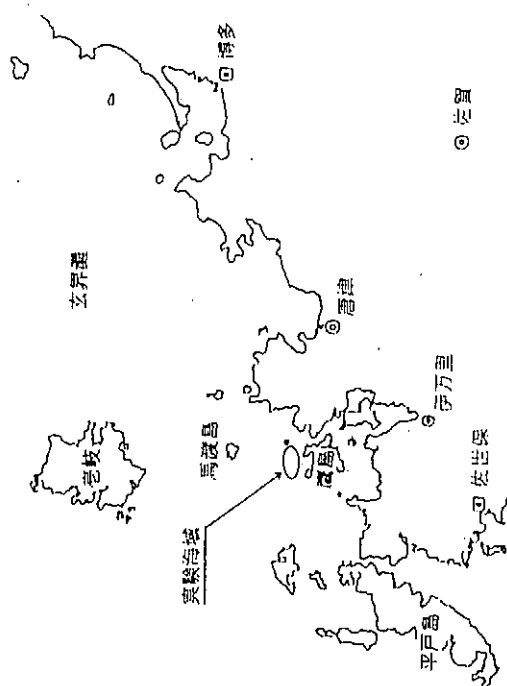
吸着剤への懸濁物付着と海水濾過の関係
(ウラン吸着への影響)



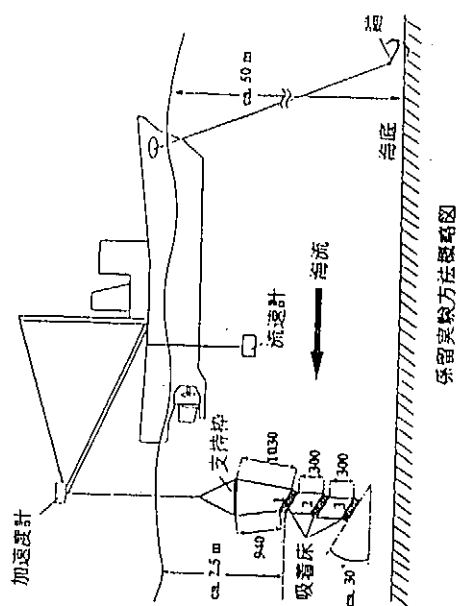
保留式吸着裝置

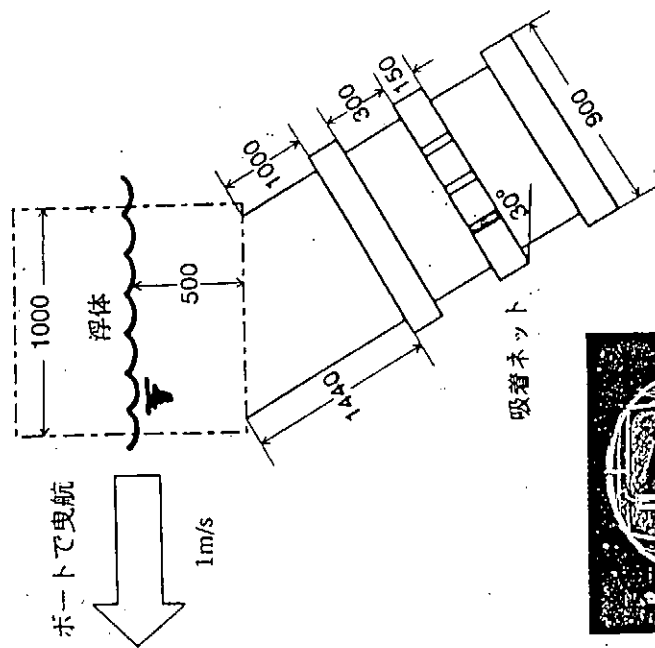


航曳によるポートの装着式留係



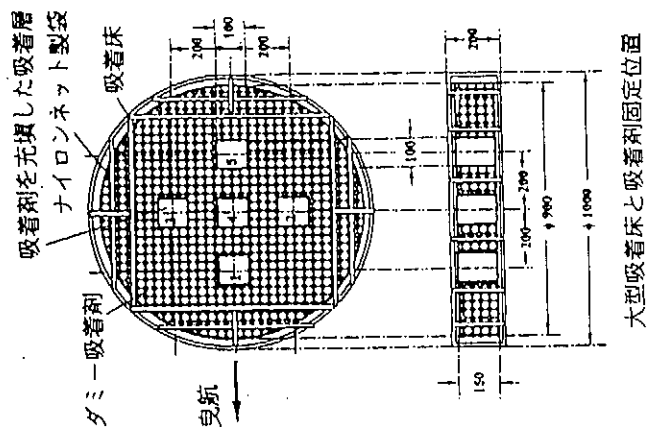
☒ 我欲深佩



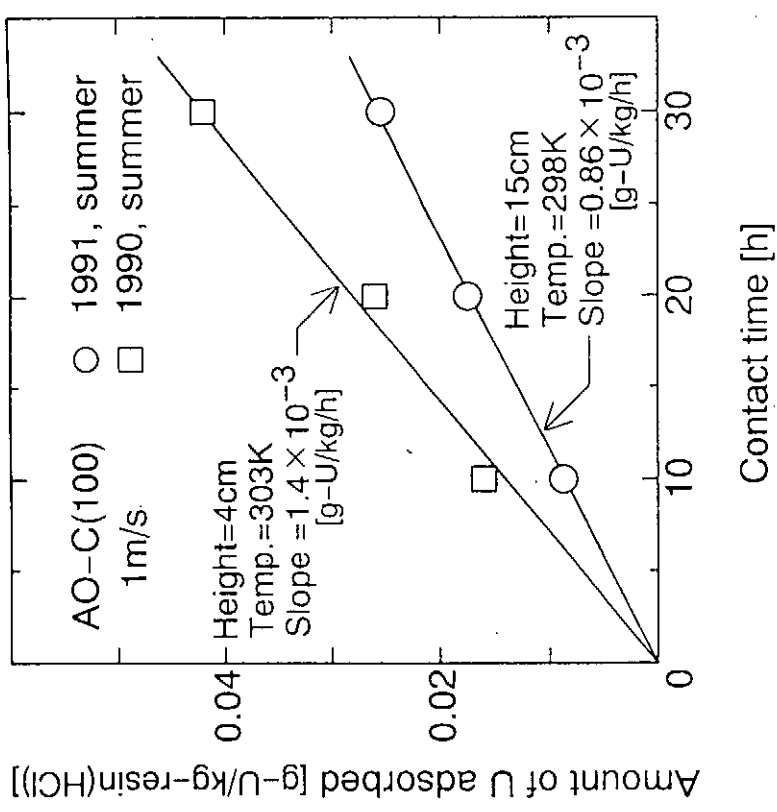
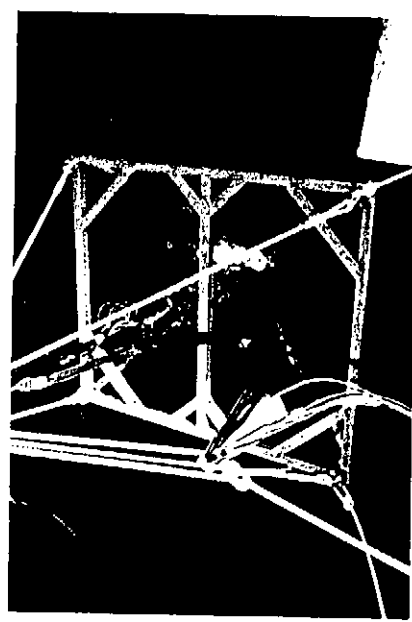
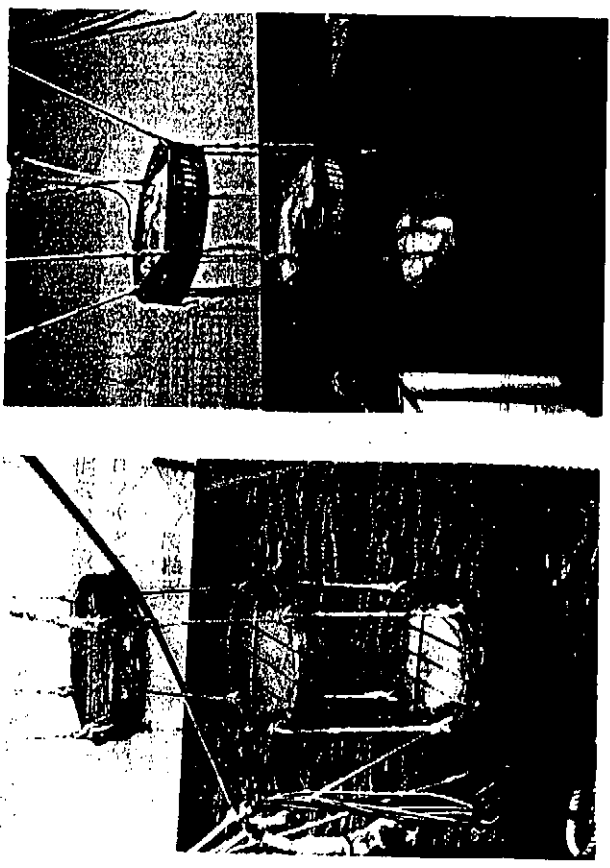


海洋での吸着実験装置の概略

曳航	係留	曳航	係留	曳航
10h×3	457h (19day+1h)	10h	432h (18day)	10h
■	■	■	■	■

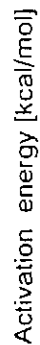


大型吸着床と吸着剤固定位置

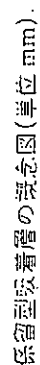


↑ UP SUPERIEURE ↑ OBN

↑ SUPERIEURE ↑ OBN

$$K = K_0 \exp \left(-\frac{\Delta F}{RT} \right)$$


pumping(membrane)	16
pumping(packaging)	21
towing	19



各システムにおけるウラン採取プロセスシステムの違い

システム	四角型	屏風型	浮体型	屏風 (中) 型
装置1個の充填量[m]	1093 (dry)	550 (dry)	36.9 (dry)	1309 (dry)
装置1個の充填体積[m ³]	6389	1447	251	2290
充填密度[kg/m ³]	171 (dry)	380 (dry)	147 (dry)	571 (dry)
平均吸着量[g]	1.50×10^{-3} (42日相当)	6.19×10^{-4} (90日)	2.51×10^{-4} (50日)	6.59×10^{-4} (90日)
ウラン吸着量[t]	0.581	0.340	0.0927	0.863
サイクル数	8相当 (1150=42日)	4 (1150=90日)	6 (1150=50日)	4 (1150=90日)
装置1個当たりの年間ウラン吸着量[t]	4.65	1.36	0.556	3.45
装置長さ[m]	100	150	10 (最大直径)	150
幅[m]	17.6	15	10 (最大直径)	15
高さ[m]	50	23	106	23
装置1個における体積[m ³]	88000	51750	1728	51750
年産200tにおける必要個数	43	148	359	58
装置の総長さ[m]	4300	22200	3590	8700
占有体積[m ³]	3.78×10^6	7.66×10^6	6.20×10^6	3.00×10^6
占有面積[m ²]	7.57×10^4	3.33×10^5	2.82×10^4	1.31×10^5
総吸着剤充填重量[t]	4.70×10^4 (dry)	8.14×10^4 (dry)	1.33×10^4 (dry)	7.59×10^4 (dry)
総吸着剤充填体積[m ³]	2.75×10^5	2.14×10^5	9.01×10^4	1.33×10^5
ウラン採取コスト[円/kg]	61900	210000	59000	174000
ウラン採取コスト[円/kg]	61900	210000	59000	174000

A) 粒子密度をパラメータとしているので実際の粒子密度 $171[\text{kg/m}^3]$ とは違う値で計算している。よって粒子密度 $171[\text{kg/m}^3]$ に換算した値である。 B) 吸着層の厚さ $0.2[\text{m}]$ とした。 C) 吸着層の厚さ $0.3[\text{m}]$ とした。 D) 実際の粒子密度を基に計算したもの。 E) 粒子密度がパラメータなので吸着量は体積基準で計算している。この値は実際の粒子密度 $171[\text{kg/m}^3]$ の時の重量基準に換算したもの。 F) 吸着剤全量交換を 8.2 年(2970日)とし、それを基に平均吸着量を算出した。 G) ウラン回収率 $40[\%]$ で計算した。 H) 吸着剤全量交換を 11.2 年(4050日)とし、それを基に平均吸着量を算出した。 I) 年間稼働日数は330日 J) 年間稼働日数は360日 K) 年間稼働日数は300日 L) 金利 $(7.0[\%/\text{Year}])$ で計算した。 M) 年間償却費を15年で計算を統一した。

1000 MW 発電所の原料ウラン

200 ton/y とするときの海面の所要面積

吸着サイクル 60日 とすると、

吸着層 (直径4 m, 厚さ15 cm) 37,440個

浮体 (200 ton) 374個

作業船 (200 ton) 3隻

占有海面積 (500 m間隔で浮体を設置)

10 km x 10 km

間隔をつめて (tension係留) 200 mとすると

4 km x 4 km

1000 MW 発電所に対する収支

発電効率 ($U_{235} \rightarrow$ 電力) 26%

1 kg の天然ウラン (U_{235} 0.72%) $\rightarrow$ 4.25×10^4 kWh

$\therefore$ 上記発電所に対し 天然ウランは

$$\frac{10^6}{4.25 \times 10^4} = 23.5 \text{ kg/h 必要}$$

ウランの吸着・精製収率を η とすると

$$\text{所要海水量 } Q = \frac{23.5}{3.3 \times 10^{-6} \eta} = \frac{7.1 \times 10^6}{\eta} \text{ m}^3 \text{ h}^{-1}$$

$$\eta = 0.7 \text{ のとき } Q = 10^7 \text{ m}^3 \text{ h}^{-1}$$

海水ウランを4万円/kg すると電力費へのはね返し

$$\frac{4 \times 10^4}{4.25 \times 10^4} = 0.94 \text{ kWh}$$

B-05「海水ウランの効率的吸着採取プロセスの開発」

研究組織

	氏 名	所 属	課 題
計画	代表 古崎新太郎	東京大工学部 教授	総括、中空繊維充填装置ポンプ 利用システムの開発
	信川 寿	広島大工学部 助教授	係留式海流利用システム の開発
	緒岡成治	九州大工学部 教授	繊維状吸着剤の係留式採取法 への適用
	江川博明	熊本大工学部 教授	球状吸着剤の係留式採取法 への適用
	茅原一之	明治大理工学部 助教授	採取システムの設計と評価
	伊藤義郎	長岡技科大 機械系 助教授	循環流動層式吸着装置による 海流利用海水ウラン採取シス テム

第三段階基本計画策定までの経緯（まえがき）

移行に必要な条件の達成：

昭和50年7月，原子力委員会が策定した「第二段階核融合研究開発基本計画」の下で約17年間にわたる研究開発の結果，JT-60により原子力委員会が定めた目標に到達するなど，第二段階計画の主要な目標がほぼ達成され，新たな段階に移行するに十分な科学的・技術的基盤をほぼ確立したと判断。

東京大学工学部 井上 信幸

国際協力・貢献への主体的取り組み：

日本，米国，EC，ソ連（当時）による国際核融合実験炉-ITERの概念設計活動が1990年末に成功裡に終了。工学設計活動を開始。

研究開発計画の最適化の必要性：

実用化へ近づくにつれ，研究開発規模が拡大。これに伴う開発リスク，必要の人材，あるいは資金規模の増大を最小限にとどめつつ，効果的，効率的に研究開発を推進。十分な科学的・技術的見通しに基づく明確な目標の設定。

第三段階核融合研究開発基本計画

（平成4年6月 原子力委員会 核融合会議策定）

NIFSシンポジウム

「核融合炉開発研究のアセスメント」

平成5年11月29日，30日

文部省核融合科学研究所

2. 核融合のエネルギー源としての特徴及び実現性

*安全性：原理上固有安全性を有する。トリチウム、中性子による放射化物に安全対策を要する。

*環境保全性：地球温暖化、酸性雨を排出しない。

*燃料・材料の資源量及び供給安定性：燃料は無尽蔵。ニオブ、ヘリウム、ベリリウムなどの希少資源を使用するが、必要量は確保できる見通し。

*経済性：ベースロード電力源として用いるのが有利。

核融合炉コスト低減の方策

設計合理化

習熟効果と技術進歩等による建設費の低減

ブランケット技術の進歩等による原・燃料費低減

エネルギー増倍率向上、プラント効率向上

3. 先端技術、極限技術の創出と他分野への波及効果
超伝導磁石技術、高真空技術、耐熱・耐放射線材料技術、高出力粒子ビーム技術、高出力電磁波技術、大電力制御技術、高出力電子ビーム熔接技術等

4. 新しい学問分野の開拓と人材養成等

非線形物理学、複合極限環境下での材料・構造工学

第II章 核融合研究開発の現状

*第二段階計画の中核装置として原研にJT-60が建設され、TFTR（米）、JET（EC）とともに所定の成果をあげた。

*大型ヘリカル装置の建設が始まった。

1. 炉心プラズマ技術の研究開発

1.1 トカマク型装置による炉心プラズマ技術研究開発
(1)プラズマ閉じ込め、(2)ダイバーターによる不純物制御、(3)電流駆動、(4)運転領域及びディスプレイ制御

1.2 トカマク型以外の装置による炉心プラズマ技術の研究開発

(1)ヘリカル型装置、(2)逆磁場ピンチ装置、(3)ミラー型装置、

(4)コンパクト・トラス型装置、(5)慣性閉じ込め装置

1.3 プラズマ制御・計測

1.4 理論研究

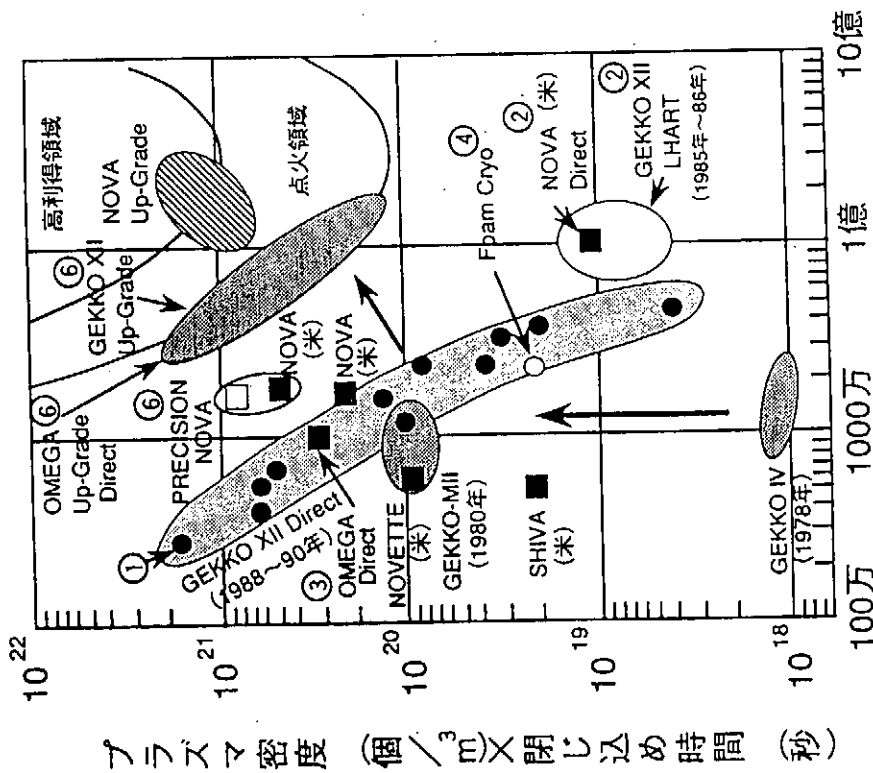
計算機シミュレーションを含む

2. 炉工学技術の研究開発

(1)装置システム解析、(2)超伝導コイル、(3)プラズマ加熱、
(4)プラズマ対向機器、(5)燃料循環、(6)ブランケット及び同構成材料、(7)構造材料等、(8)慣性閉じ込めドライバ-

3. 安全性及び経済性の評価

4. トカマク型核融合実験炉等の設計研究
ITER, FER, 定常動力炉



第III章 核融合研究開発の基本的進め方

段階的アプローチを採る

実験炉段階：自己点火条件の達成及び長時間燃焼の実

現並びに原形炉の開発に必要な炉工学技

術の基礎の形成

原型炉段階：定常炉心プラズマの実現及びプラント規

模での発電の技術的実証

実証炉段階：発電プラントとしての経済性の実証

開発ステップ

(1) 目標とするプラズマ性能が前段階の知見から実現可能と判断されること。さらに、予想される炉工学技術の進歩により、所要装置の製作が可能と見込まれること。

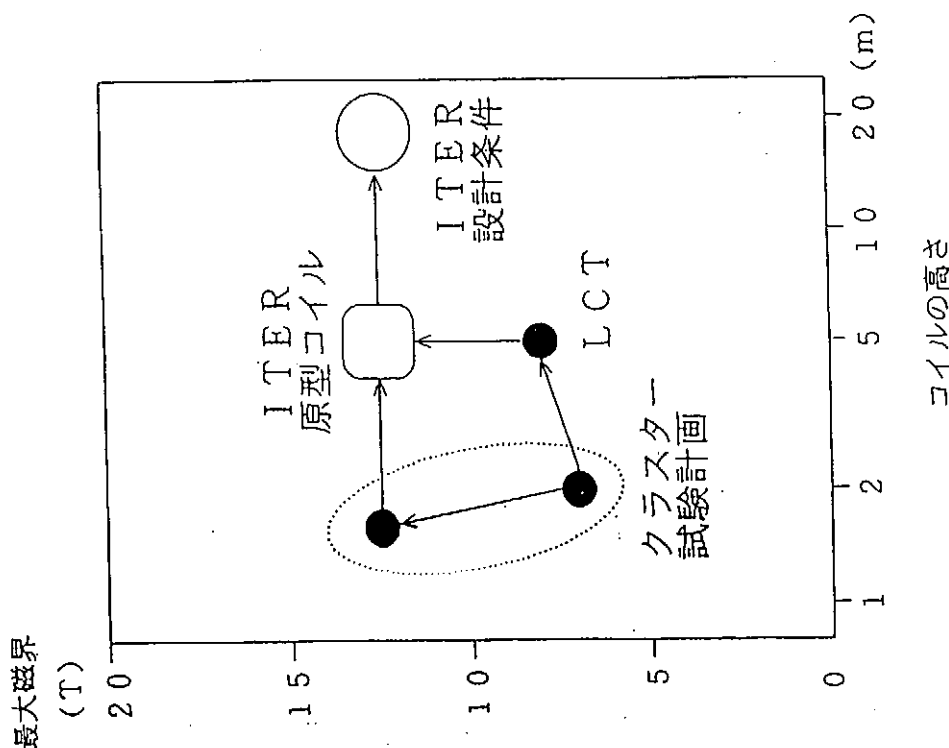
(2) 予想される各段階の研究開発成果が、炉心プラズマ技術及び炉工学技術の諸課題に関し、更にその次の段階の研究開発への適切な基盤を与えるものであること。

(3) 全体として最小限のコストで実現できるものであること。

(4) 全体として最短期間で実現できるものであること。

(5) 全体として最小限の開発リスクで実現できるものであること。

(6) 各段階における炉心プラズマ技術、炉工学技術の各要素技術開発がバランスの取れたものであること。



第II-4図：超電導トロイダル磁場コイル開発の進展（白抜き印は目標を示す）

段階的アプローチの採用に当たり配慮すべき事項

- * 各段階の節目において、総合的な視野に立ったチェック・アンド・レビューを行なう。

各種閉じ込め方式の位置づけ

- * 次段階の中核装置である実験炉はトカマク方式を採用する。

* 原形炉段階における研究開発については、トカマク型を基調とした検討を進めることが必要。その他の磁場閉じ込め方式に関しても並行して研究開発を進める。所要の時点において各方式の比較を行ない、最終的な原型炉の閉じ込め方式を選定。

- * 実証炉以降の閉じ込め方式の選択については現状では不確定性が大きいので今後の議論に委ねる。

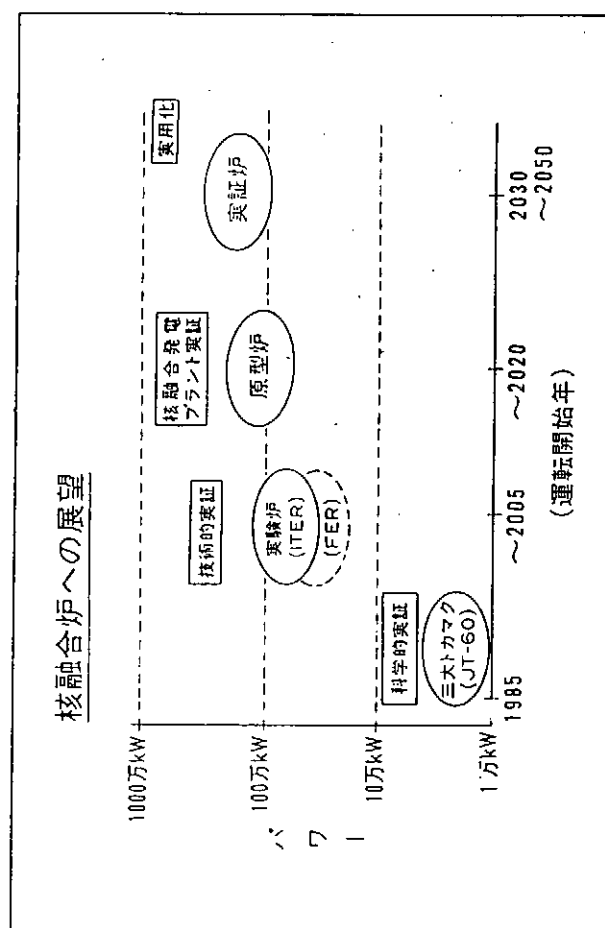
- * 慣性閉じ込め方式も研究を進める。

研究開発スケジュール

- * 実験炉は2005年頃運転開始を見込む。
- * 実証炉は2020年代の運転開始を見込む。
- * 実用化は21世紀中頃と予測。

研究開発体制と国際協力

- * 原子力委員会を中心として産・官・学の緊密な連携を図りつつ、全体としてバランスの取れた研究開発体制を構築。
- * 国際協力を積極的に推進。



臨界プラズマ
試験装置

JFT-2

$R=0.9\text{m}$
 $I_p=0.16\text{MA}$
 1m^3

JT-60U

$R=3.4\text{m}$
 $I_p=6\text{MA}$
5000ton
 100m^3

核融合実験炉

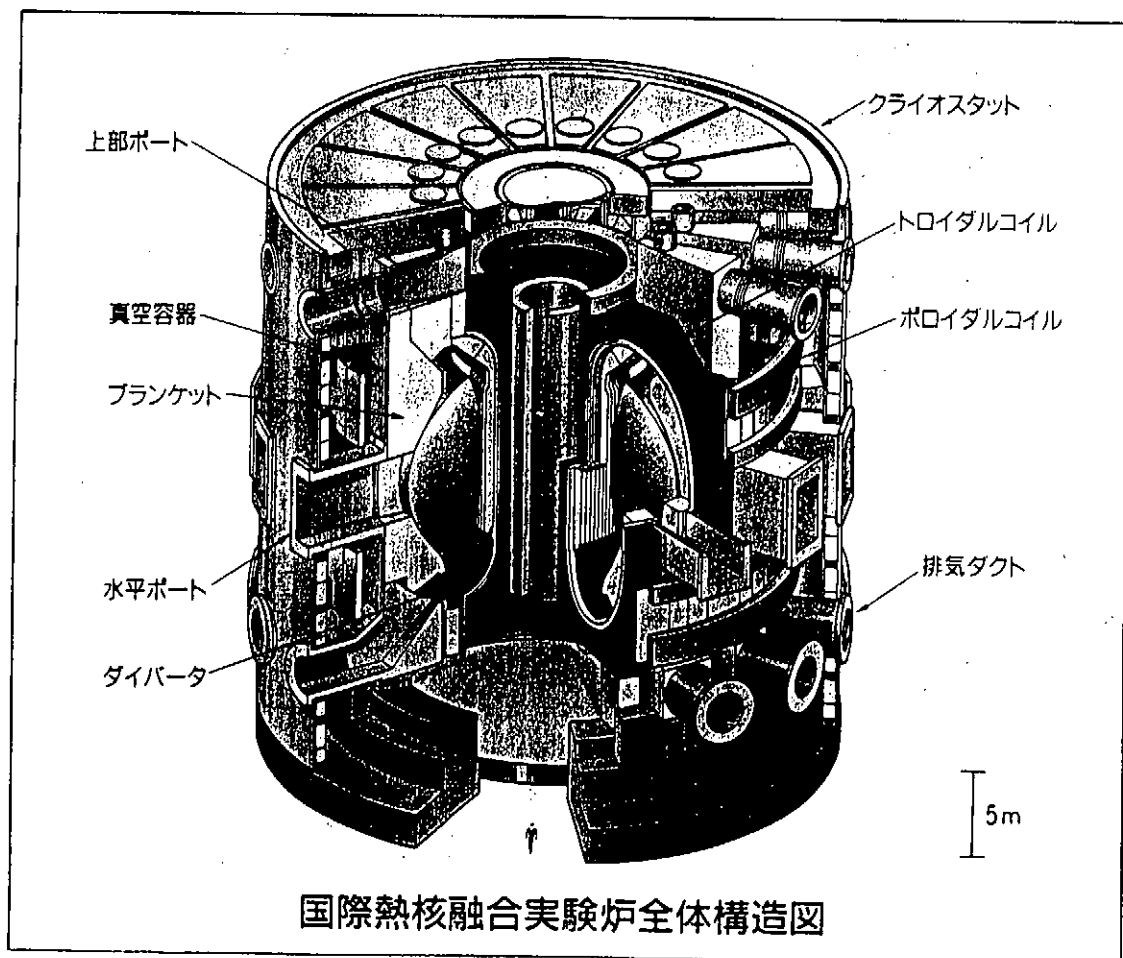
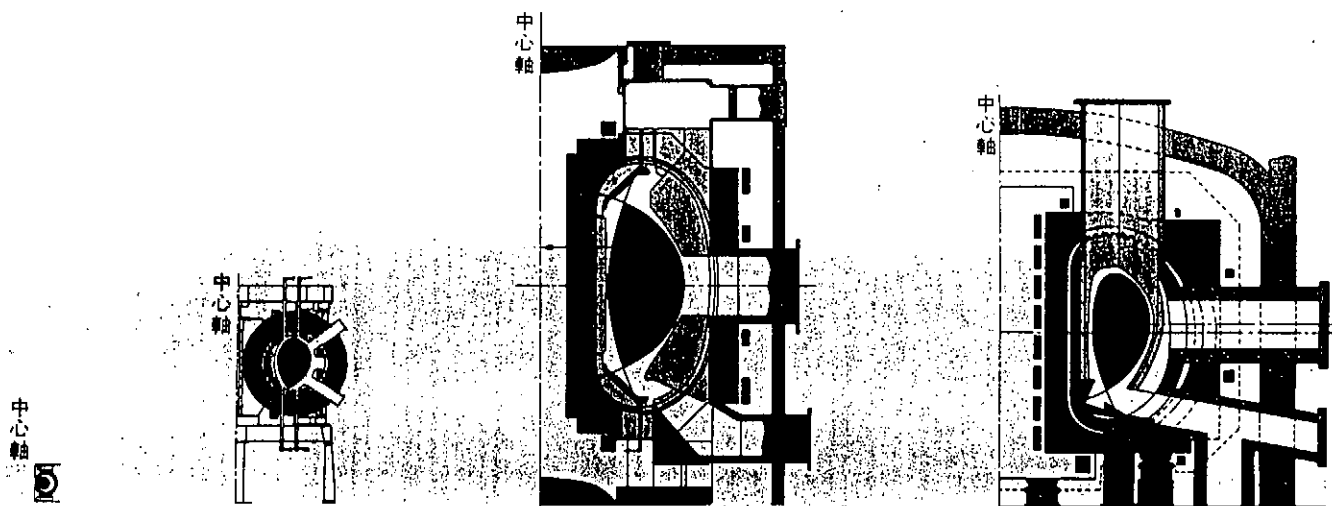
ITER

$R=6.0\text{m}$
 $I_p=22\sim 25\text{MA}$
24000ton
 1000m^3

核融合動力炉

SSTR

$R=7.0\text{m}$
 $I_p=12\text{MA}$
 760m^3

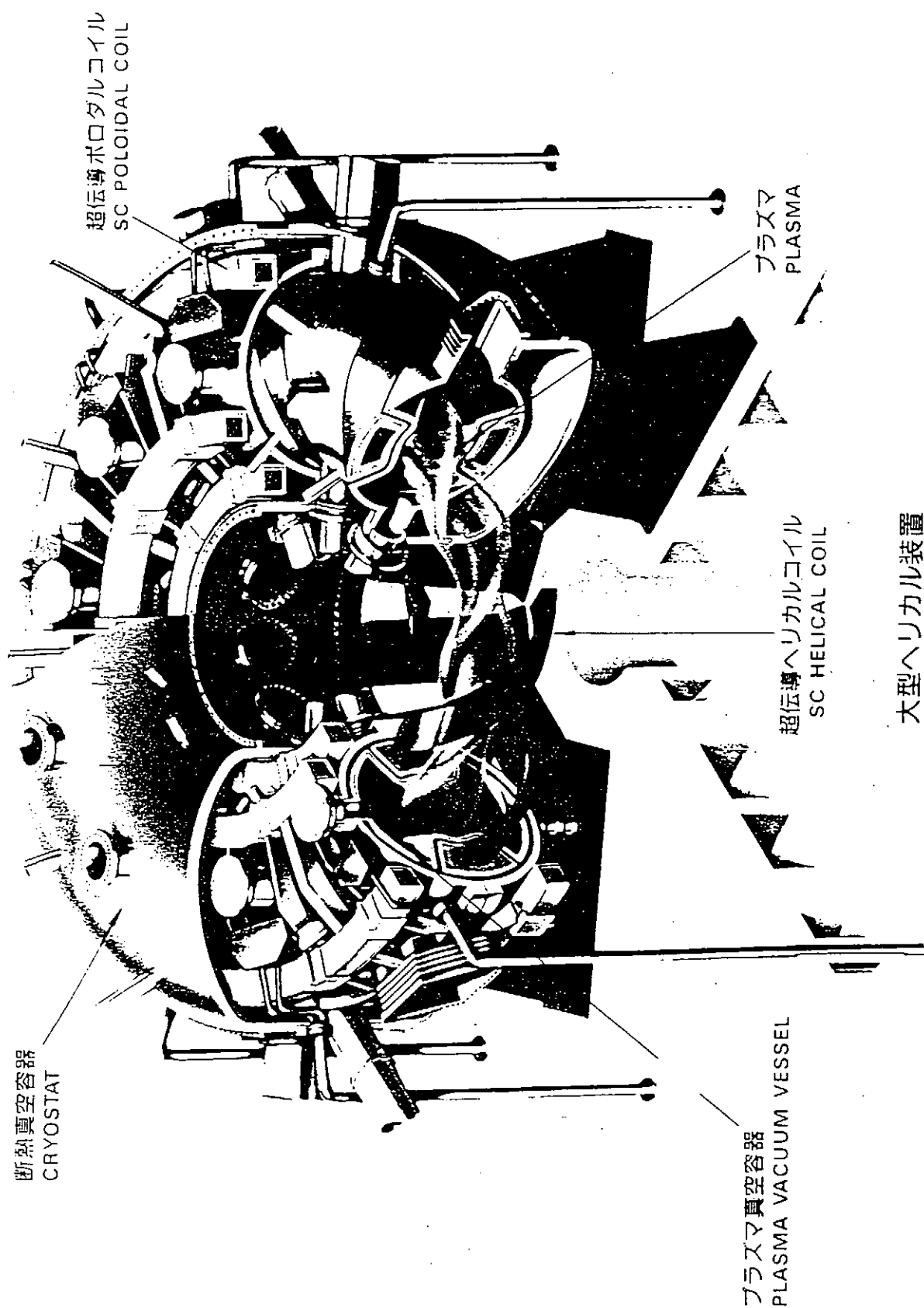


第IV章 第三段階核融合研究開発

- * 実験炉：トカマク型装置による自己点火条件及び長時間燃焼の実現を目指した研究開発を実施。
- * トカマク型以外の装置：トカマク型装置による研究開発への貢献を期待。トカマク型を上回る閉じ込めを実現する可能性を有することを考慮。
- * 炉工学：実験炉の開発に必要な主要構成機器の大型化・高性能化を図るとともに、原型炉の開発に必要な技術の基盤の形成を図る。
- * 安全研究：環境放射能安全研究，工学的安全研究，安全評価研究を実施。
- * 核融合炉システム設計研究：核融合動力炉を含む炉システムの具体的構想を策定。設計研究を進める。
- * 役割分担：実験炉に係わる開発，試験，研究は日本原子力研究所が担当。実験炉以外の開発研究は大学，国立研究機関及び日本原子力研究所が相互連携・協力により推進。産業界の貢献が重要であり，積極的参加が得られるよう配慮。

基本計画でのLHDの位置づけ

飯吉厚夫（核融合科学研究所）



大型ヘリカル装置
LARGE HELICAL DEVICE

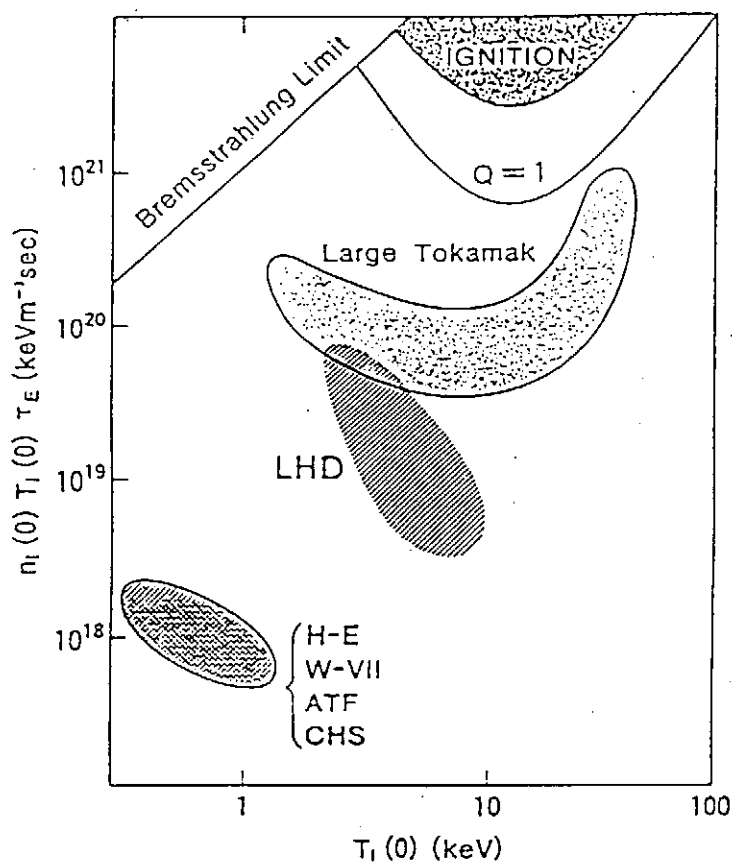


図2.1-1
LHD目標
パラメータ領域

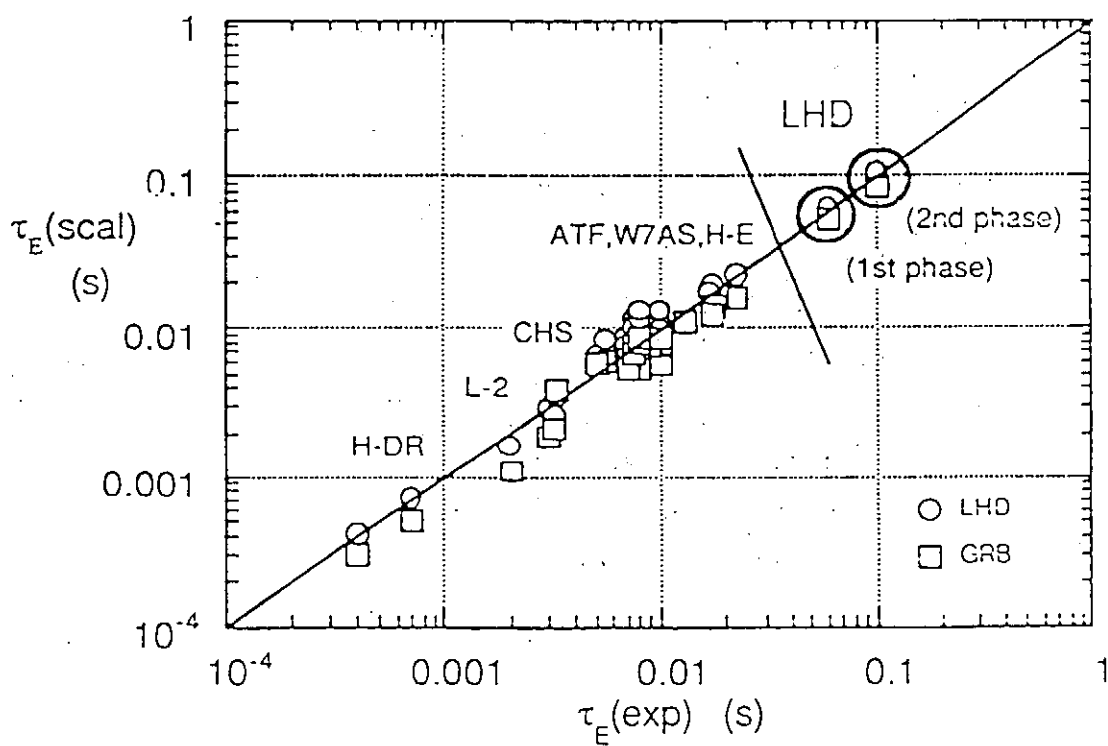


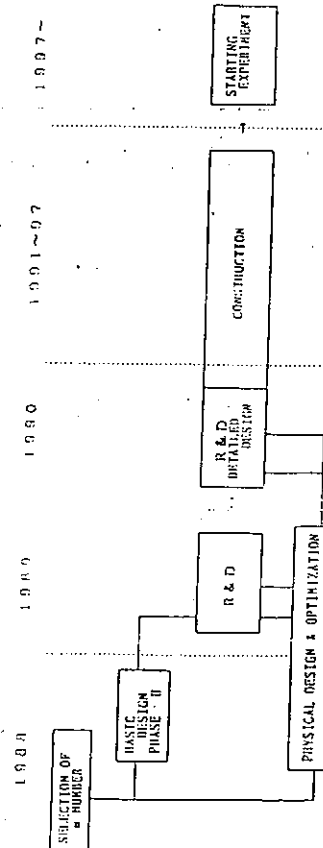
図2.1-2 ヘリカル装置の閉じ込めとLHD予測

LHD machine parameters

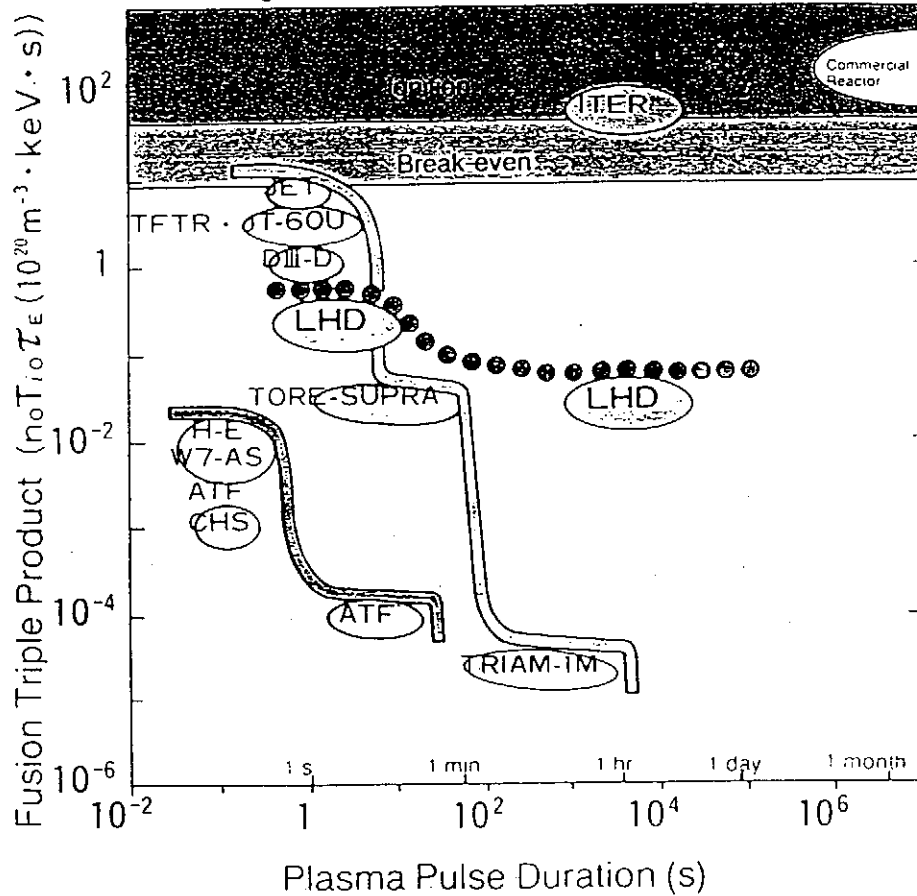
Table 1 SPECIFICATIONS

	PHASE I	PHASE II
MAJOR RADIUS	3.9 m	←
COIL MINOR RADIUS	0.975 m	←
AVERAGED PLASMA RADIUS	0.5~0.65 m	←
PLASMA ASPECT RATIO	$\frac{6 \sim 7}{2}$	←
α	$\frac{10}{1.25}$	←
γ $c = \frac{a}{2} \cdot \frac{a_0}{R}$ (PITCH PARAM.)	0.1	←
α (PITCH MODULATION FACTOR)		←
MAGNETIC FIELD		
CENTER	3 T	4 T
COIL SURFACE	7.2 T	9.6 T
HELICAL COIL CURRENT	5.85 MA	7.8 MA
COIL CURRENT DENSITY	40 A/mm^2	53.3 A/mm^2
NUMBER OF LAYER	3	←
LOIL TEMPERATURE	4.2 K	1.8 K
POLOIDAL COIL CURRENT	STEADY	REAL TIME
INNER VERTICAL	-4.3 MA	←
INNER SHAPING	-4.4 MA	←
OUTER VERTICAL	4.9 MA	←
PLASMA VOLUME	$20 \sim 30 \text{ m}^3$	←
ROTATIONAL TRANSFORM		
CENTER	< 0.5	←
BOUNDARY	~1	←
HELICAL RIPPLE AT SURFACE	0.2	←
PLASMA DURATION	10 sec	←
REPETITION TIME	5 min	←
HEATING POWER		
ECRH	10 MW	←
NBI	15 MW	20 MW
ICRF	3 MW	9 MW
STEADY $D^0 \rightarrow D^+$	-3 MW	3 MW
NEUTRON YIELD	---	PRACTICE
COIL ENERGY	0.2 GJ	$2.4 \times 10^{17} \text{ n/shot}$
REFRIGERATION POWER	5~7 kW	1.6 GJ 10~15 kW

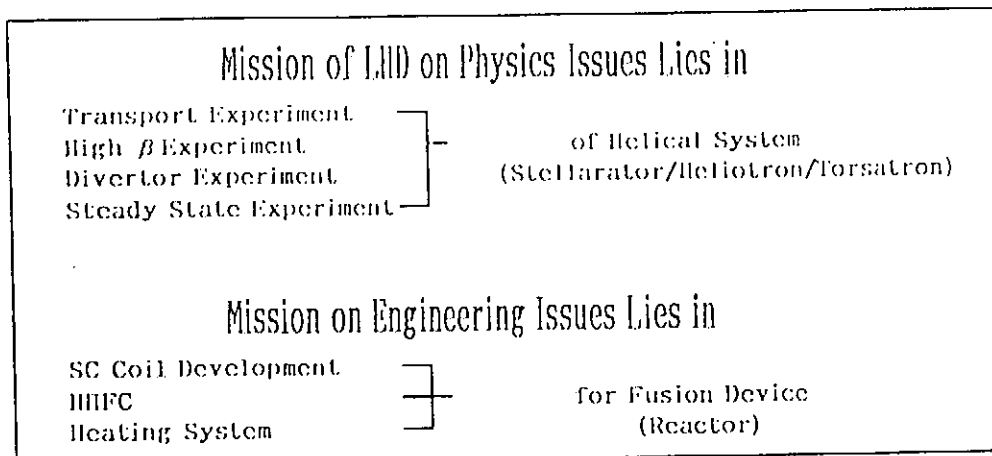
CONSTRUCTION SCHEDULE (TENTATIVE)



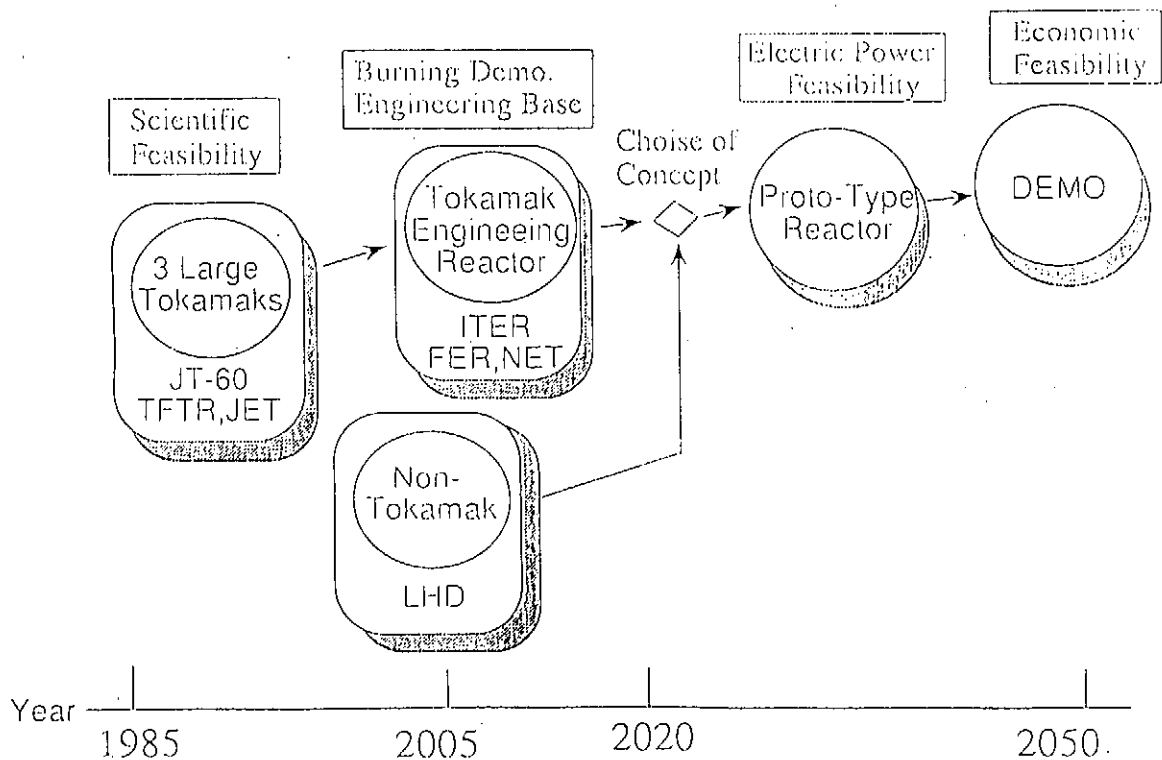
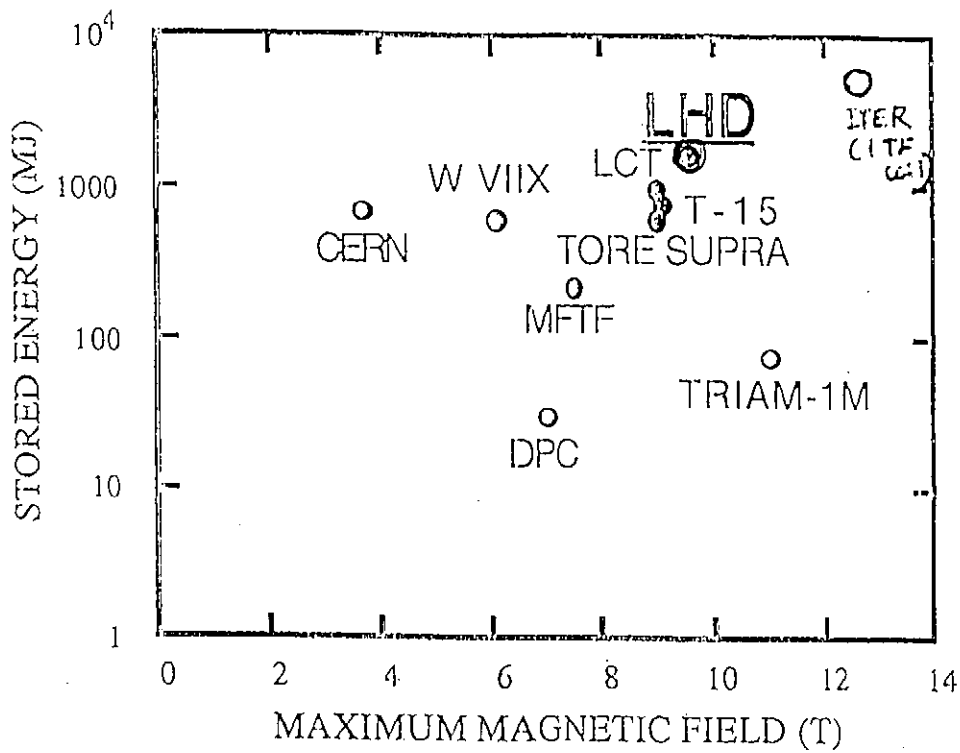
Progress in Plasma Parameters



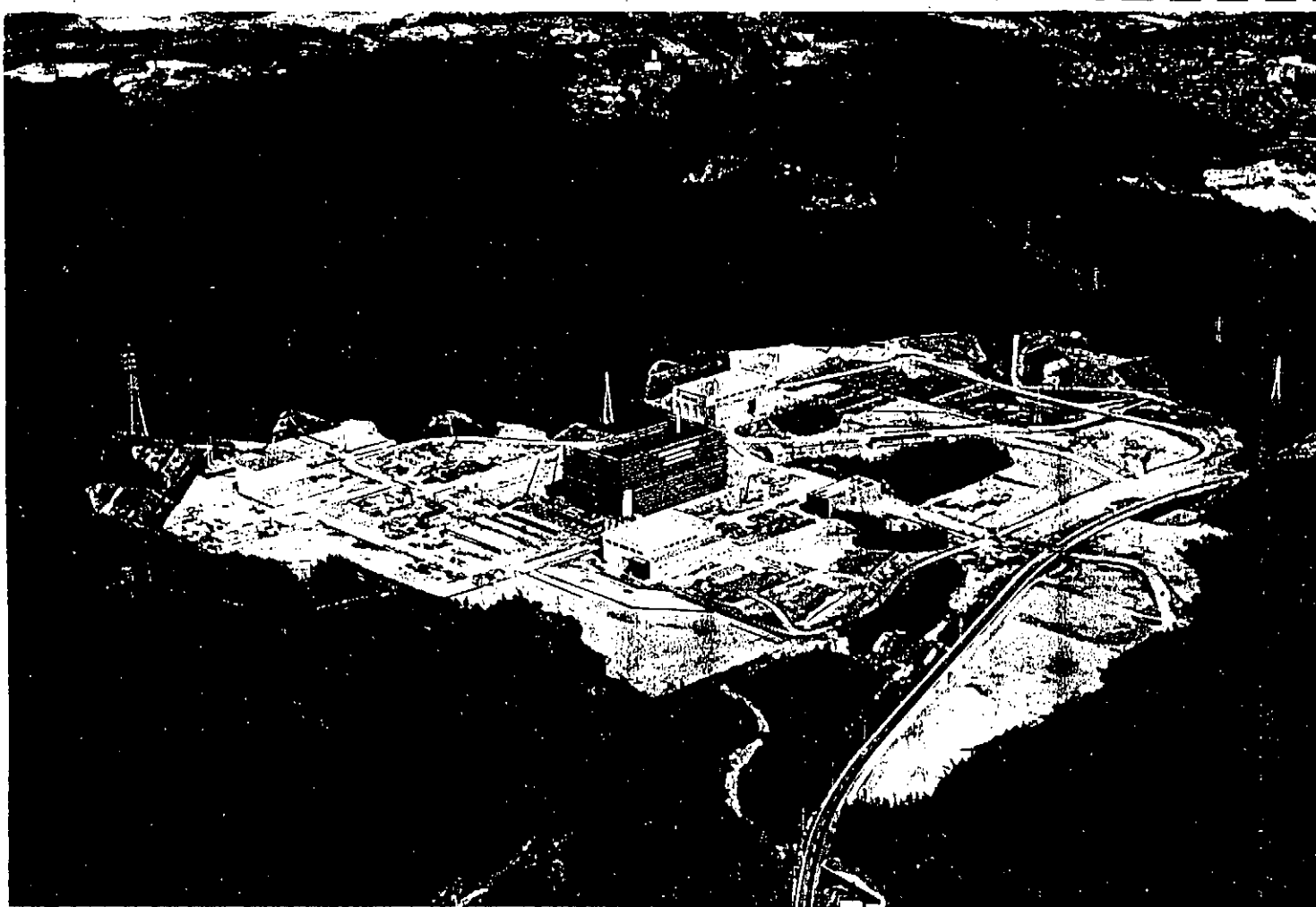
008.



○ ITER(TF)



Strategy of Magnetic Fusion Reactor Development in Japan



宿題

ITERは実用炉への必要なステップか？
実験炉へのステップと技術目標

巨額なITERを造ろうとする理由
技術目標を達成するために必要な
サイズ

現実的なダイバータの設計ができるか？
プラズマ及び工学の熱処理技術開発

ITERと核融合炉開発戦略

日本原子力研究所
ITER開発室

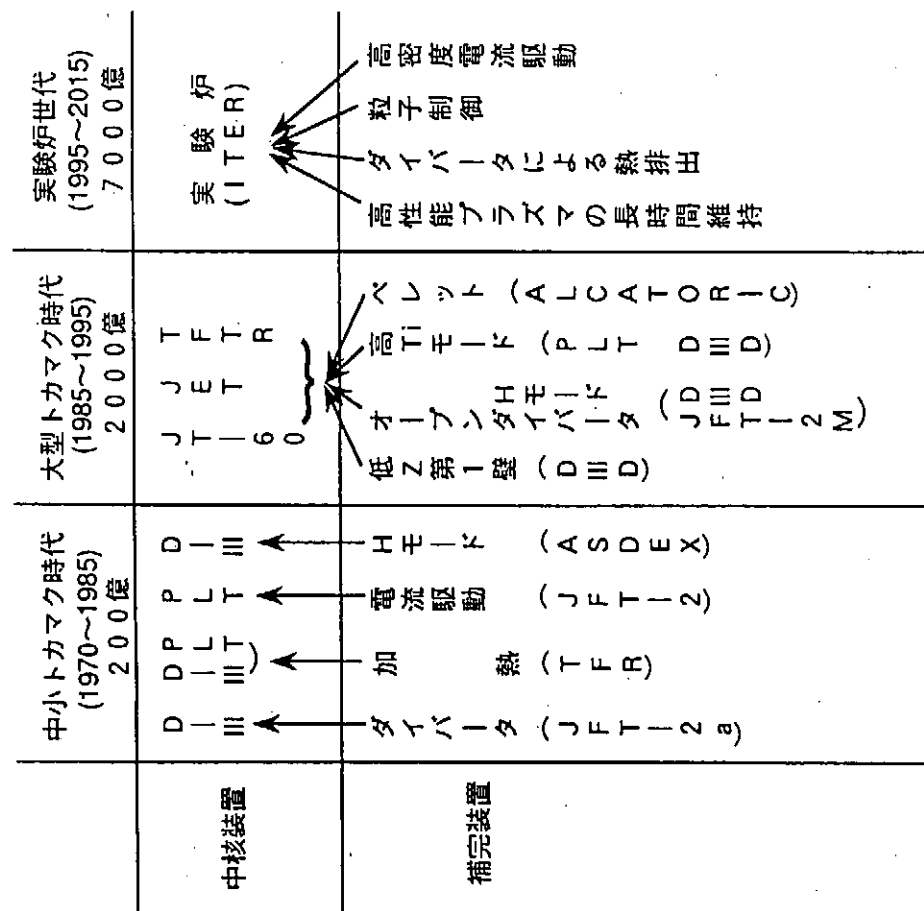
常松 俊秀

核融合研究開発の段階的アプローチ

- 中核装置によるプラズマ閉じ込めの最先端を切り拓く研究
- 中核装置の規模拡大による研究開発の段階的前進
- リスクを最小にし、かつ効率的に研究開発を進めるため、補完装置による先駆的研究開発を実施

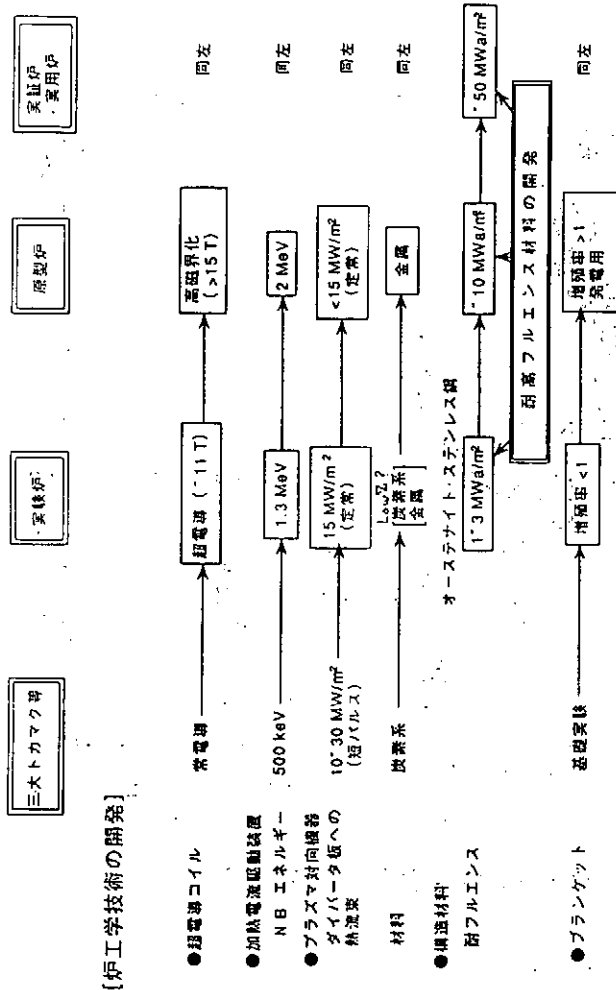
- 中核装置の規模拡大による研究開発の段階的前進

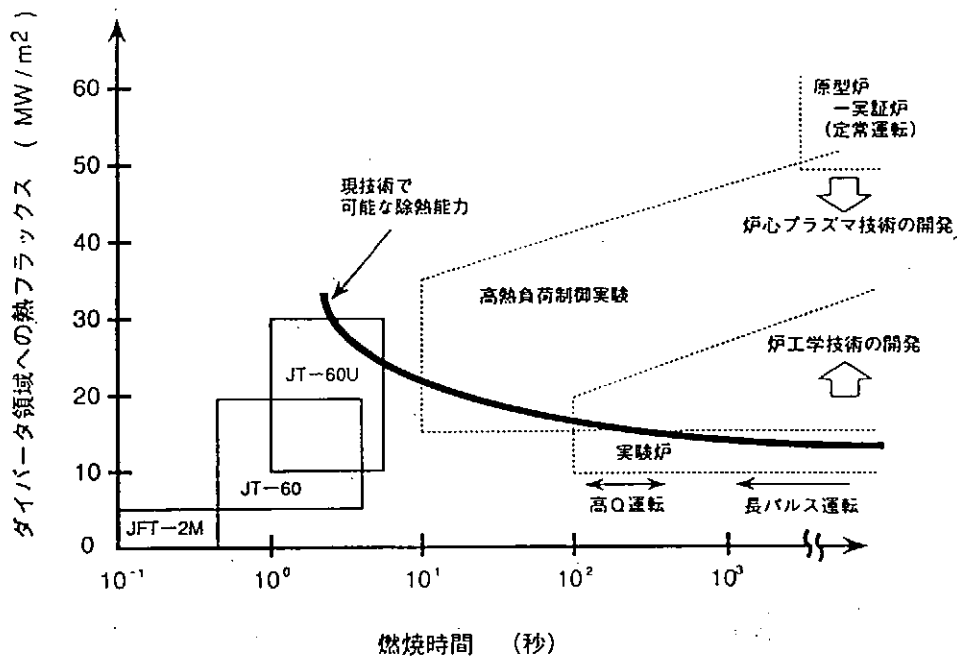
- リスクを最小にし、かつ効率的に研究開発を進めるため、補完装置による先駆的研究開発を実施



第2-1表 ITER級プラズマの各種時定数

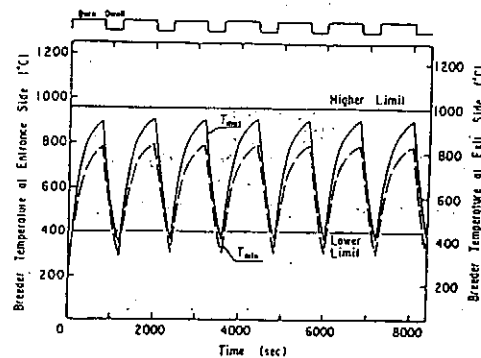
プラズマの時定数		Hモード	Lモード
(1) エネルギー閉じ込め		～4秒	～2秒
(2) 粒子			
(2-1) 粒子閉じ込め			< (1)
(2-2) He閉じ込め	≤ 25秒を必要		(1) 程度
(2-3) 軽不純物閉じ込め			(1) 程度
(2-4) 中不純物閉じ込め			(1) 程度
(3) MHD			
(3-1) 垂直移動		0.1秒	
(3-2) 他の移動、形状		(1) 程度	
(3-3) ソーティース		数秒	
(3-4) ディスラプション前現象			
密度、不純物		> 数秒	
(3-5) 電流分布		> 100秒	
(4) 燃焼 (He蓄積)		～30秒	
機器の時定数			
(1) ダイバータ板温度		1～10秒	
(2) 壁からの粒子放出		～10秒	
(3) 粒子捕拾		<< 1秒	
(4) 加熱 (NB)			
パワー連続可変		10 MW/S	
10 MW ステップ可変		<< 1秒	
エネルギー (100%, 75%, 50%)		10秒	
(5) 真空容器内コイル電流		0.01秒	
(6) SCコイル電流		数10秒	



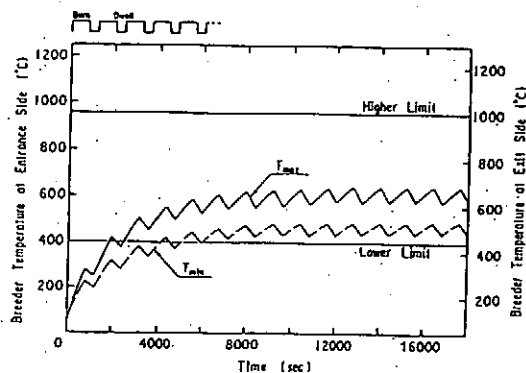


原型炉用ブランケット試験体の過渡温度応答

プラズマ燃焼時間 $t_{\text{burn}} = 800$ 秒、プラズマ休止時間 $t_{\text{cool}} = 400$ 秒の条件のバルス運転を繰り返した場合を示す。プラズマ領域に近い試験体前部 (a) では ~ 1000 秒程度、プラズマ領域から遠い試験体後部では ~ 10000 秒程度で熱平衡に達する。この熱平衡特性は連続運転を行った場合も同様と考えられる。



(a) プラズマ領域に近い試験体前部



(b) プラズマ領域から遠い試験体後部

最小限の原型炉用ブランケットの
工学試験を行うためには
 ~ 1000 秒以上の燃焼時間が必要

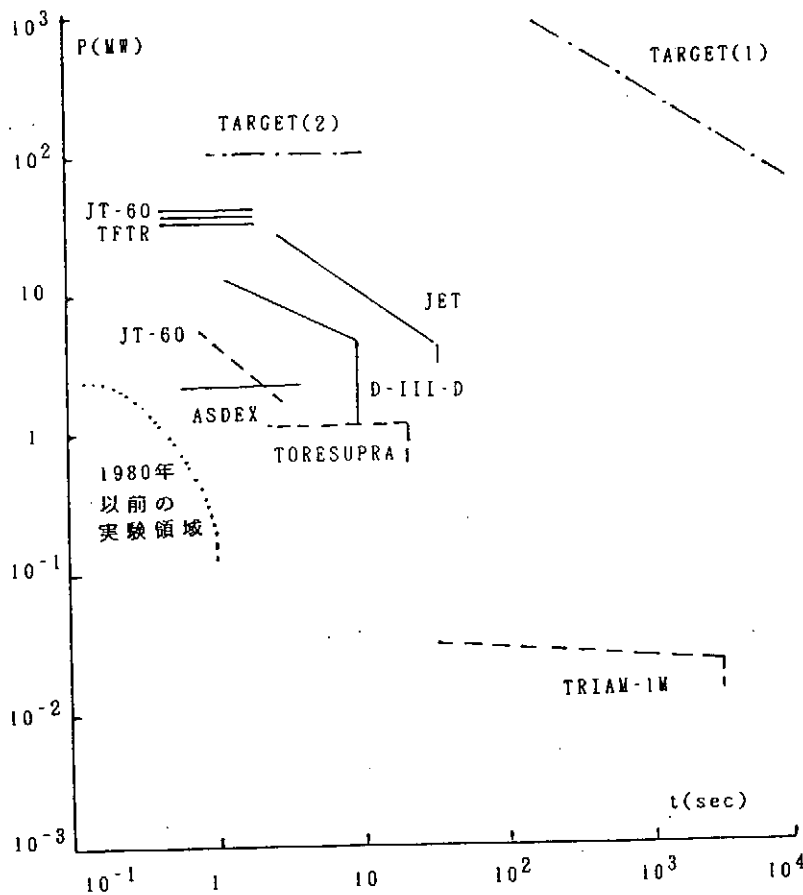
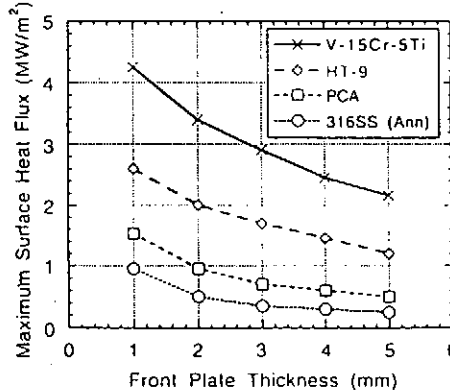


図2-1 持続時間と扱ったパワーから見た達成領域
 図の中で破線で示したものは、電流駆動によって維持された放電領域。目標領域のうち、Target 1 と示したものは、長時間の燃焼実験を行って、閉じ込め研究にあわせて工学実験をも行うことをめざしたものである。それにたいし、Target 2 と示したものは、短時間の(但し、エネルギー閉じ込め時間よりは長い)燃焼によって、核燃焼しているプラズマの性質を調べる事を目的としたものである。

JAERI

プラズマ対向材板厚と最大熱負荷

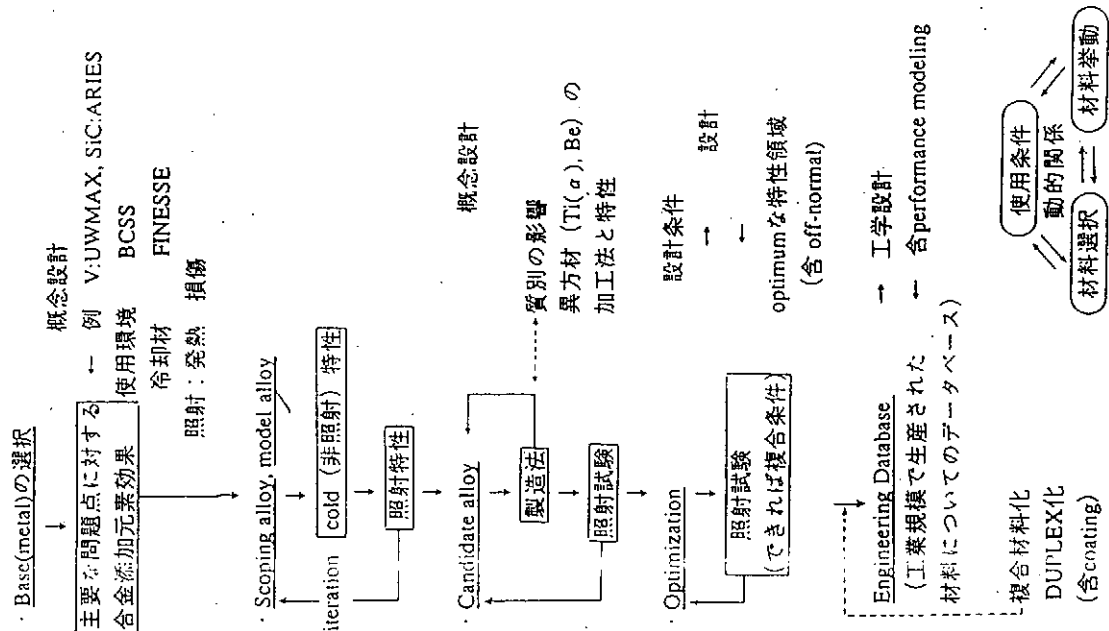
Effects of Structural Material



- Module size is assumed equal to 50 cm.
- Back plate thickness chosen to satisfy primary stress criterion for a disruption pressure loading of 0.5 MPa.
- A heat flux of 0.19 MW/m² on back plate.
- Coolant temperature 60°C (250°C for V alloy).
- Maximum surface heat flux determined by 3Sm rule.
- From presentation of D.L. Smith, ANL at ITER Blanket Workshop

ITER Project

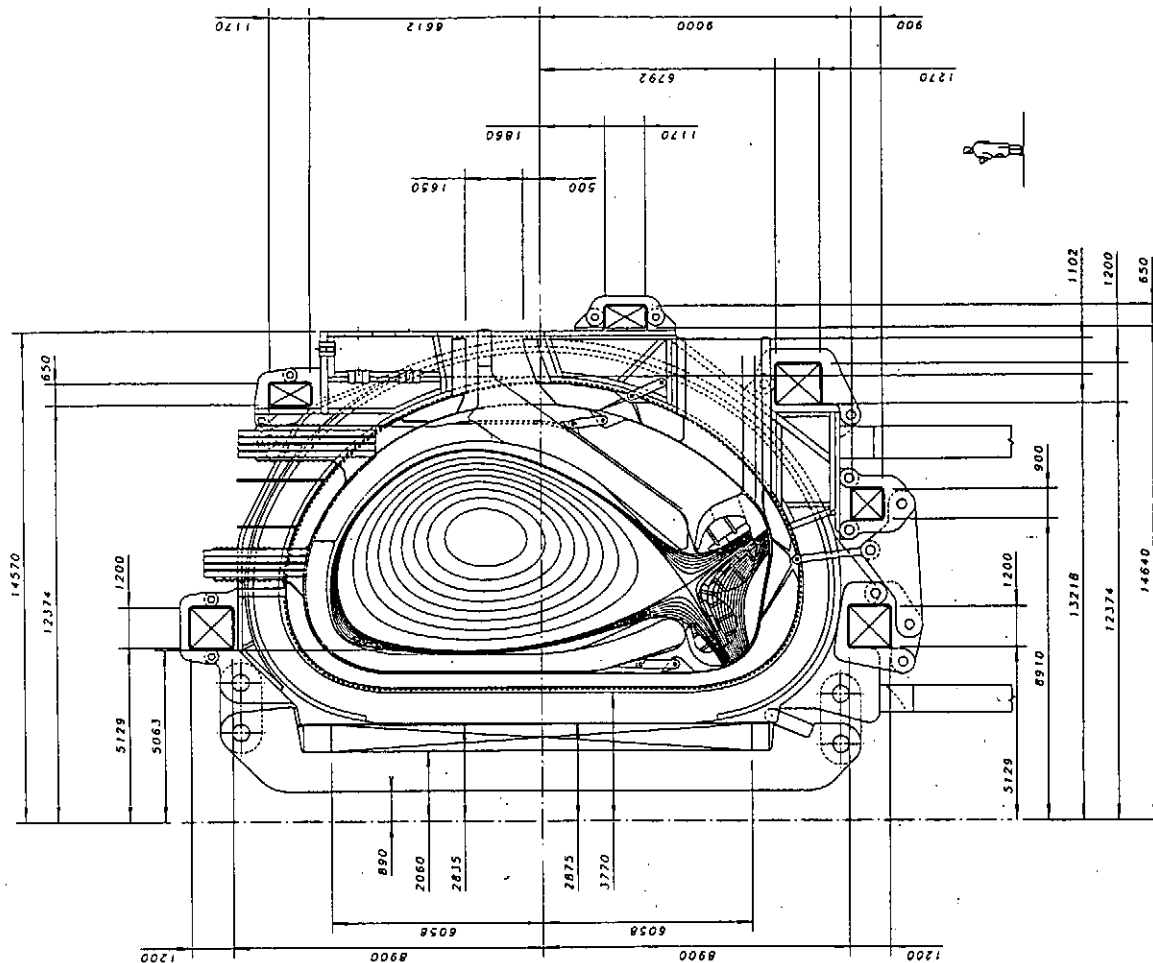
材料のライフサイクル



段階的アプローチ

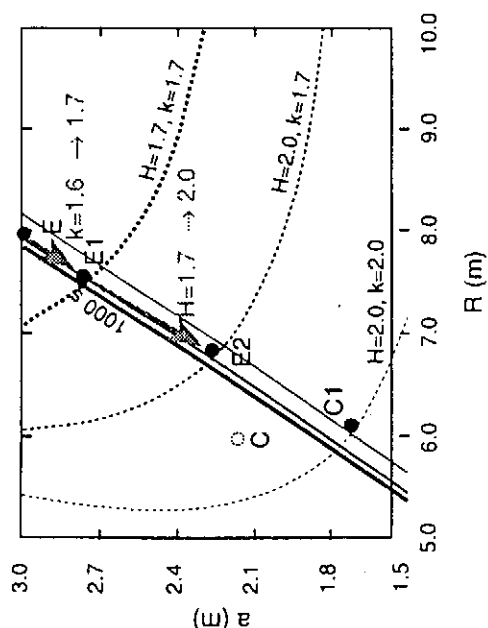
中核装置	エネルギー増倍率	燃焼時間 s	中性子フルエンス	目標
三大トカマク	$Q \sim 1$	閉じ込め時間 ～数s	—	臨界プラズマ条件
実験炉	$Q \geq 20$ $Q \sim 5$	数1000秒 数10000秒	$1 \sim 3 \text{ MFa/m}^2$	自己点火 長時間燃焼 耐熱負荷試験 中性子試験
原型炉	$Q \geq 30$	定常	10 MFa/m^2	発電実証
実証/実用炉	$Q \geq 30$	定常	$\sim 50 \text{ MFa/m}^2$	経済性実証

DIMENSIONS RELATE TO OPERATING TEMPERATURE



ITER
 OCT 20 199
 WORKING PROPOSAL
 LEVEL : SKETCH
 SAN DIEGO J.W.S.

THIS IS PROVISIONAL WORKING INFORMATION.
 TOROIDAL CROSS SECTION



	R (m)	a (m)	I_p (MA)	H	k
E	8.0	3.0	25.0	1.7	1.6
$E1$	7.5	2.75	23.3	1.7	1.7
$E2$	6.9	2.3	18.7	2.0	1.7
$C1$	6.1	1.7	15.2	2.0	2.0
C	6.0	2.15	22	2.0	2.0

E : EDA設計, $B_{t,max}=13.4T$
 C : CDA設計, 但し $B_{t,max}=11.2T$
 $C1$: EDA条件でCDA設計 ($B_{t,max}=13.4T$)

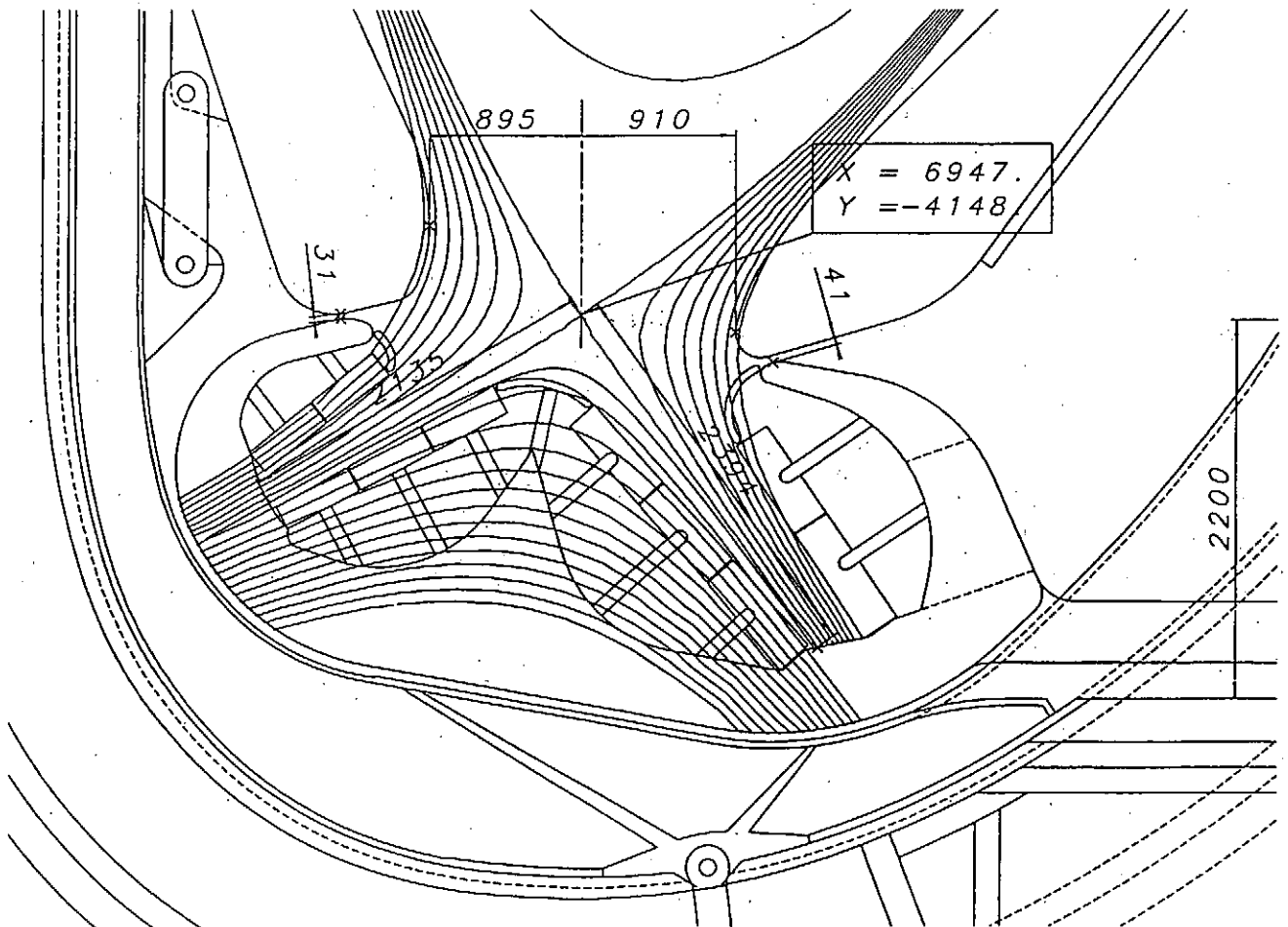
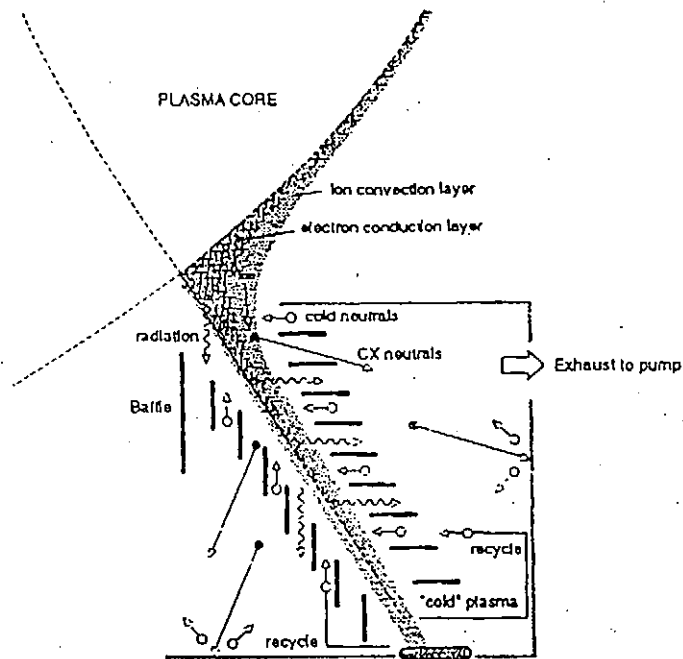


Fig. .1 Concept of cold-plasma-target (CPT)

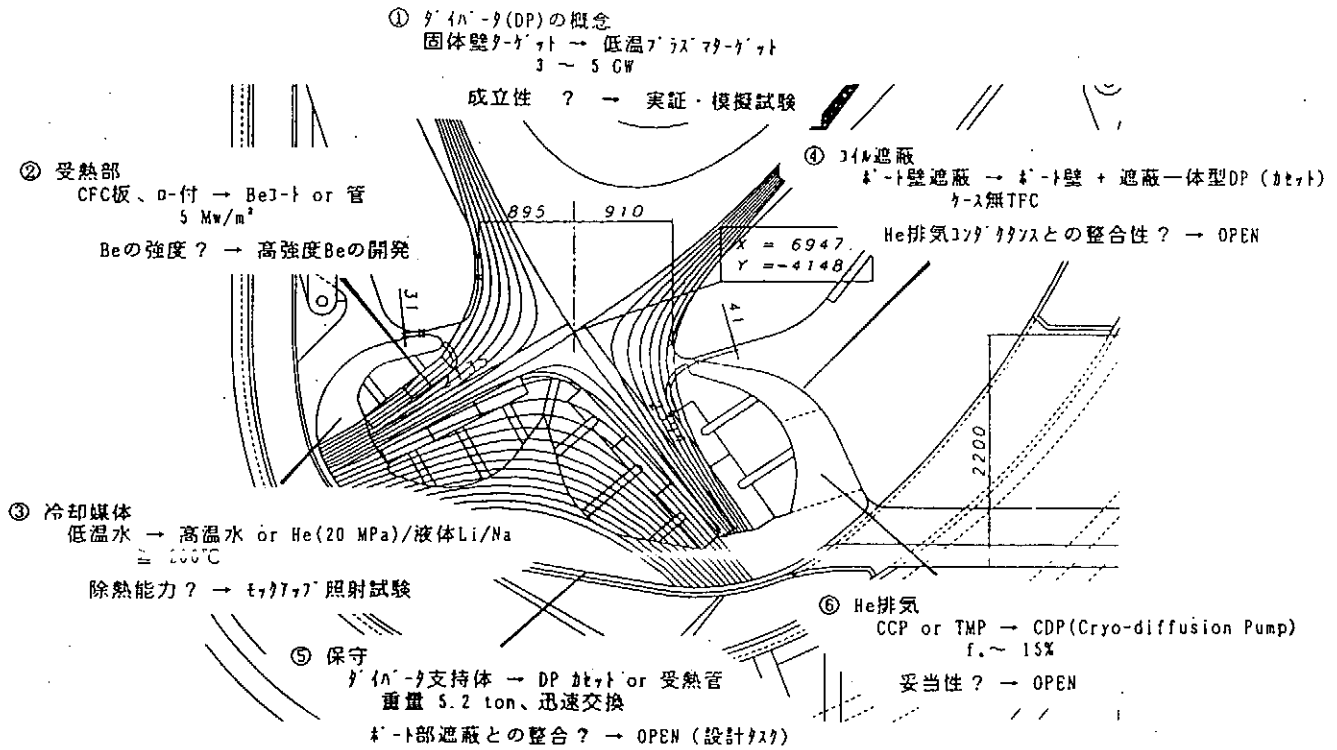


Fig. .2 Critical issues of CPT divertor

解答 (案)

ITERは実用炉への必要なステップか？
実験炉の技術目標：
自己点火レベルプラズマの制御
長時間燃焼実験
(1MW/m²の中性子壁負荷)
ある程度の定常実験

積み残しの項目：> 3 - 5 GWの熱処理
> 3 MWa/m²の照射
高効率定常運転

巨額なITERを造ろうとする理由
技術目標を達成するために必要な
サイズ：
自己点火、1 MW/m²の中性子
壁負荷実験のためには、
主半径 > 6 m、
核融合出力 > 1 GW程度
の装置が必要

現実的なダイバータの設計ができるか？
プラズマ及び工学の熱処理技術開発
高密度ダイバータ、ヘリウム排気
高熱負荷材料、高温構造材

内 容

慣性核融合炉の特徴

1. 炉心プラズマの特徴
2. 核融合に必要なドライバ－エネルギー
3. エネルギードライバ－
4. 慣性核融合の特徴
5. 核融合炉概念設計

大阪大学レーザー核融合研究センター

山中 龍彦

D T 炉

D³He 炉

6. 研究課題
7. 研究の進展
8. 最近の動きと炉開発計画

NIFS シンポジウム

核融合炉開発研究のアセスメント

平成5年11月29～30日

核融合科学研究所

慣性核融合の特徴

I. プラズマ閉じ込め磁界不要

- 1) 液体金属で第一壁構壁ができる (液体金属ブランケット)
- 2) 材料面での問題 (中性子) が軽減

II. 炉とエネルギードライバーの分離可能

- 1) トポロジカルに単純
- 2) 保守が容易

III. 研究開発を段階的に進めることが可能 —研究の経済性が高い—

工学試験炉まで経費のかかる高繰り返しのエネルギードライバーが不要
→ 炉心プラズマ発生とエネルギードライバー研究を平行して進め得る
・ ドライバーを変えても爆縮のキーとなる物理変わらず
・ 特にレーザーでは増幅器の増設により対応出来る

IV. 波及効果が大きい

レーザー技術、素子性能の向上
X線レーザー、X線リソグラフィ源
天体プラズマ、超高密度物性

なぜ密度が高くなれば小さなエネルギー で大きな核融合出力が得れるのか



ILE OSAKA

プラズマのエネルギー

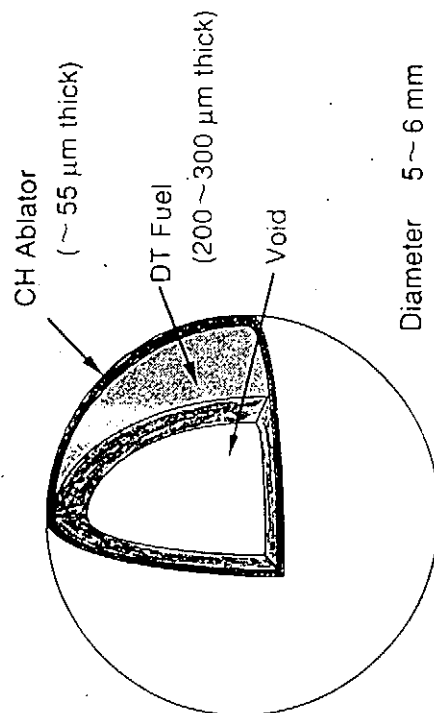
$$E_p = \frac{4}{3} \pi R^3 \cdot 3nkT \propto \frac{(\rho R)^3}{(\rho / \rho_s)^2}$$

核融合出力

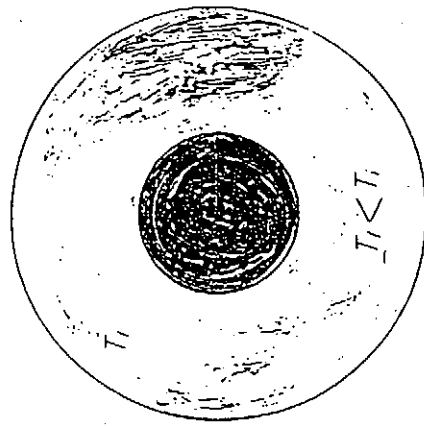
$$E_f = \frac{4}{3} \pi R^3 \cdot \frac{1}{4} n^2 \langle \sigma v \rangle \varepsilon_f \tau \propto \frac{(\rho R)^4}{(\rho / \rho_s)^2}$$

核融合利得

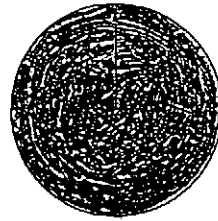
$$G = \frac{E_f}{E_p} \propto \rho R$$



ρ : 燃料密度
 R : 爆縮された燃料の高温部の半径
 T_i : 爆縮された高温燃料の温度
 T_1 : 主燃料温度



(b)



(a)

イグニッション条件 $\rho R \sim 0.3 \text{ g/cm}^2$ $T_i \sim 5 \text{ keV}$

- (a) 全体が一樣に加熱された状態で体積点火とよばれる。
 (b) 中心部に高温のイグニターを持ち、周辺部は α 粒子によって加熱され高い利得が達成される。

図-2 爆縮された燃料の概念²⁾



慣性核融合エネルギードライバ
(燃料を圧縮高密度に圧縮 (爆縮) するためのパルスパワー)

1. レーザー

固体レーザー 半導体励起固体レーザー

気体レーザー KrFレーザー

2. 粒子ビーム

軽イオンビーム Li等の10MeVクラスのビーム

重イオンビーム Bi等の数100MeV～GeVビーム

Compression $\rho/\rho_s = 1000$

Temperature $T = 1 \text{ keV}$

Burn 30 % $\rho R = 3 \text{ g/cm}^2$



Laser $E_L = 5 \text{ MJ}$

注：1) エネルギードライバの種類が変わっても爆縮の物理は同じである。

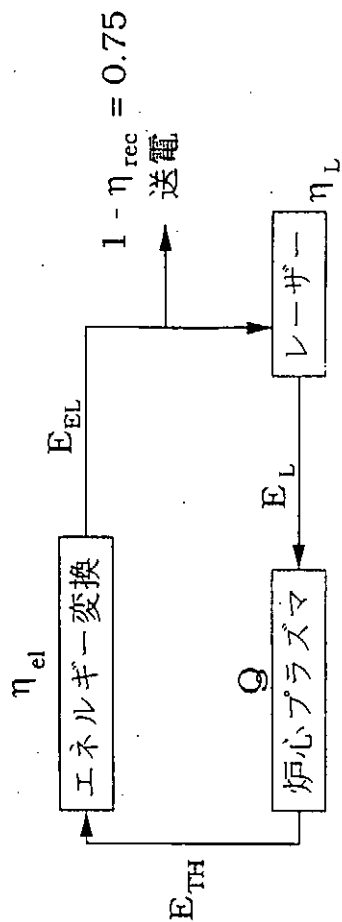
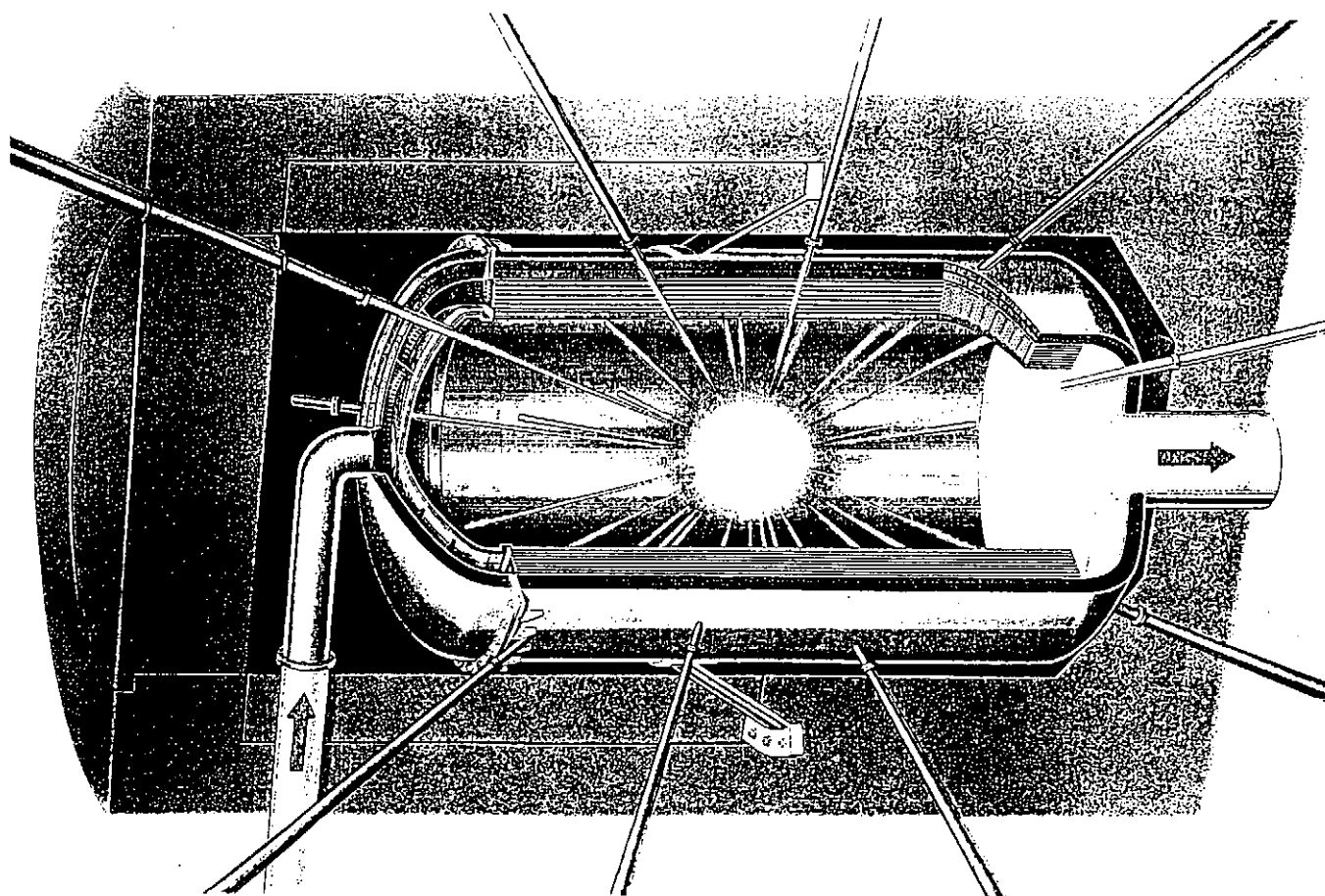
2) 現在は最も技術的完成度が高い固体レーザー (ガラスレーザー) で爆縮研究が進められている。

3) 炉用ドライバとしては発生効率がよく、建設コストが安く、制御性のよいものが選択される。

$$E_{\text{laser}} = \frac{4}{3} \pi R^3 \frac{2}{m} \frac{3}{2} k T \frac{1}{\eta_c} \left(1 + \frac{\Delta R}{R} \right)^3$$

$$= K \cdot \frac{(\rho R)^3}{(\rho / \rho_s)^2} \cdot T \cdot \frac{1}{\eta_c} \left(1 + \frac{\Delta R}{R} \right)^3$$

レーザー核融合炉「光陽I号」



Pellet Gain ; $Q \geq 100$

レーザー効率 ; $\eta_L \approx 0.1$

発電効率 ; $\eta_{el} \approx 0.4$

recirculation ; $\eta_{rec} \approx 0.25$
fraction

ブランケット利得 ; M

$$E_L Q M \eta_{el} \eta_{rec} \eta_L > E_L$$

$$Q M \eta_{el} \eta_{rec} \eta_L = 1$$



ILE OSAKA

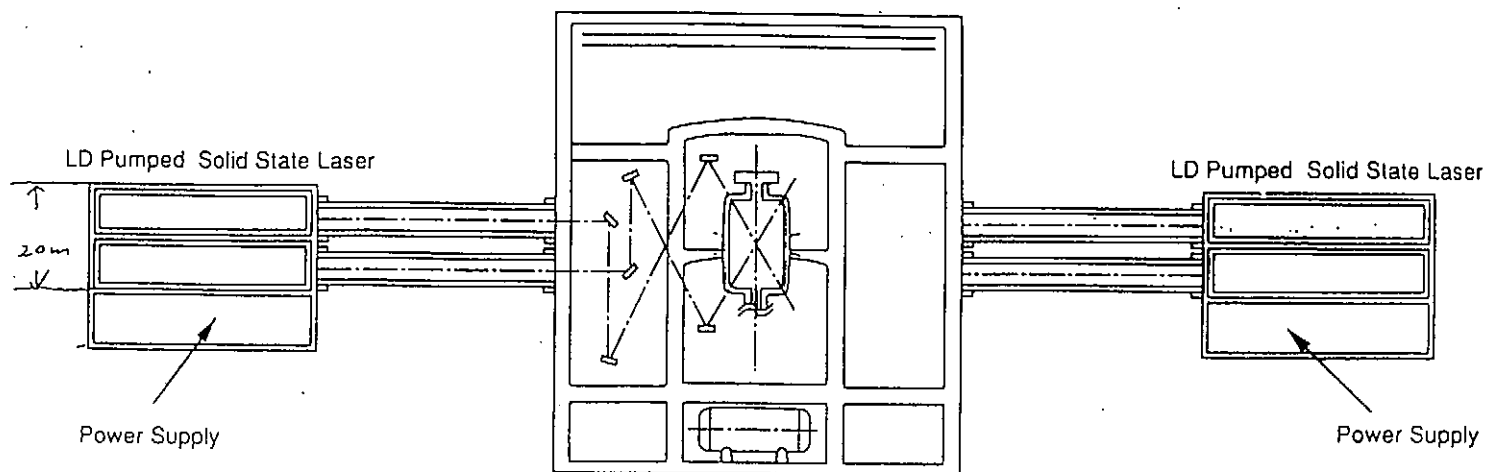
Fusion Power

Pellet Gain	150	
Repetition	3 Hz	
Fusion Thermal Power		
	Neutron	480 MJ/1440 MWth/module
	X-ray	(6x10 ²⁰ n/shot)
	Charged Particle	120 MJ/360 MWth/module
Total		1800 MW/module
Blanket Thermal Power (Blanket Gain 1.2)		2160 MW/module
Total Plant Thermal Power		8640 MW/plant

Laser and Electric Power

Laser Wavelength	350 nm
Pulse Energy	4 MJ/shot
Repetition	12 Hz
Electric Power	720x0.4 = 288 MJ/shot
	864 MWe/module
	3456 MWe
Plant Maintenance Power	500 MWe
Driver Power	400 MWe
	(4 MJx3 Hzx4 modules/0.12)
Operation Power	100 MWe
Net Output	2956 MWe
Plant Efficiency	34.2 % (Output Power)/(Total Thermal Power)
Final Mirror Radius	0.5 m
Damage Threshold	10 ¹⁷ W/cm ²

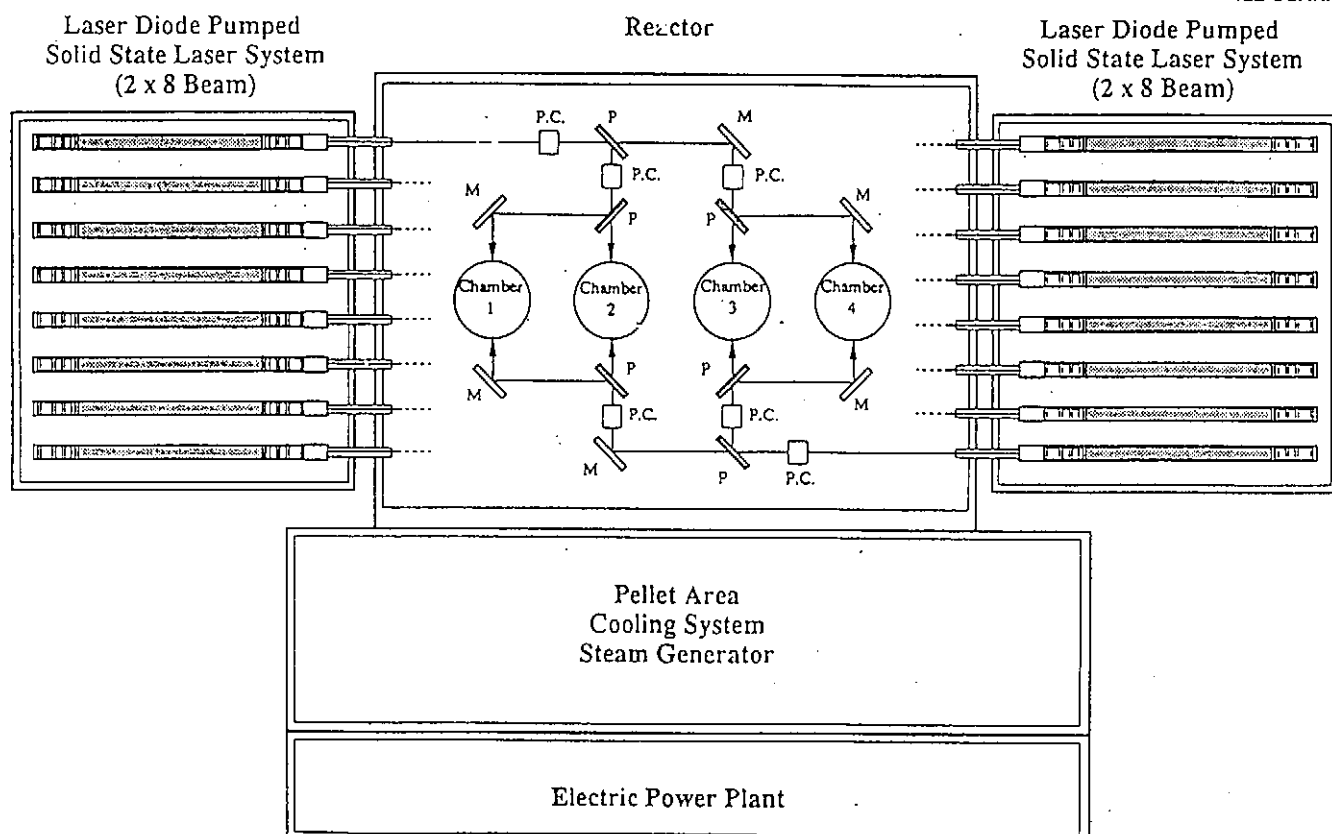
- 1. 半導体励起固体レーザー
電気-レーザー変換効率 10%
- 2. レーザー 12Hz 動作で 4基の炉を動作
- 3. 4MJ/pulse レーザーで利得 150 の直接照射
- 4. Li₁₇Pb₈₃ 液体金属
SiC 繊維の平編チーブでガイド
- 5. T 増殖率 1.1 ~ 1.4
熱回収率 70%



レーザー核融合炉「光陽 I」のシステム概念図



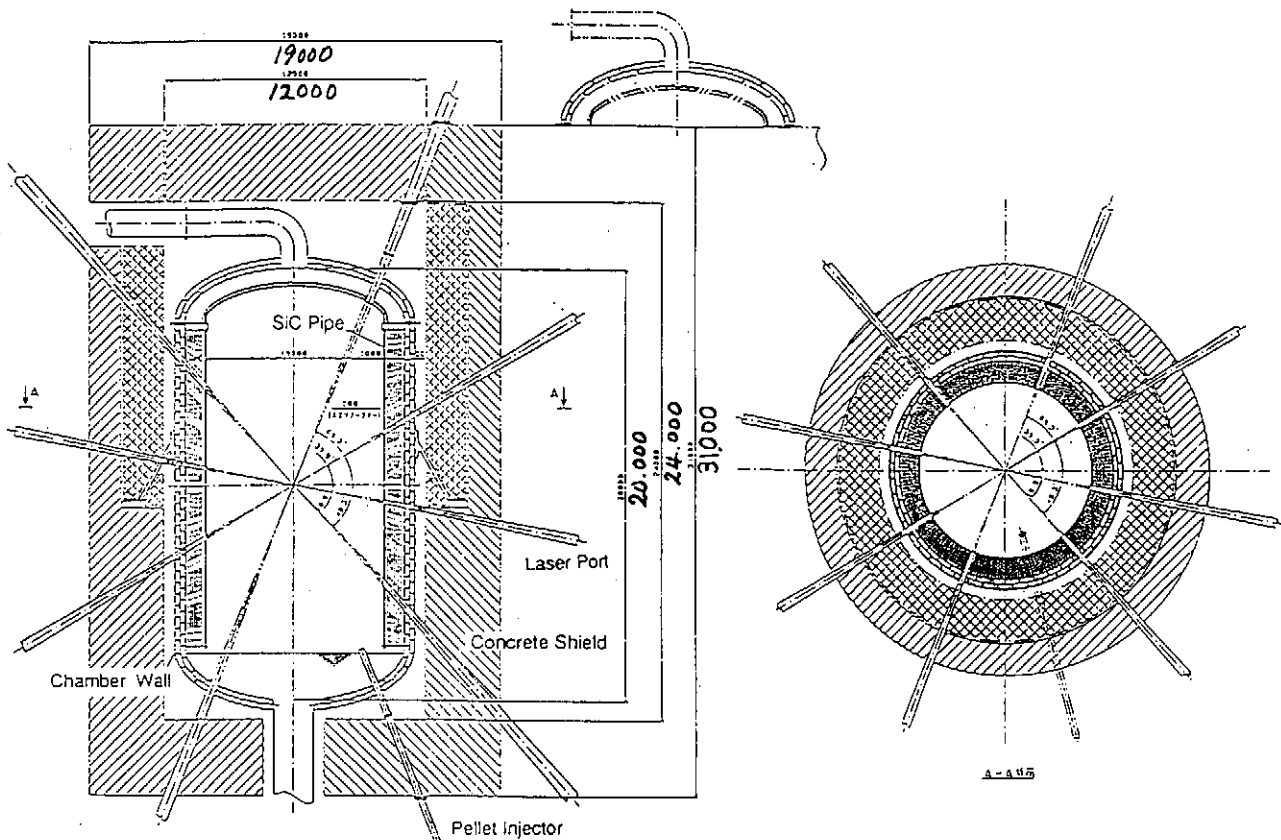
ILE OSAKA



Cross Section of the Reactor Chamber(1) : Concrete Shield



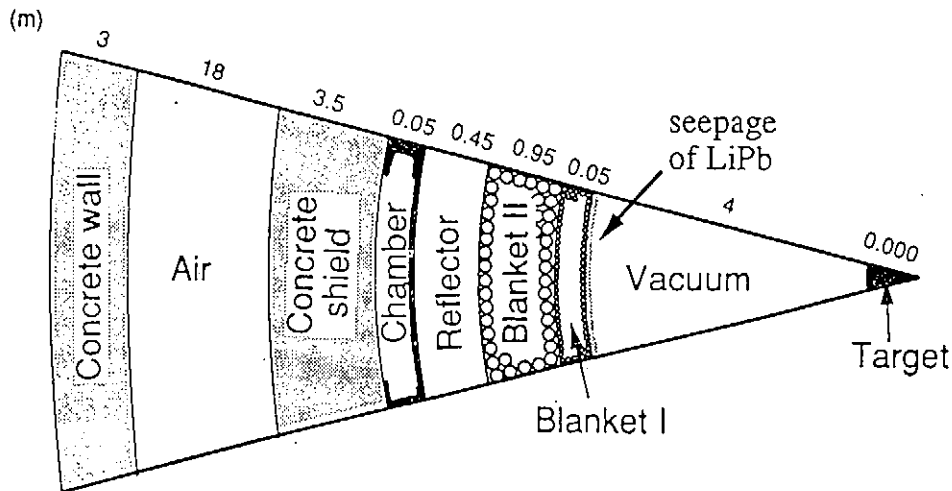
ILE OSAKA



Cross Section of the Reactor Chamber



ILE OSAKA



A Set-up of a Main Segmented-Amplifier Pumped Using LD Arrays

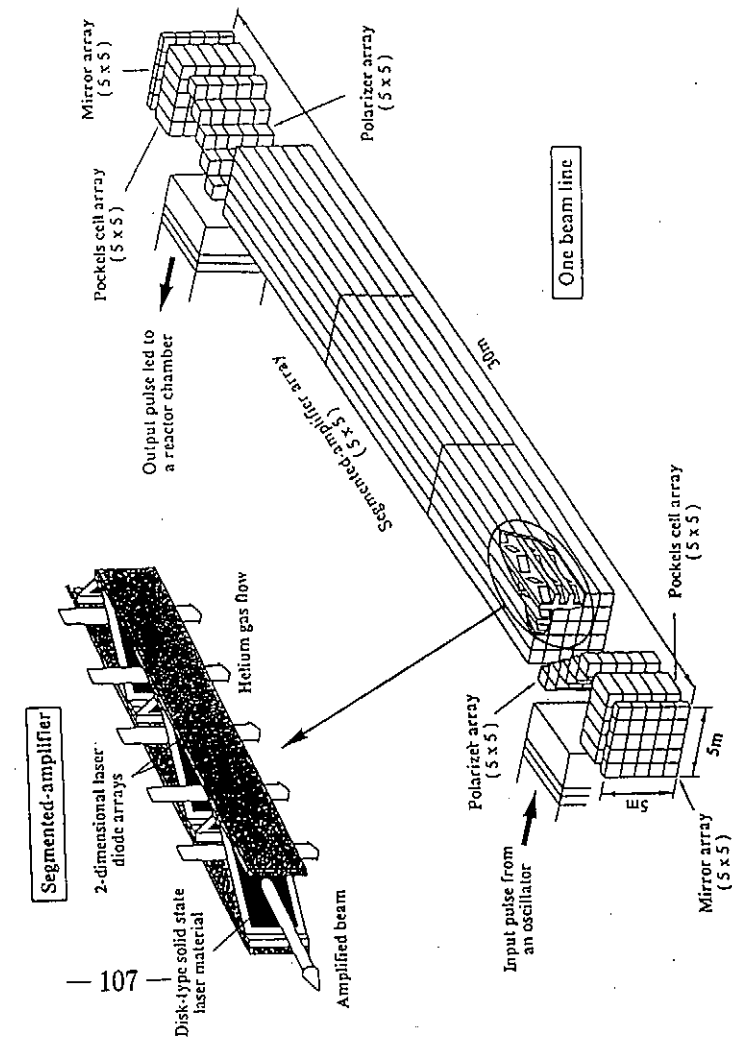


ILE OSAKA



Schematic Diagram of Energy Flow in the LD Pumped 4 MJ Blue Solid State Laser System

ILE OSAKA



Electrical energy	Electrical input energy : 33.3 MJ (32.3 MJ to pump source, 1 MJ to cooling system)
Laser diode arrays	Optical output : 21 MJ, Heat removal required : 11.3 MJ (Total radiation area : 8000 m ²)
Solid state laser material	Stored energy : 9.6 MJ, Optical output energy : 5 MJ, Heat removal required : 13 MJ (Volume : 60m ³ , Cross section area : 72m ²)
Frequency conversion	Conversion efficiency : 80%
Laser output energy	Blue output energy : 4 MJ, Repetition rate : 12 Hz, Overall efficiency 12%

D³He核融合炉の概念設計

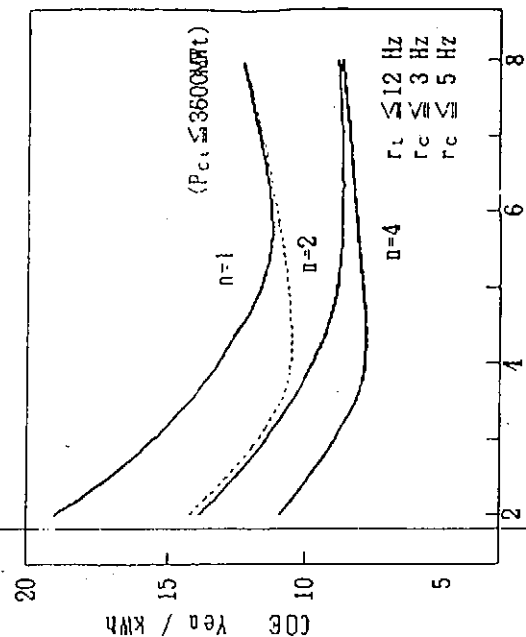


Fig. 6. COE versus Laser Energy for reactor module number $n=1, 2, 4$.

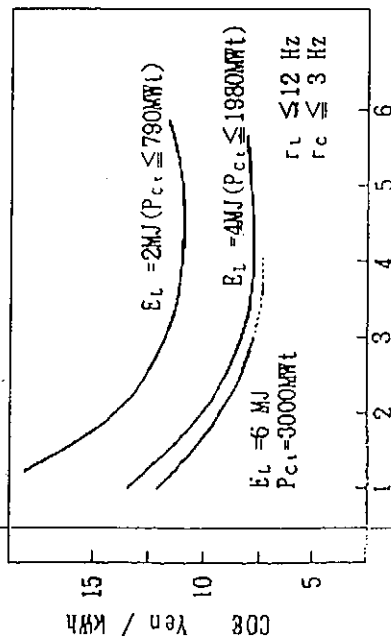
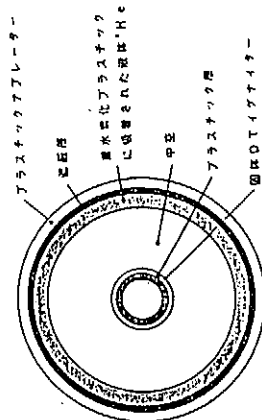


Fig. 7 COE versus reactor module number for the power plants driven by 2MJ, 4MJ, 6MJ laser, which reactor module power P_{ct} are given by those target gain and reactor pulse re-rate r_c .

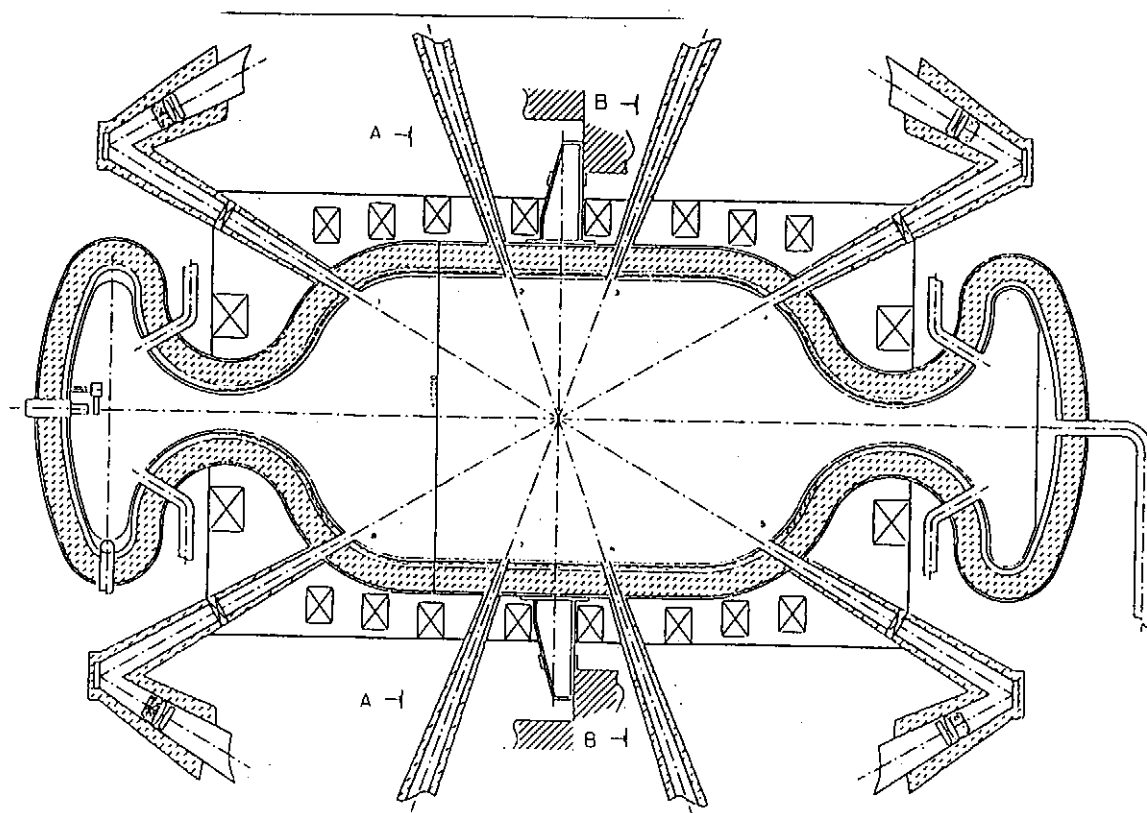


LD 励起固体レーザー ($\lambda = 0.35 \mu\text{m}$)
32 ビーム 10 MJ/pulse 6 Hz

表2-5 高利得ターゲットの構造

部分名	$\rho R (\text{s/cm}^2)$	$\rho (\text{g/cc})$	Ti (keV)	質量 (mg)	外径 (μm)
spark (DT)	0.5	800	5	8×10^{-4}	6.25
ignition (DT)	2.5	2000	1	5.4×10^{-2}	18.8
fuel (D ³ He)	12.5	1000	1	6.1	97

図3-1 D³Heレーザー核融合炉キャビティ構造概念図(1)



単位: 1cm=10⁻²m (125, 206, 307, 408) mm 質量22.5 t

表1-2 炉の諸元

炉本体	炉キャビティ内径 外径 液体鉛/SiC壁 直接エネルギー変換用ビックアップコイル 内径 厚さ 中性子遮蔽層 真空容器壁厚 直接エネルギー変換用印加磁場	8m (16m*) 10m (20m*) 0.15m 4.25m (8.25m*) 0.1m 0.65m (1.6m*) 0.10m 0.7T (0.35T*)
レーザー	レーザービーム数 エネルギー レーザービーム直径 (最終ミラー上) レーザービームス幅 レーザーハルス幅 レーザー長さ 繰り返し率	32 0.35MJ 2m 30nsec 0.25μm 6Hz 12%
その他	ベレット直径 ベレットシエル厚さ	0.67cm 350μm

*注) 炉本体は大きいチャンバー(※印)と小さいチャンバーの2個につき検討した。ビックアップコイル及び遮蔽計算の解析については、容器の大きいケースについて解析している。しかし、設計値に余裕があるので小さいチャンバーを基本設計とした。

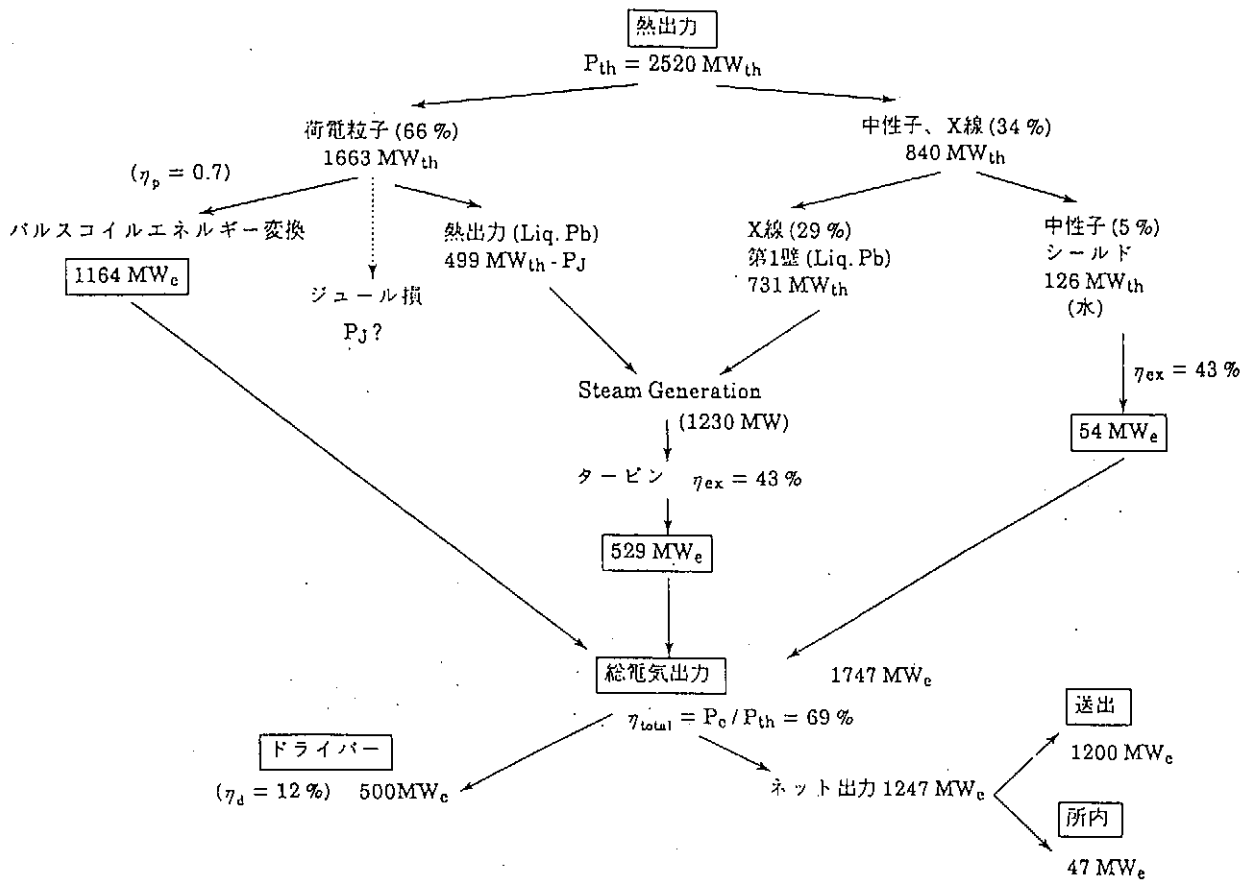


図 3-29 エネルギーフロー図

月面基地と月資源開発研究会

未来工学研究所

慣性核融合の研究課題（物理）

1. ドライバーエネルギーが十分燃料ペレットに吸収され、爆縮に必要な圧力が発生できるか

レーザーに関しては完了、波長350～250nmが良い
 粒子ビームについては研究中

2. 核融合点火に必要な高温プラズマが生成できるか

$\lambda = 530\text{nm}$ 、350nm 10kJレーザーで10KeV実証

$$\text{核融合利得} = \frac{\text{核融合出力エネルギー}}{\text{投射レーザーエネルギー}} = 0.2\%$$

3. エネルギー利得を得るのに必要な固体密度の500～1000倍の爆縮
4. イグニッション（ α 粒子加熱）／ブレイクイーブンプラズマの実証
5. 高利得（ $Q \geq 100$ ）の実証

慣性核融合の研究課題 (技術)

エネルギードライバ

1. イグニッション/ブレイクイアン・ブーンおよび高利得実証用高均一照射レーザー、
100~300kJ、4MJ 単発レーザー
2. 炉用高効率高繰返しドライバ (3~10MW)

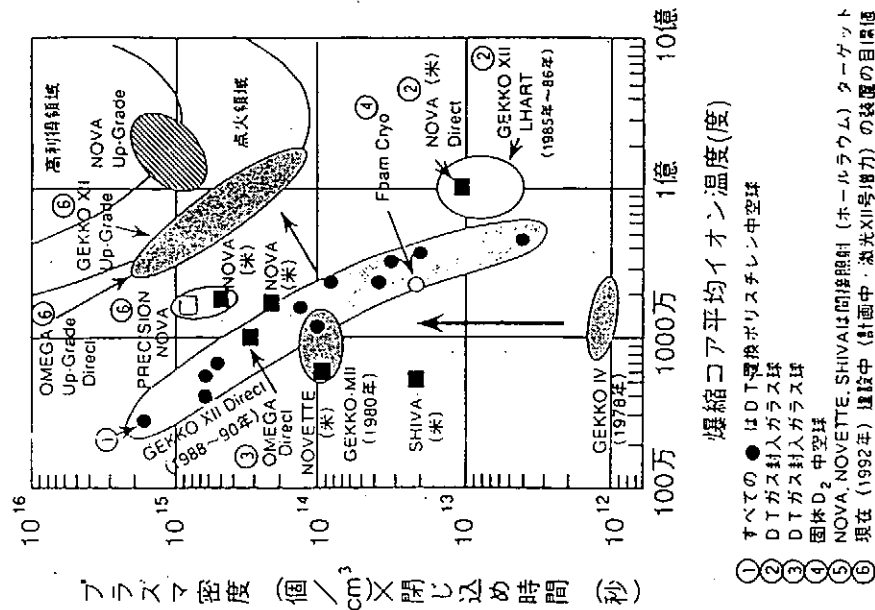
半導体励起固体レーザー
KrFレーザー
重イオンビーム

燃料ペレット

1. 液体および固体DT燃料ペレット
高表面円滑性
2. 燃料ペレットインゼクション

炉工学

1. 液体金属または液体金属アロイと構造材等との共存性
2. 衝撃力による液体金属の飛散と蒸発
3. 光学部品の対中性子特性



第II-3図 慣性閉じ込め方式によるプラズマ性能の向上

位相拡散板(RPP)を用いてレーザー照射の均一性を向上させ、
 重水素、三重水素化したプラスチック(CDT)シエルトターゲットを用いて、
 $\rho R \sim 0.1 \text{ g/cm}^2$, $\rho/\rho_f \sim 500 \sim 1000$ を達成。

ILE Osaka

燃料の密度半径積は中性子によるS₁の放射化法で計測。燃料密度は噴出質量と
 ρR から求めた値。

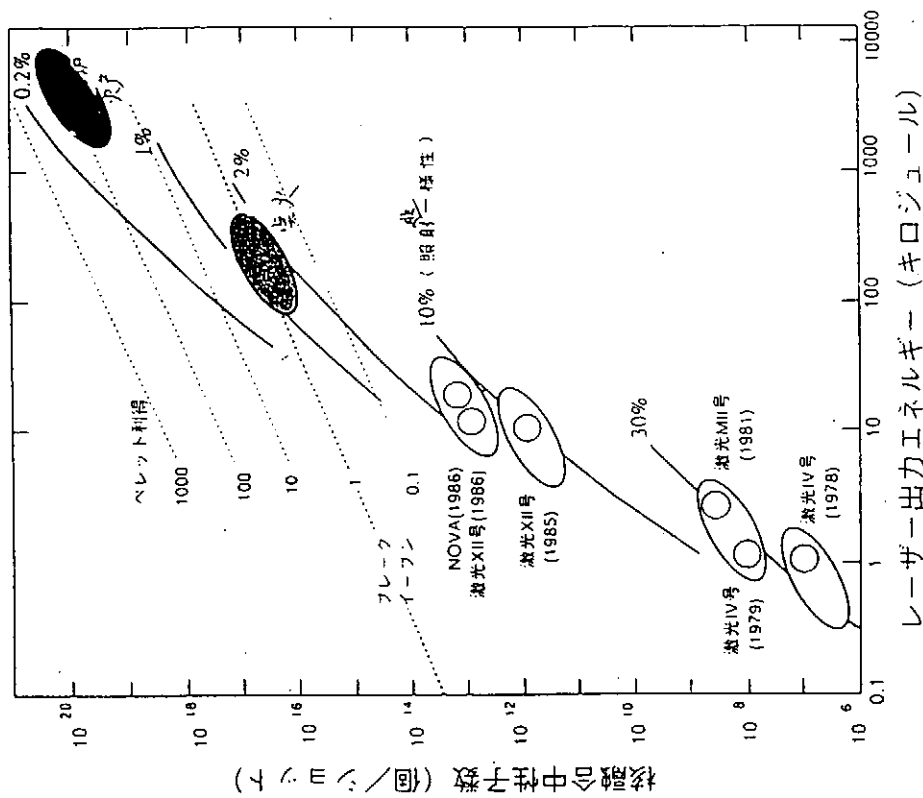
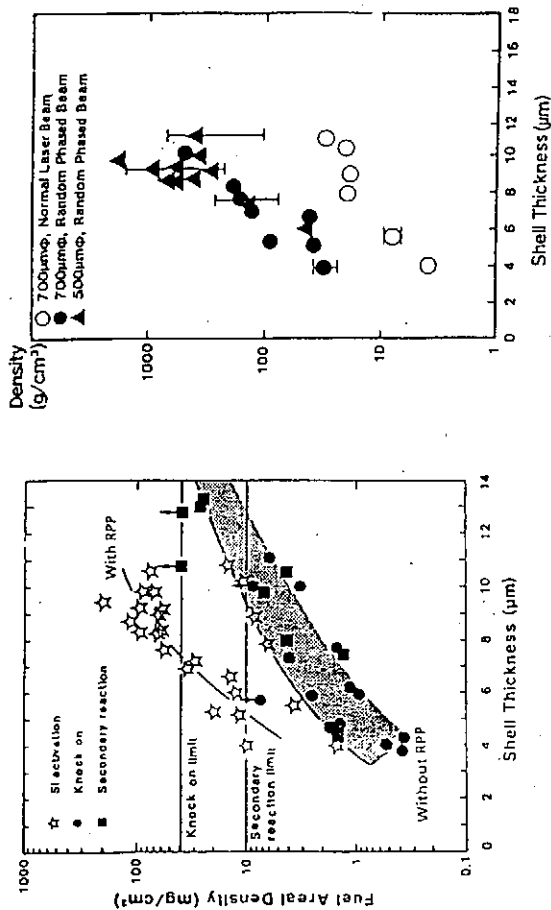


図4. 核融合臨界(点火・ブレークイーブン)、および
 核融合炉達成に必要なレーザーエネルギー

Speckle structure of focused pattern is reduced due to introduced incoherency



ILE OSAKA

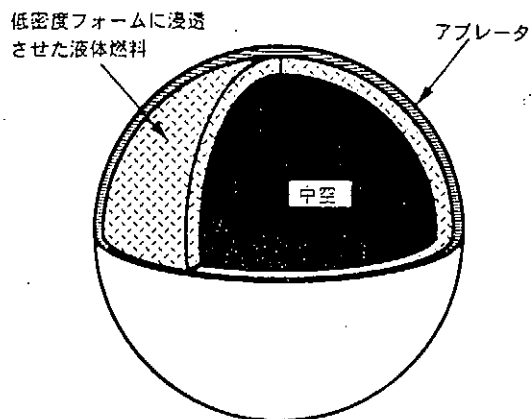
	Coherent laser	Laser with random phase plate	ASE with random phase plate	Spectrally dispersed ASE with random phase plate
Focused pattern				
Focused profile				

アブレータ付きフォームシェル

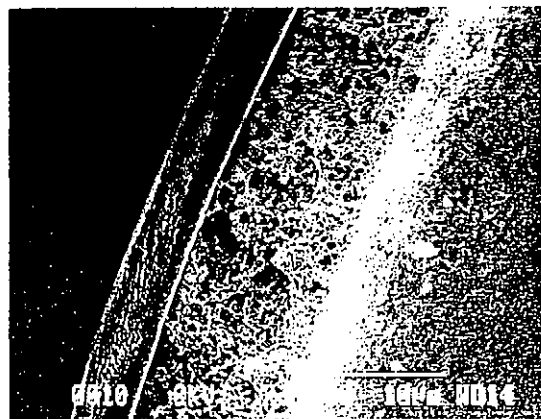


ILE OSAKA

均一な厚さの液体燃料層を簡単に作ることのできる
アブレータ付きフォームシェルの開発に世界に先駆
け成功した。



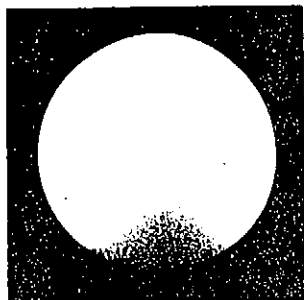
フォームクライオターゲット



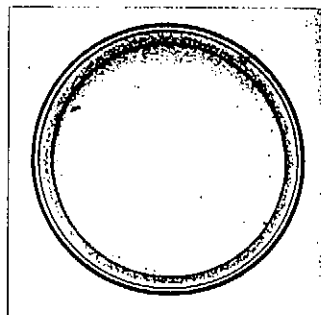
Foam Shell with Plastic Overcoat is so fine that sphericity and uniformity can be inspected by usual optical techniques.



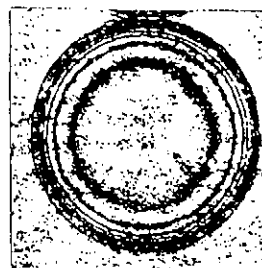
ILE OSAKA



(dry condition)



(wet condition)



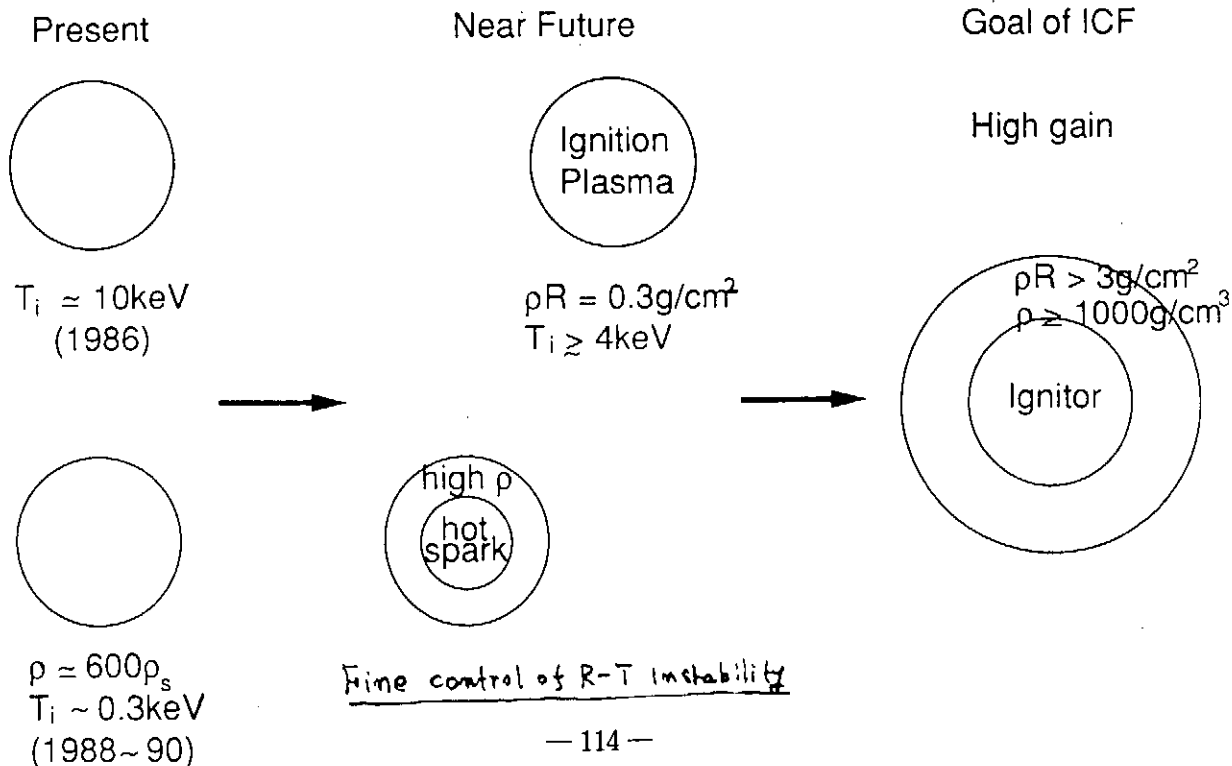
(wet condition)
He-Ne interferometric picture

Diameter	630 μm
Thickness of foam layer	30 μm
Thickness of plastic layer	5 μm

ILE Scenario toward Ignition and High Gain



ILE OSAKA



最近の動向



ILE OSAKA

- 半導体レーザー励起固体レーザーも炉用ドライバの候補となる。
効率10%

- 高精度化 NOVA 研究順調に進展

- NOVA upgrade (1-2MJ) 間接照射点火
NIIF (利得発生計画) 1994年より
1993 設計スタート

- OMEGA upgrade 30kJ 60 beam } 順調に進行
NIKE KrF

- ロシア ハイブリッド DEMO 炉計画
30MWth 200kJ レーザー

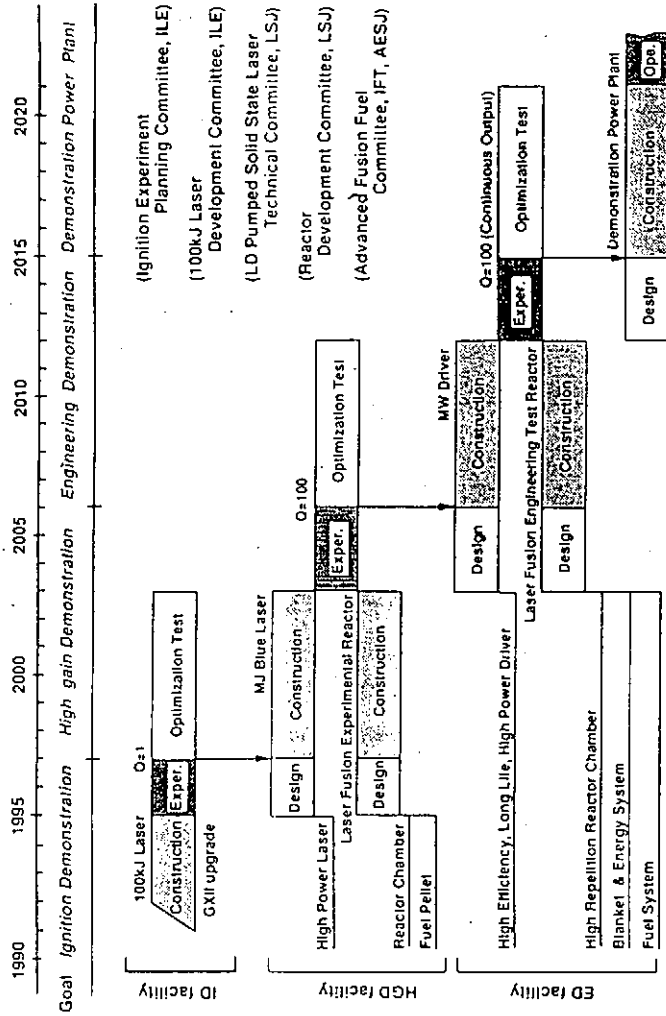
- 激光XII号 upgrade 100kJ 技術
レーザー技術
ターゲット技術

- IAEA Review Book
Energy from Inertial Fusion

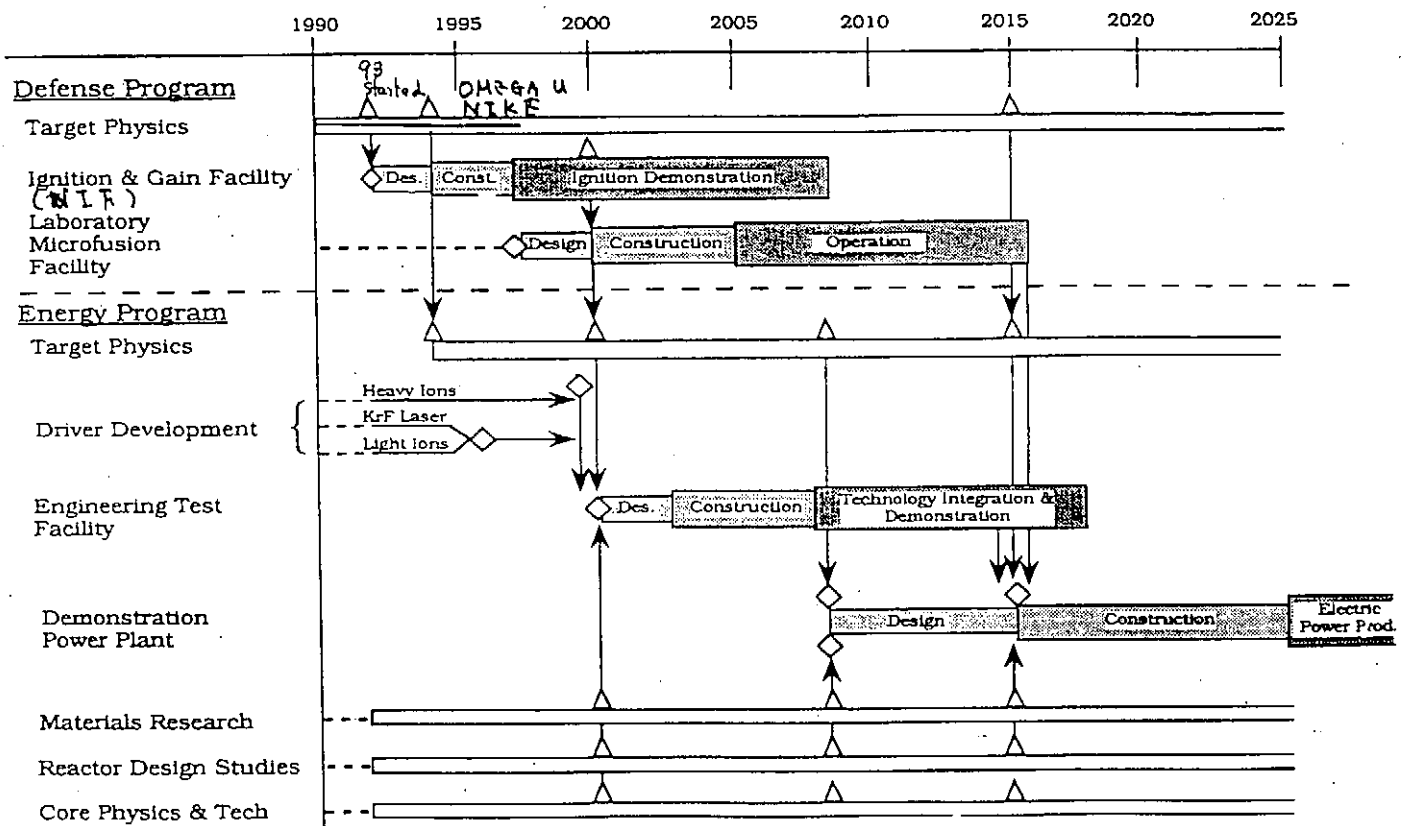
ICF Development Program of Japan (proposed)



ILE OSAKA



IFE DEVELOPMENT PROGRAM (FPAC proposal 1990)



まとめ

- ・ 慣性核融合は、磁場核融合とその基盤となる物理、技術が異なる方式である。このため一方のクリティカルパスが他方のそれになれない。
- ・ ICF研究は物理的に、MCFと同レベルにある。
- ・ 概念設計に観るICF炉はMCF炉より炉工学技術、材料技術で容易である。

D-3He / FRC 核融合炉 : "ARTEMIS - L"

核融合科学研究所 : 富田 幸博、百田 弘

[NIFS Symposium : 29 - 30 Nov. 1993]

○ 21 世紀のエネルギー源

- (1) 環境保全性、安全性 : 放射性廃棄物の少なさ
- (2) 現存の電力プラントに比べて経済的に安価
- (3) 将来の全世界エネルギー需要をまかなえる
充分な資源量

○ D-T 燃料核融合

- 核融合反応で発生する14 MeV 中性子が
構造材料を損傷及び放射化
- 燃料の三重水素の増殖が必要

↓

Cat. D-D 燃料サイクル / D-3He 燃料サイクル

[Fig.1(a), (b)]

- 中性子の担うパワー [Fig.2],
荷電粒子の担うパワー [Fig.3]

燃料	中性子パワー	荷電粒子パワー
D-3He	0.03	0.57
Cat.D-D	0.35	0.37
D-T	0.80	0.20

- ◇ D-3He 燃料核融合 = 核融合パワーの内で中性子の担うパワーが少なく、荷電粒子の担うパワーが多い。

→ プラント効率 : $\eta_p = P_{\text{net}} / P_f$

$$\eta_p = \eta_{\text{ch}} \cdot \frac{P_{\text{ch}}}{P_f} + \eta_r \cdot \frac{P_r}{P_f} + \eta_n \cdot \frac{P_n}{P_f}$$

ここで、 $\eta_{\text{ch}}, \eta_r, \eta_n$ はそれぞれ荷電粒子、輻射、
中性子による出力のエネルギー変換効率

- 荷電粒子出力に対して「直接エネルギー変換器」

の使用 : $\eta_{\text{ch}} >> \eta_r \equiv \eta_n$

- 高効率の発電プラント

D-³He 燃料核融合

⇒

○ 他の燃料核融合に比較して、発生する中性子が少なく、高効率の発電プラントが期待できる。

○ プラズマ温度として 80 - 90 keV の高温が必要

→ プラズマからのシンクロトロン放射損失

$$[\propto T_e^2(1-\beta)/\beta] \text{ を減ずるために}$$

高プラズマ β 値が要請。

： プラズマ β 値 = プラズマ圧力 / 磁場圧力

D-³He 燃料核融合 + 磁場反転配位 (FRC)

磁場反転配位 (Field-Reversed Configuration : FRC) : Fig.4

- (1) 高温プラズマは閉じた磁力線に閉じ込められている。
- (2) 高温プラズマの周辺は開いた磁力線に囲まれている。
その磁力線を直接エネルギー変換器に導くことにより、
プラズマから損失する荷電粒子のエネルギーを高効率に
回収できる。
- (3) トロイダル磁場が無いために高 β 値を持つ配位が
得られる (実験 : $\beta \geq 90\%$) [Tokamak < 10%]

⇒ D-³He 燃料核融合 の特徴を生かすには、高温プラズマ
閉じ込め配位として 磁場反転配位 が最適。

⇒ さらに、磁場反転配位では D-³He 核融合反応で発生した
15 MeV 陽子が選択的に捕獲される。 その高エネルギー・
ビームはプラズマの巨視的不安定性を安定化すると共に、
定常燃焼状態での電流駆動の役割をして配位維持に寄与す
る。

電気出力 1 GWe
D-³He 燃料 FRC 核融合炉 " ARTEMIS - L "

⇒

[Fig.5]

D³He 燃料 FRC 核融合炉 " ARTEMIS - L "

Electron Density : n_e	$5.1 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$
Ion Density Ratio : n_{He} / n_D	1.35
Averaged Plasma Temperature	83.5 keV
External Magnetic Field	5.36 T
Energy Confinement Time	6.9 sec.
Fusion Power	1757 MW
Neutron Power Fraction	0.032
Max. Heating Power (formation phase : 50 sec.)	100 MW · NBI
Plasma Radius	1.68 m
Plasma Length	22.2 m
Plasma Volume	197 m ³
Plasma Current	189 MA

⇒ (1) small plasma volume : 67 ~ 197 m³

[ARIES-III(D³He,Tokamak) : 925 m³, ITER : 548 m³]

→ high power density = 8.9 ~ 26.1 MW/m³

(2) low magnetic field : 5.4 T (Bmax = 6.3 T)

[ARIES-III, ITER : Bmax = 14 T]

(3) small neutron wall load : 0.18 MW/m²

(D-T neutron : 0.12 MW/m², D-D neutron : 0.06 MW/m²)

[ARIES-III : 0.2 MW/m², SSTR : max. 5 MW/m²]

→ 中性子負荷に対する壁材料 : フェライト鋼
(10 MW · year/m²)

→ D³He 燃料核融合 : 約 50 年の材料寿命

Power Flow

[Fig. 6 (a)]

○ 直接エネルギー変換 : プラズマの外側は開いた磁力線

◇ カスプ型直接エネルギー変換器 (Cusp - DEC)

: 電子とプラズマ・イオンの分離 + thermal イオン・エネルギーの回収 → 変換効率 > 65 %

◇ 進行波型エネルギー変換器 (TW - DEC)

: 15 MeV 陽子のエネルギー回収 → 変換効率 > 76 %

⇒ プラント効率 = 57 % [ARIES-III : 33 %, SSTR : 36 %]

Particle Flow

[Fig. 6 (b)]

○ 放射性同位元素 T (トリチウム)

→ プラズマから損失する T は、" unwanted links to nuclear weapons " の観点から燃焼プラズマ中に再注入。

³He 資源

○

(1) 地球上：存在比 $^3\text{He} / ^4\text{He} = 1.4 \times 10^{-4}$

： 大気総量の 10^{-12}

→ 2020年までに約 1000 kg

： weapons + CANDU + natural ;

(2) 月面上の³He

1. 宇宙船 Apollo の資料 2. 反射光分析

3. 宇宙船 Apollo や Ranger VIII の高分解能写真

→ 月の火成岩(玄武岩)を形成する Ilmenite (チタン

鉄鉱： FeTiO_3) 等の中に多くの solar wind particle

が存在 [Fig.7, 8]

◇ "海"(月面の16%)のレゴリス (～ 6 ppb)

= 10.8 mg $^3\text{He}/\text{m}^3$

◇ "高地"(月面の84%)のレゴリス (～ 3 ppb)

= 5.4 mg $^3\text{He}/\text{m}^3$

→ 深さ 3 m の月面 : 715,000 トンの³He

→ 全世界 100 万kW炉 $\times 10^4$ 台 = 1200年分の³Heに相当

(3) 他に、木星大気中 (～ 7×10^{19} トン),

土星大気中 (～ 2×10^{19} トン)

⇒ 燃料の³He に関しては、当面 (約 1000 年) の分は
月面に存在し、その後は他のガス状態星(木星、土
星)に充分な量が存在

○ Cost of Electricity (ESECOM : 1986 \$) : "ARTEMIS - L"

◇ Total Weight : 4,900 トン [ITER : 24,000 トン]

◇ Assumptions :
a fixed-charge rate of 0.0844 ,
interest during construction of 8.56 % ,
and a capacity factor of 75 %.

↓

Net Electric Rating (P_E) 1,000,000 kW

Total Direct Cost 1,030,000,000 \$

Total Capital Cost (C_T) 1,800,000,000 \$

Annual Capital Cost ($C_a = C_T \times 0.0844$)

152,000,000 \$

O&M Cost (C_m) 36,000,000 \$

Fuel Cost (C_f) = 200 \$/g(^3He) 13,000,000 \$

COE = ($C_a + C_m + C_f$) / ($P_E \times 8760 \times 0.75$)

= 30 mill/kWh

[cf. : ARIES-III : 74 mill/kWh, SSTR : 139 mill/kWh]

→ 燃料 ^3He が COE に占める割合 = 3.1 %

⇒ D- ^3He /FRC 核融合炉 "ARTEMIS-L" は経済性に
優れている。

○ 各種電力プラントの安全性

	D-T トカマク	D- ³ He FRC	高速増殖炉
通常運転時	1.7 MCi (1.3 / 0.45)	0.13 MCi (0.4 / 0.14)	380 MCi (76 / 0.9)
事故時	840 MCi (1e3 / 1e5)		1500 MCi (2e4 / 2e5)
大事故時			5600 MCi (8e4 / 5e5)
安全性	レベル II~III LOCA, LOFA等による プランケット材流出 : 受動的対策	レベル I 本来的安全 による核分裂生成物の 流出 : 能動的対策	レベル IV LOCA, LOFA等による 核分裂生成物の 流出 : 能動的対策

LOCA : Loss of Coolant Accident, LOFA : Loss of Flow Accident
 (/): 最大全身被曝 (rem) / 最大地表被曝 (rem)
 最大全身被曝は炉心から1 km の地点での 13 日間の可能な被曝線量
 (限界値: 200rem)、最大地表被曝は炉心から 10 km の地点での 50 年
 間の地表の線量 (限界値: 25rem)

⇒ D-³He/FRC 核融合炉は通常運転時に放出される放射能は
 最大 13 万キュリーで、これによる最大全身被曝線量は限
 界値 (13日 200レム) の1 / 500、また公衆最大被曝線量
 (限界値: 年間5レム) は年間3 ミリレムと非常に少ない。
 しかも、トリチウム増殖用プランケットを持たないので
 核余熱による事故がなく、本来的に安全 (Inherently Safe)
 である。

○ 各種電力プラントからの放射性廃棄物

	D-T トカマク	D- ³ He FRC	高速増殖炉
耐用年数	6 30(シールド)	30 (0.4 / 0.14)	30 (76 / 0.9)
[地表廃棄/30年]			
廃棄物体積	2380 m ³	460 m ³	440 m ³
最大被曝線量	0.034 rem	0.00024 rem	
[深層廃棄/30年]			
廃棄物体積	25 m ³	0	120 m ³
最大被曝線量	0.66 rem		34000 rem

⇒ D-³He 核融合炉 (耐用年数 30 年) の廃棄物は 460 m³ で
 トカマク炉の 1/5 でしかもそれによる最大被曝線量
 (Intruder Dose) は 0.24 ミリレム/年にすぎず、地表廃棄
 が可能となり深層廃棄物は存在しない。このように、
 D-³He / FRC 核融合炉は環境保全性に極めて富んだ電力
 プラントである。

- (1) **D-³He 燃料核融合** は、燃料に三重水素を使用せず、14 MeV 中性子の発生が少ないという特徴から環境保安全性、安全性の点で非常に優れたエネルギー源になり得る。
- (2) 燃料資源に関して、D は海水中 (HDO の形で約 0.03 % 存在) から入手可能であり、³He は月面に約 1200 年分存在し、採掘の検討も行われ経済的に充分採掘可能である。さらに木星、土星にはほぼ無尽蔵に近く存在している。
- (2) D-³He 燃料核融合の持つ特性を有効に活用するためにはプラズマ閉じ込め配位として **「ARTEMIS-L」** が最適であると思われる：
- (3) D-³He 燃料 FRC 核融合炉を 30 年間使用した後に出る放射性廃棄物量は約 400 m³ で、その最大被曝線量は 0.0024 mSv (= 0.24 mrem) と公衆の年間線量当量限度の 1mSv (= 0.1 rem) に比べて非常に少ない。従って、これらの廃棄物は地表廃棄が充分可能となり、環境保安全性の観点から非常に優れた発電プラントである。
- (4) しかしながら、磁場反転配位 (FRC) に関するデータ・ベースは非常に少ない。今後、この磁場配位を用いたプラズマ閉じ込め実験研究が国際共同研究も含めて強力に遂行される必要がある。

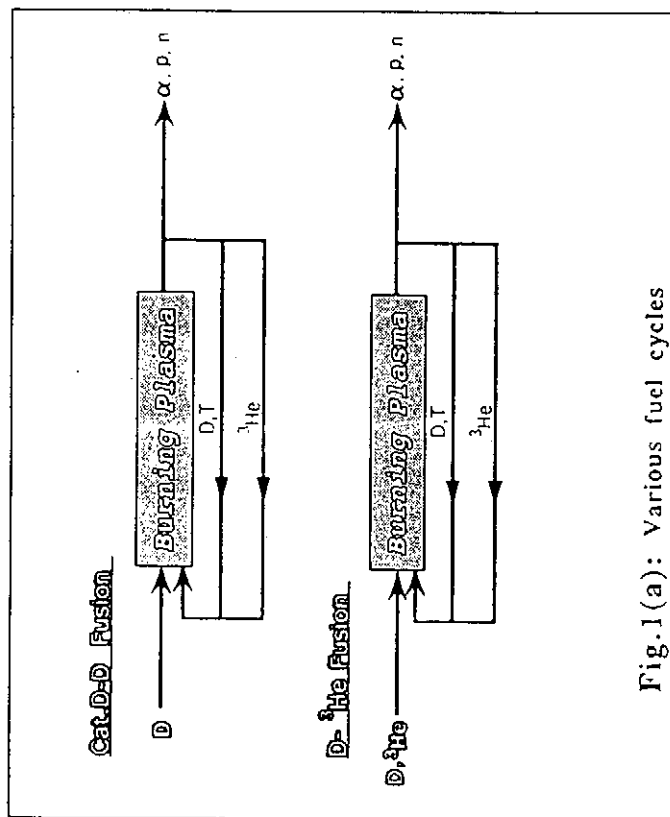


Fig.1(a): Various fuel cycles

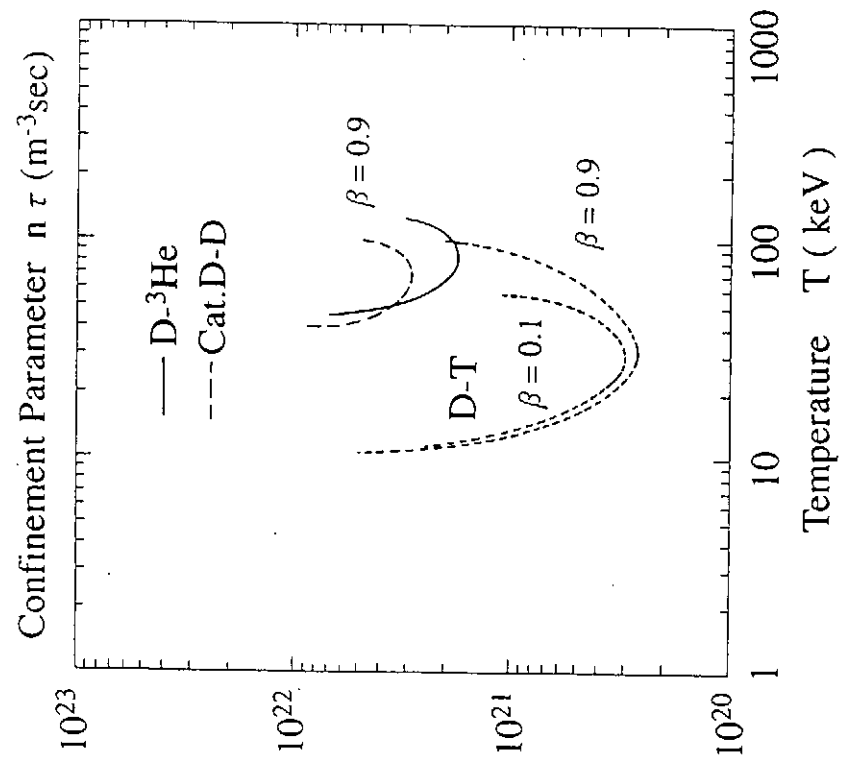


Fig.1 (b) Confinement Parameter : $n_e \tau_e$

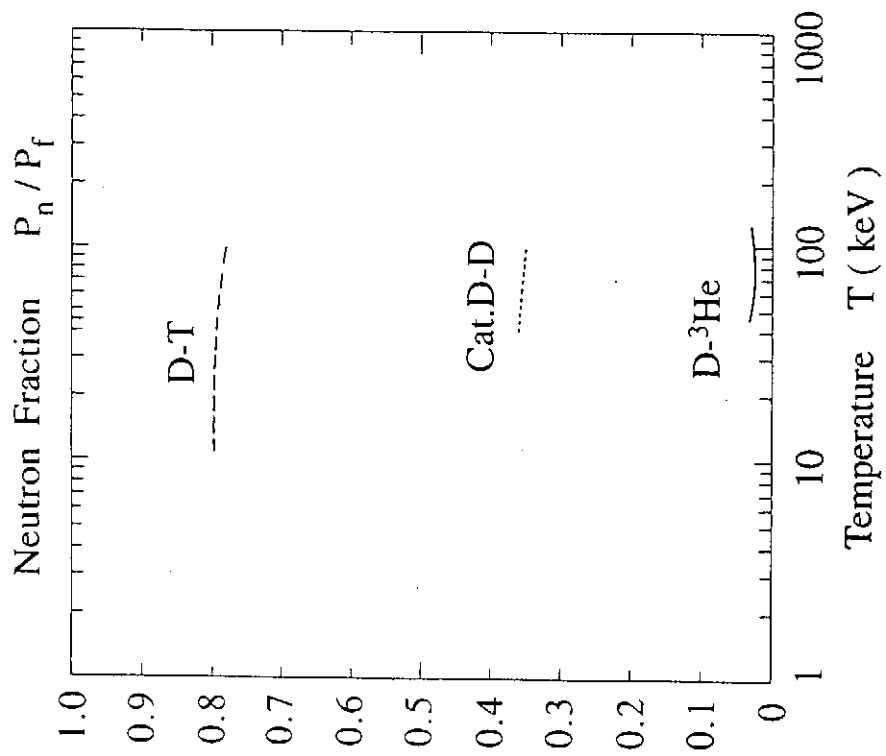


Fig.2 Fusion power carried by neutrons

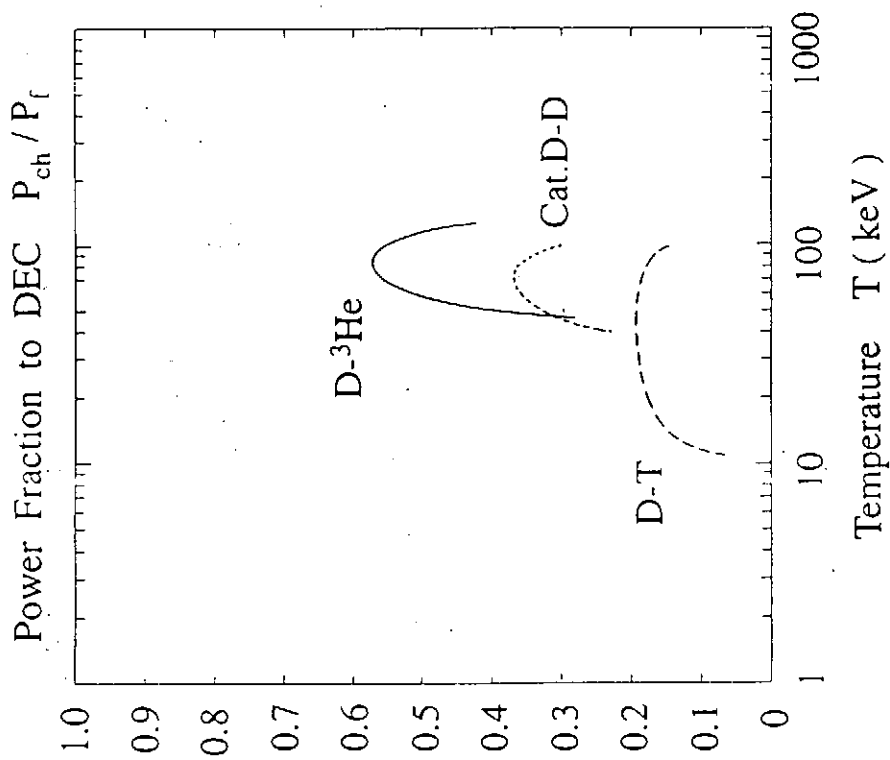


Fig.3 Fusion power carried by charged particles

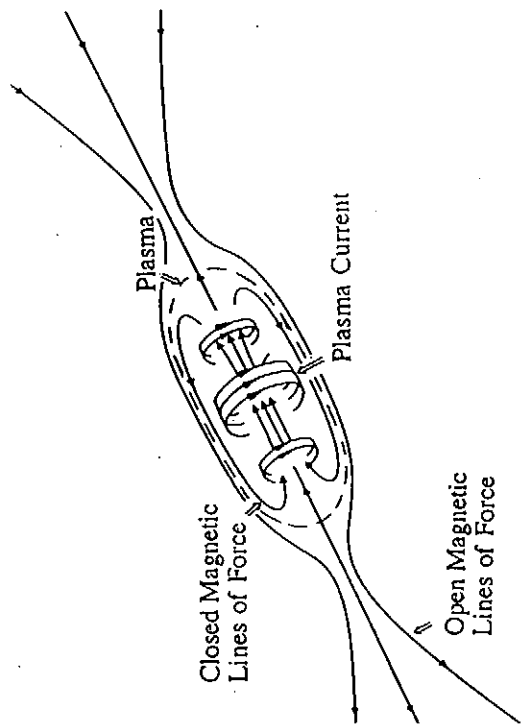


Fig.4 Field-Reversed Configuration : FRC

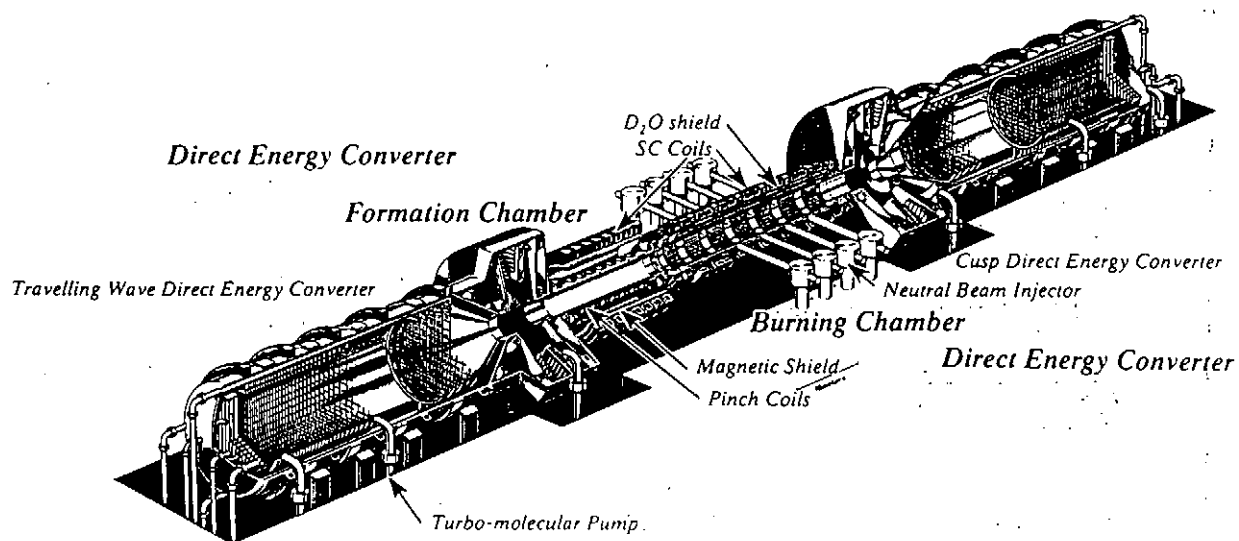


Fig.5 電気出力 1 GWe $D-^3He$ 燃料 FRC 核融合炉 "ARTEMIS - L"

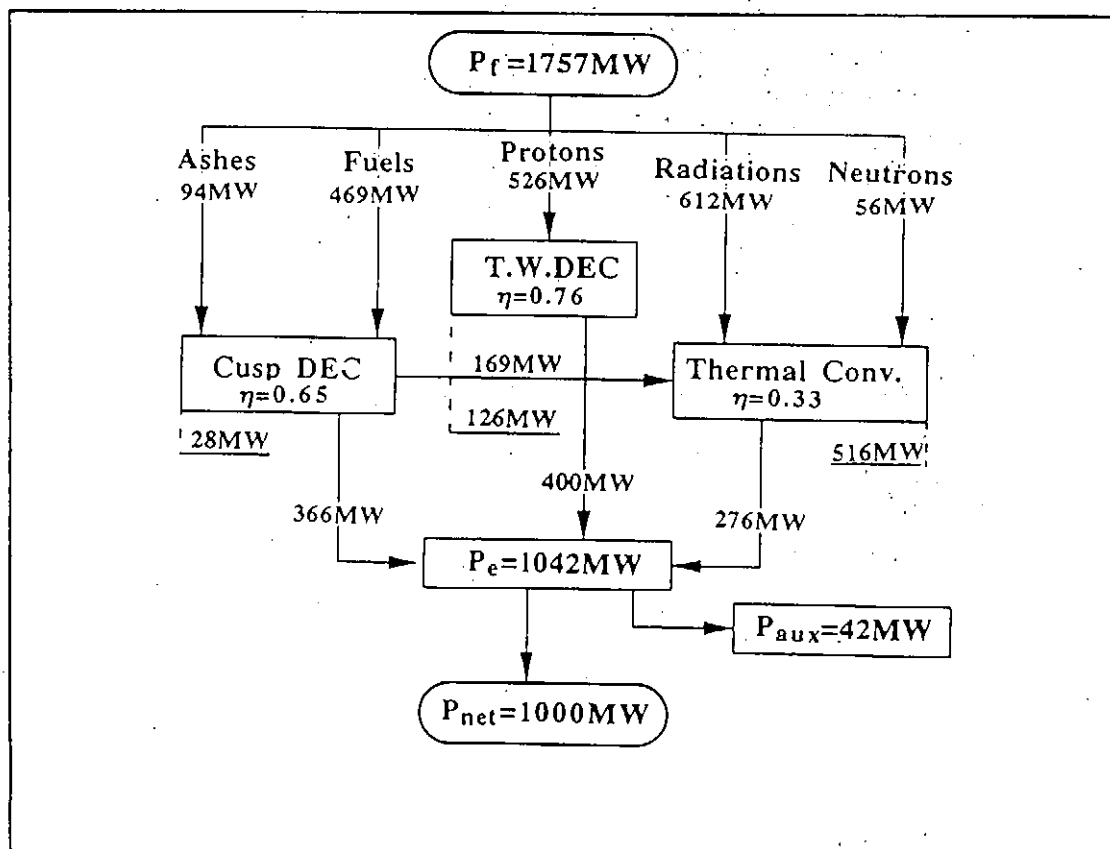


Fig.6 (a) "ARTEMIS - L" : Power Flow

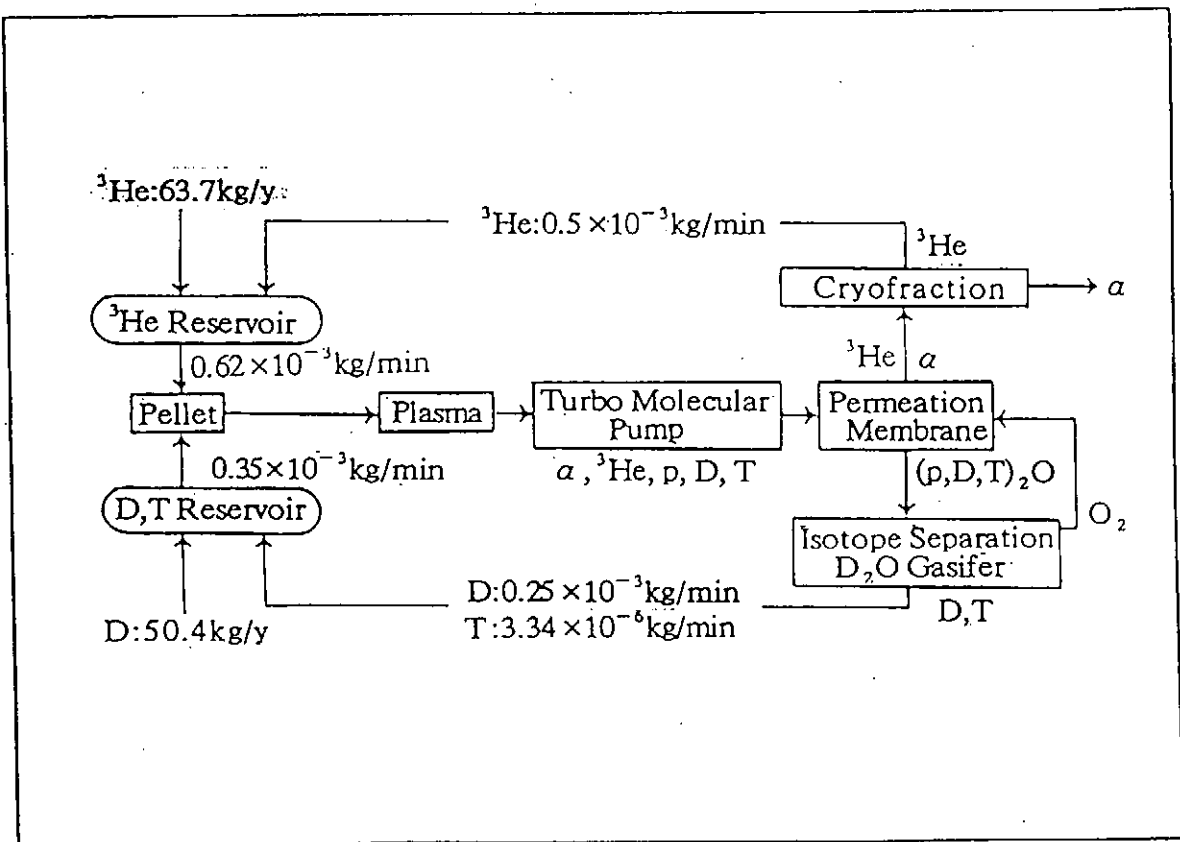


Fig.6 (b) "ARTEMIS - L" : Particle Flow

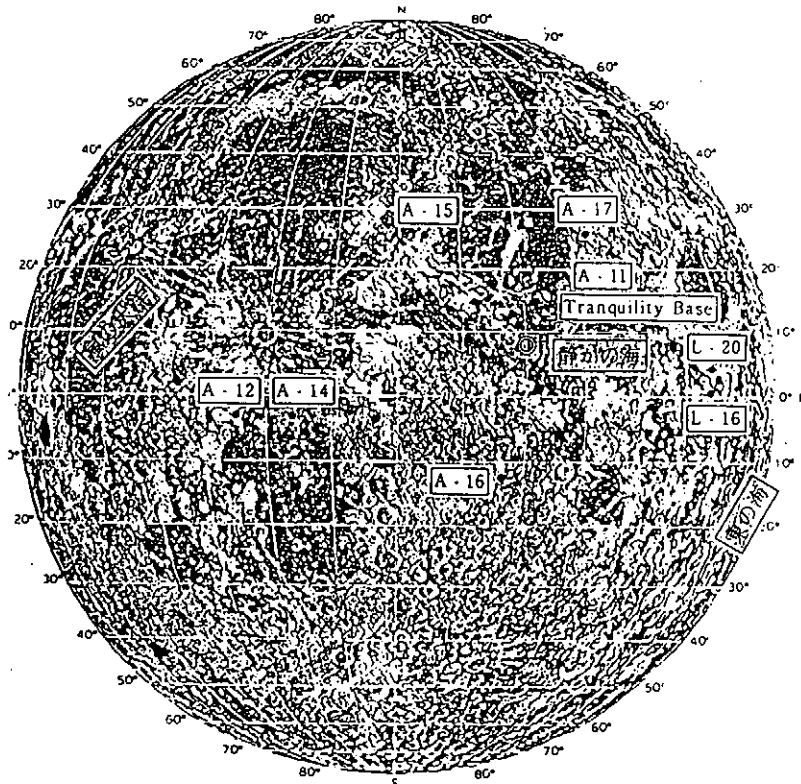
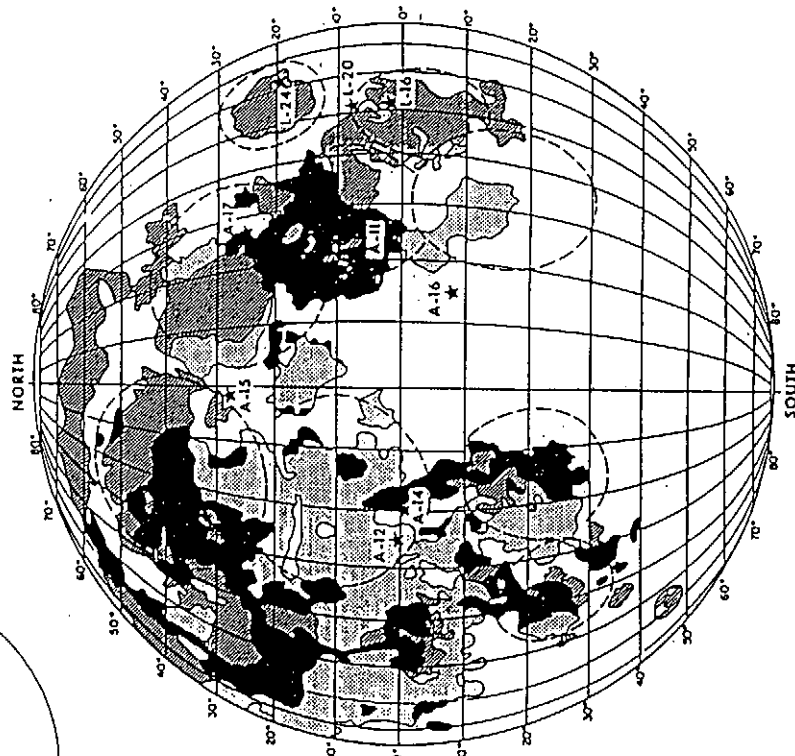
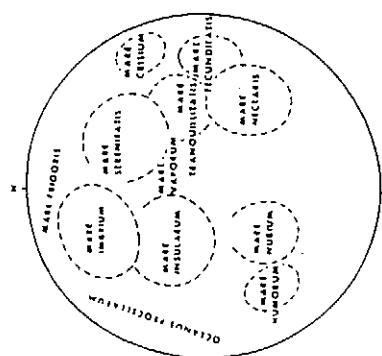


Fig.7 月の表: "海"は火成岩(玄武岩)で Ilmenite (チタン鉄鉱)に富んでいるために黒っぽく見え、"高地"は主成分の斜長石に含まれる Al や Ca のために白っぽく見える。

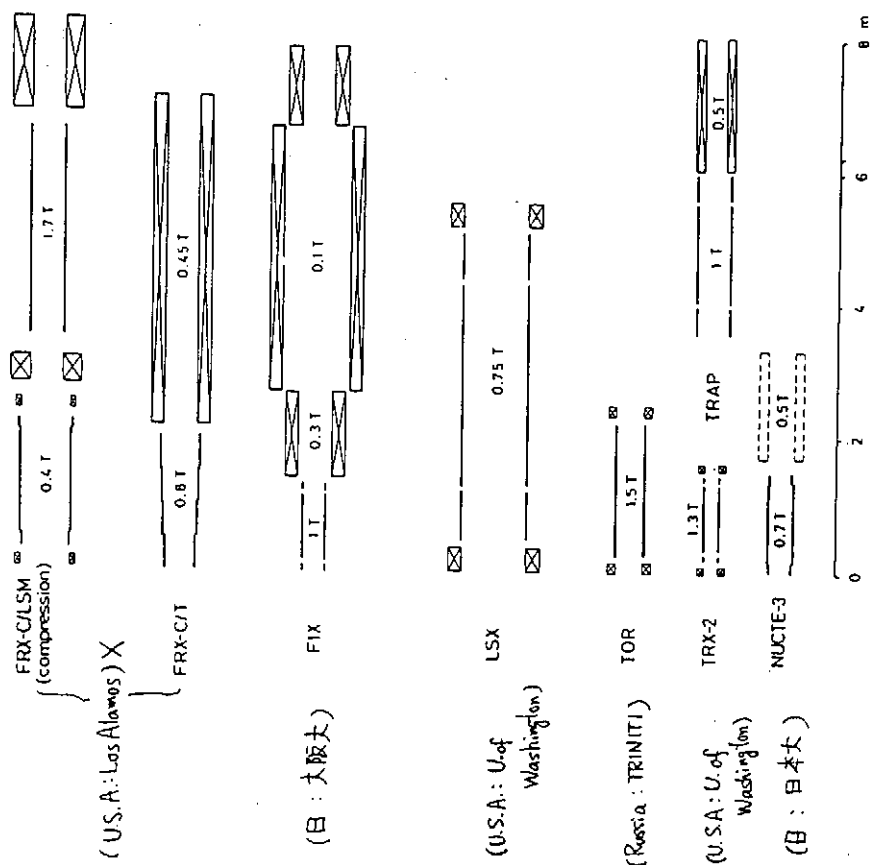
A-11からA-17はアポロ11~17号(13号は着陸しなかった)の月面での着陸地点を示す。L-16とL-20はソ連の月16号と20号の着陸地点を示す。



BLUE 8-14
 ORANGE 1.5-5
 RED <1.5

Fig. 8 月面の TiO_2 の分布

2. FRC実験のスケール



○ FRC プラズマ実験結果の現状

プラズマ：半径×長さ

◇ LSX (Univ. of Washington) : 15 cm×155 cm

TOR (TRINITI : Russia) : 10 cm×80 cm

◇ 電子温度 : $T_e = 100 \sim 400$ eV

イオン温度 : $T_i = 0.5 \sim 3.0$ keV

プラズマ密度 : $n = 1 \sim 10 \times 10^{21} \text{ m}^{-3}$

平均ベータ値 : $\langle \beta \rangle = 0.8 \sim 0.95$

◇ エネルギー閉じ込め時間 ($\sim 0.5 \times$ 粒子閉じ込め時間)

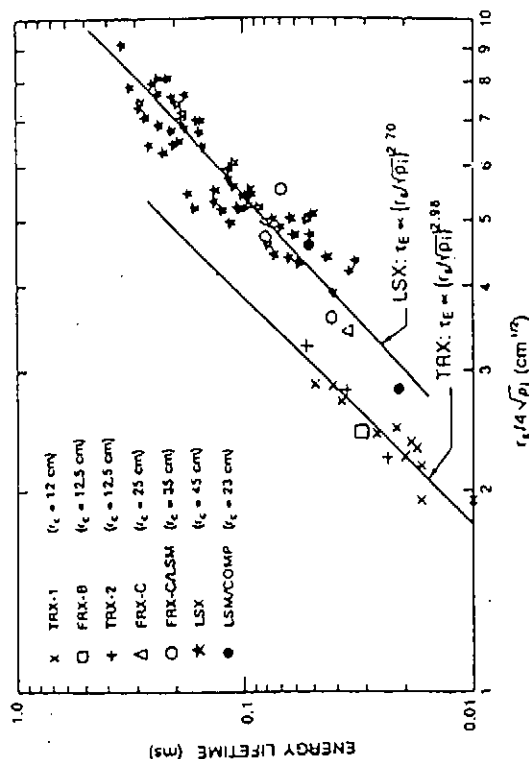
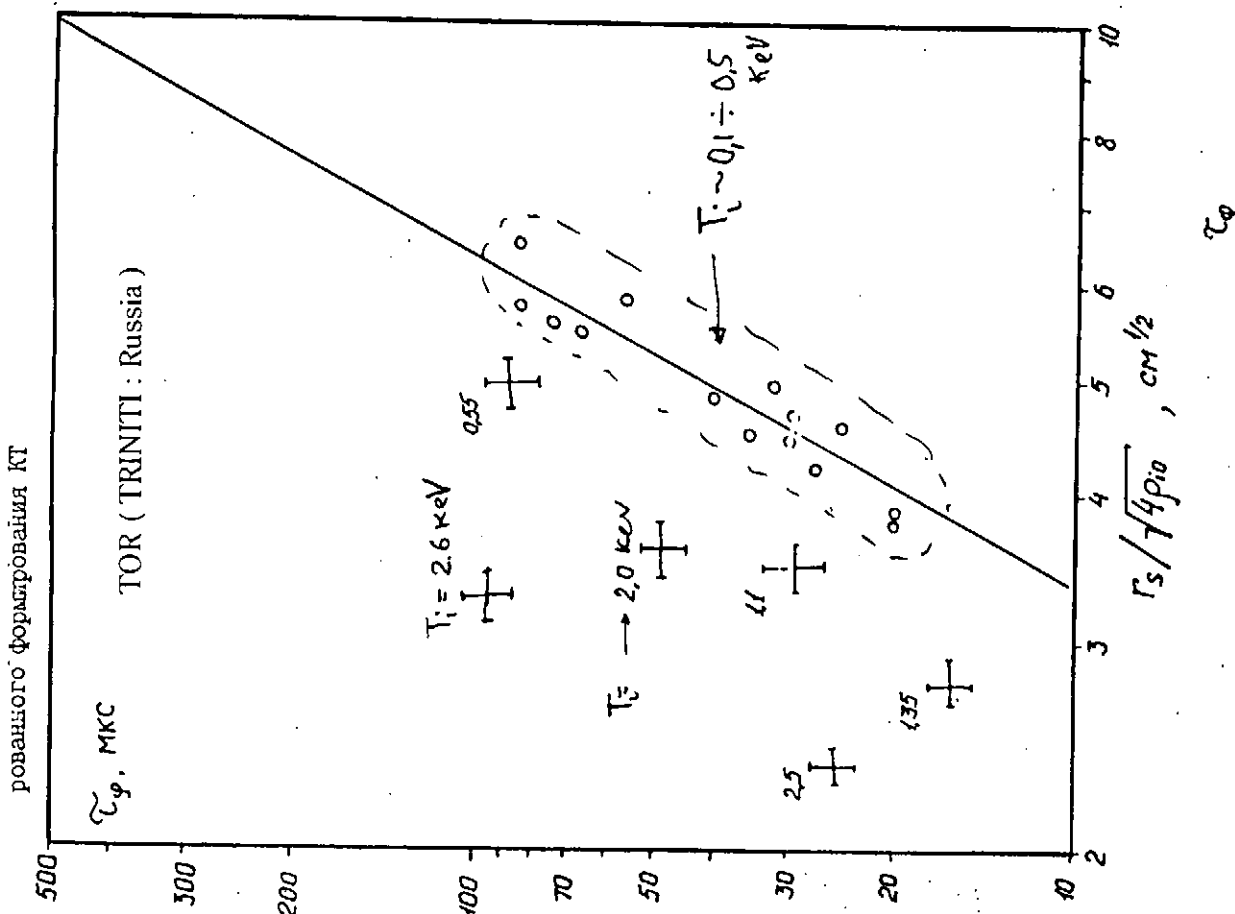


FIG. 9. Energy lifetime scaling for different device sizes.



○ -уст. ТРХ, $\square$ -уст. ТОР. сплошная линия - $\tau_{\phi}^c = k \cdot (r_s / \sqrt{4 \pi n_0})^{2.5}$

Рис.5.1.

○ FRC プラズマの今後の検討課題

- (1) FRC プラズマの粒子、磁束、エネルギー閉じ込め時間を決定している要因の実験的、理論的解明。
- (2) プラズマ加熱によるFRC プラズマの高温化
→ 高温プラズマでの物理現象の解明。
- (3) NBI 等の高エネルギー・ビームの存在する系での FRC プラズマの振舞い。
- (4) その他、燃料供給等。

NIFSシンポジウム
「核融合炉開発研究のアセスメント」

「トカマク型核融合炉研究の 現状と将来」

—D³He トーラス炉へ向けて—

東大 工学部
小川 雄一

核融合開発戦略（トカマク）

早期実現

（開発時期：社会性）

パルス運転炉

JIT, IDLT

(UWMAK)

魅力的DT核融合炉

（経済性）

定常炉

SSTR, ARIES-I

(STARFIRE)

アドバンス燃料(DD, D³He)

（安全性）

advanced tokamak

ARIES-III

(WILDCAT)

conventional or advanced concept
for plasma physics and fusion technology

@閉じ込め性能(H-factor)

$$\tau_E = f_H \cdot \tau_{L-mode}$$

~ 2 (H-mode)

4 (VH-mode)

● ベータ限界(Troyon factor)

$$\beta_t \approx \frac{P}{B_t^2 \mu_0} \sim \frac{I_p}{a B_t}$$

~ 3

> 5 (2nd stability)

● ヘリウム排気(recycling rate: R)

$$\tau_p^* = \frac{\tau_p}{1-R}$$

> 0.9

<< 1

● 電流駆動 (γ : m⁻²MA/MW)

$$\gamma_{CD} = \frac{n R I_p}{P_{CD}}$$

< 0.5

> 1

@ダイバータ熱処理

$$P_{div} < (5 \sim 10) \text{ MW/m}^2$$

common (gas divertor, etc.)

@電流崩壊(disruption)

common

β -limit

$$\beta_t \approx \frac{I_p}{a B_t}$$

Troyon limit

VOLUME 62, NUMBER 11

PHYSICAL REVIEW LETTERS

13 MARCH 1989

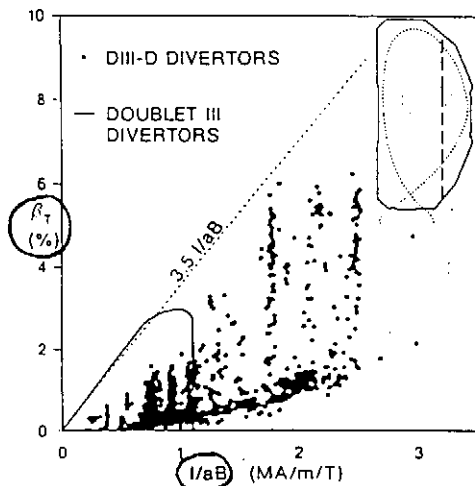


FIG. 1. Operating regime of DIII-D divertor discharges. The dashed line represents the scaling of maximum achievable β from Doublet III (Ref. 3). The solid line shows the envelope of Doublet-III divertor discharges. Inset: Equilibrium flux surfaces of the highest- β discharge (55390).

has not been an extensive effort to establish a q limit in DIII-D, we believe that $q_{95} = 2.0 \pm 0.2$ represents the minimum in both DIII-D elongated limiter and divertor discharges.

A volume-average toroidal β of greater than 5% has

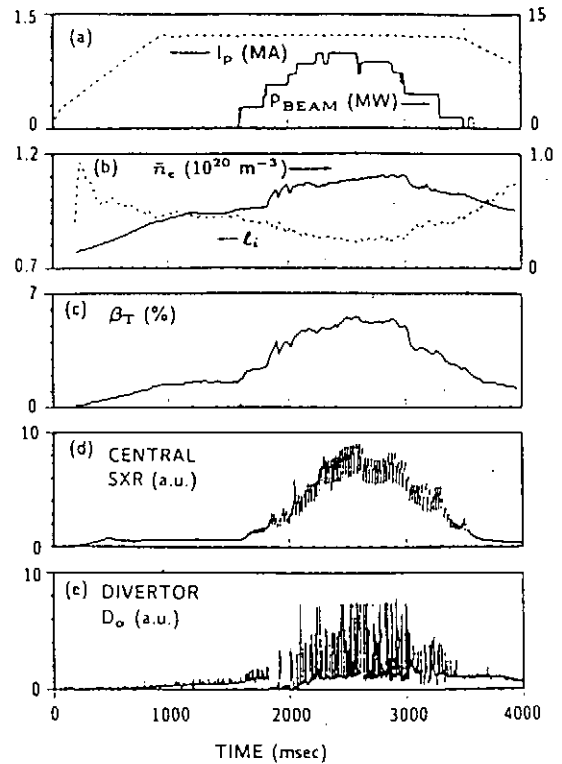


FIG. 2. Temporal evolution of a typical high- β discharge.

2nd stability regime

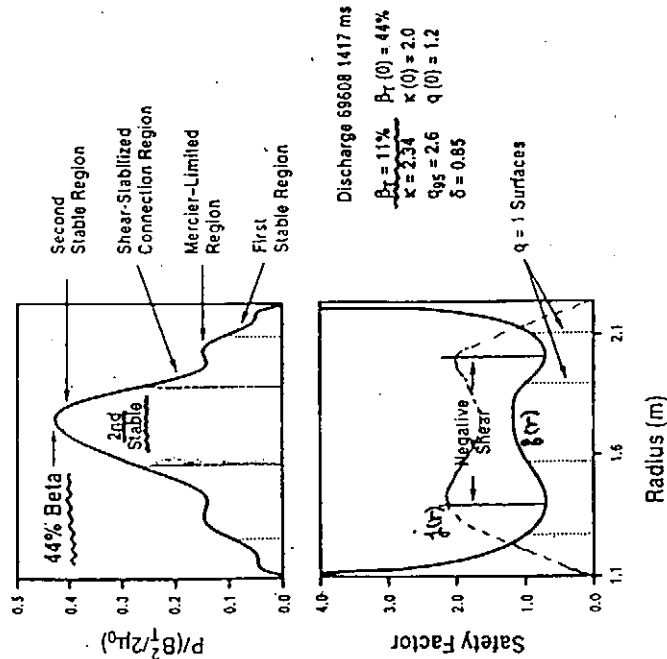


Fig. 5. Radial profile of (a) plasma pressure and (b) safety factor q of a second stable core plasma.

Simonen STATUS AND PLANS FOR DIII-D

EXPERIMENTAL CURRENT PROFILES	ACHIEVED	TOOLS NEEDED TO SUSTAIN FOR 10 SECONDS AT 2 T
	VH-mode $H = 3.5, \beta_N = 3$ $q_a = 3.5, q_0 = 1$ $Z_i = 1.4$	More E-field shear Wider bootstrap region Wall stabilization
	Second Stable Core $H = 1, \beta_N = 3.5$ $\beta(0) = 44\%, \beta_r = 11\%$ $q_a = 2.6, q_0 = 1.1$ $Z_i = 0.9$	ECCD = 4 MW NBCD = 25 MW $H = 2.2, \beta_N = 4$
	Peaked $J(r)$ $H = 3.6, \beta_N = 6.5$ $q_a = 8.6, q_0 = 1$ $Z_i = 1.8$	FWCD = 7 MW ECCD = 7 MW $H = 4, \beta_N = 6$
	High eB_p $H = 3, \beta_N = 3.5$ $q_a = 17, q_0 = 1.5$ $Z_i = 1.1$	FWCD or ECCD to hold $q(0) > 2$

Fig. 5. Measured plasma current profiles for four advanced tokamak operating modes. The calculated current drive

Bootstrap 電流

956 解 52

JT-60

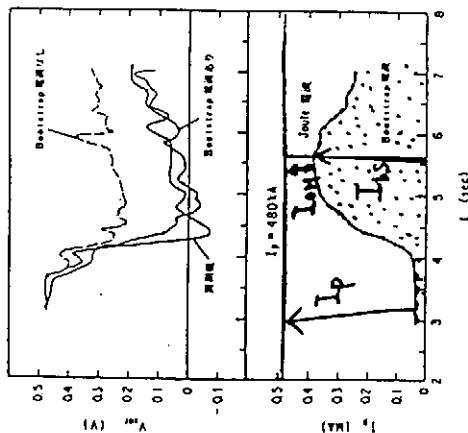


図8 JT-60高電圧を説明するためには
現象が予測するブートストラップ電流を
考慮する必要がある。

第8図 JT-60高電圧ダイアルβ放電における
全プラズマ電流の80%をブートス
トラップ電流で駆動した放電波形

排気ポンプ能力

$$\begin{aligned} \frac{d}{dt} N_{DT} &= -\frac{N_{DT}}{\tau_p} - S_{\alpha} + S_{DT} = 0 \\ \frac{d}{dt} N_{He} &= -\frac{N_{He}}{\tau_p} + S_{\alpha} = 0 \end{aligned}$$

$$\Rightarrow \begin{aligned} (i) \quad f_{He} &= \frac{N_{He}}{N_e} = \frac{S_{\alpha}}{S_{DT} + 2S_{\alpha}} \\ (ii) \quad \text{pump 能力} &= \frac{N_{DT}}{\tau_p} + \frac{N_{He}}{\tau_p} = S_{DT} + S_{\alpha} \end{aligned}$$

数値例

$$P_f = 3 \text{ GW}, \quad P_{\alpha} = 0.6 \text{ MW}$$

$$\Rightarrow S_{\alpha} = 1.1 \times 10^{21} \text{ atoms/sec} \Rightarrow \sim 30 \text{ torr}\cdot\text{l/sec}$$

$$\sim 4 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{sec}$$

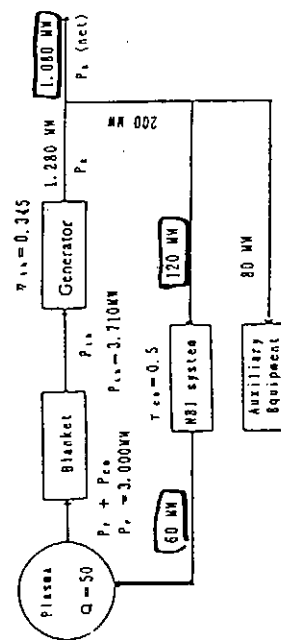
$$\therefore f_{He} \sim 0.1 \text{ on B-K-M pump 能力 } \sim 1.7$$

$$\sim 300 \text{ torr}\cdot\text{l/sec} = 10^{-3} \text{ torr}\cdot\text{l} \times (3 \times 10^3 \text{ l/s})$$

$$(\sim 40 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{sec})$$

Vol. 32, No. 1(1990) ブートストラップ電流を利用した高効率核融合炉

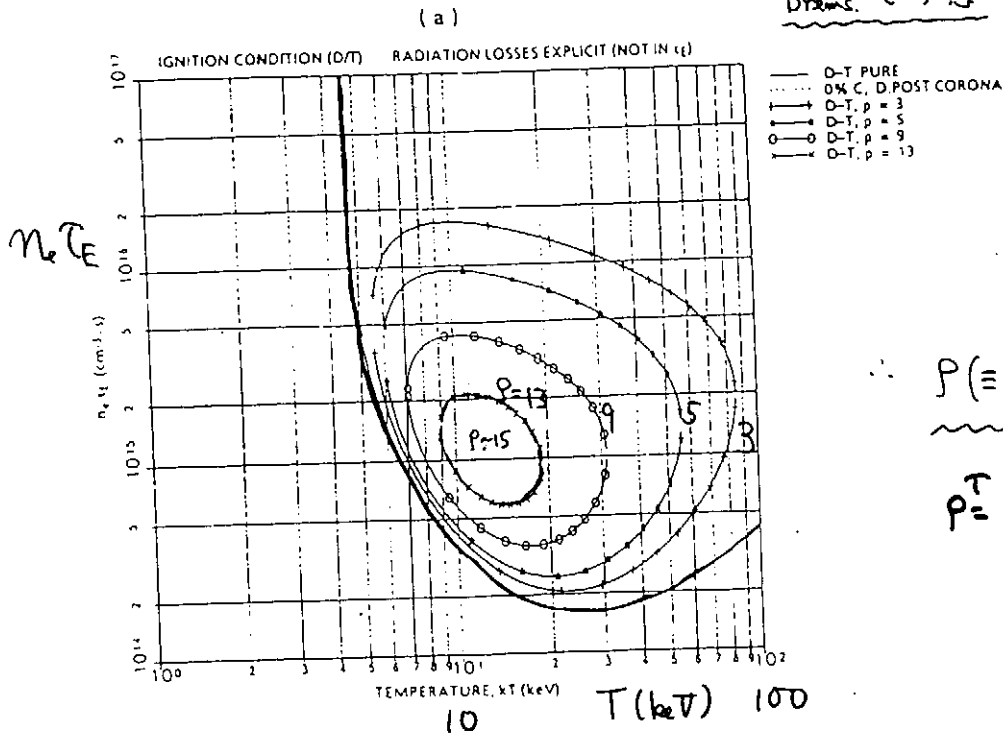
957



第10図 SSTRのエネルギーフロー

BURN CONDITION

Burns. 2 考慮



$$\rho \left(\equiv \frac{T_p}{T_e} \right) \lesssim 15$$

$$\rho = \frac{1}{1-\beta} \frac{T_p}{T_e}$$

BURN CONDITION

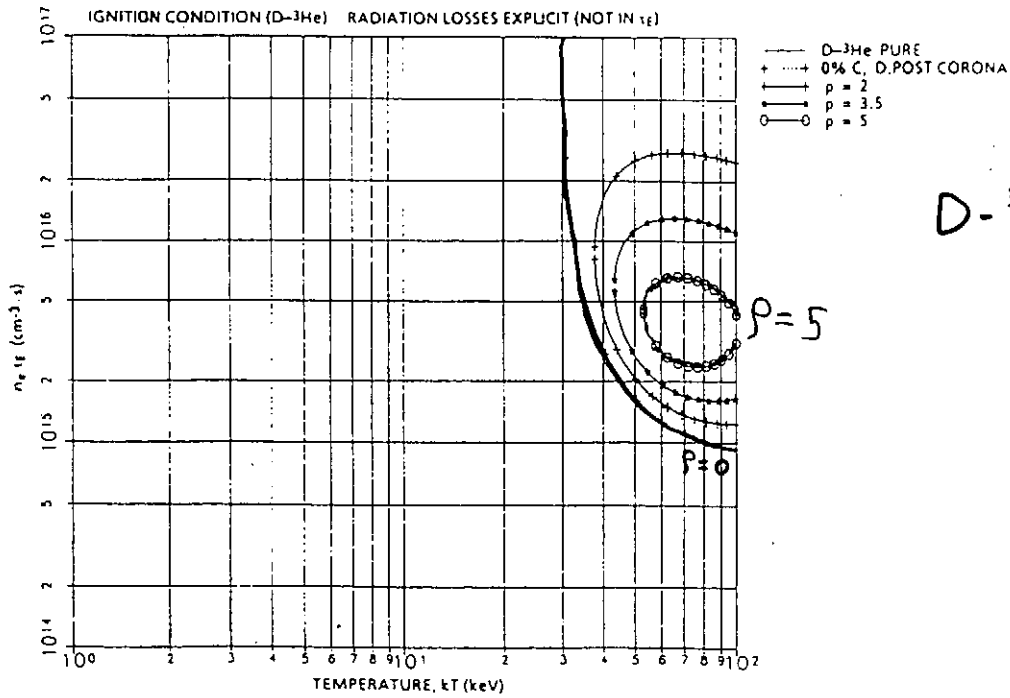
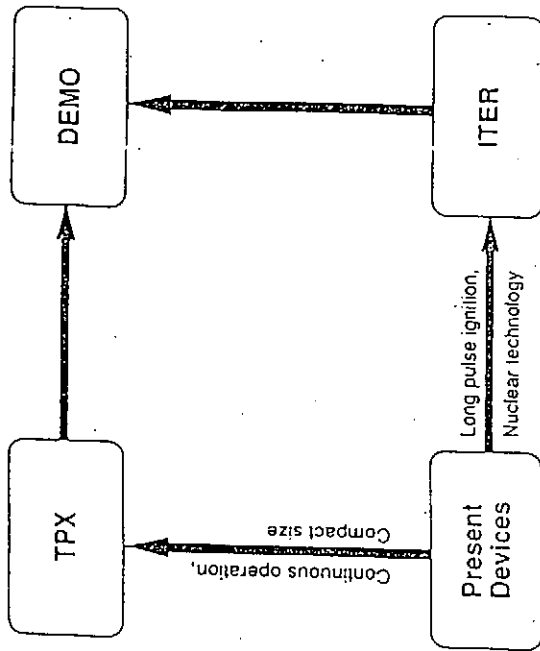


FIG. 8. Ignition parameter $n_e \tau_E$ in a pure (no impurities except ashes) burning D-³He plasma as a function of T and p (to be compared with Fig. 4(a)).

TPX project at PPPL



Mission & Objectives of TPX

The mission of the Tokamak Physics Experiment (TPX) is to develop the scientific basis for a compact and continuously operating tokamak fusion reactor.

Supporting Objectives are to:

- Optimize plasma performance through active control of the current profile and of plasma-wall interactions, and by advanced plasma shaping – leading to a compact tokamak fusion reactor.
- Achieve this optimization using techniques for non-inductive current drive and profile control that are consistent with efficient continuous operation of a tokamak fusion reactor.
- Demonstrate the integration of optimized plasma performance and efficient continuous operation in fully steady-state tokamak plasmas.

#RUC-279

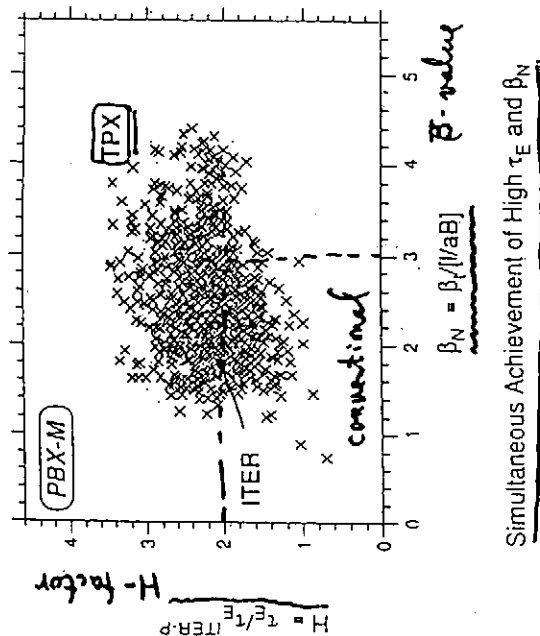
TPX Experimental Objectives

Simultaneous achievement of:

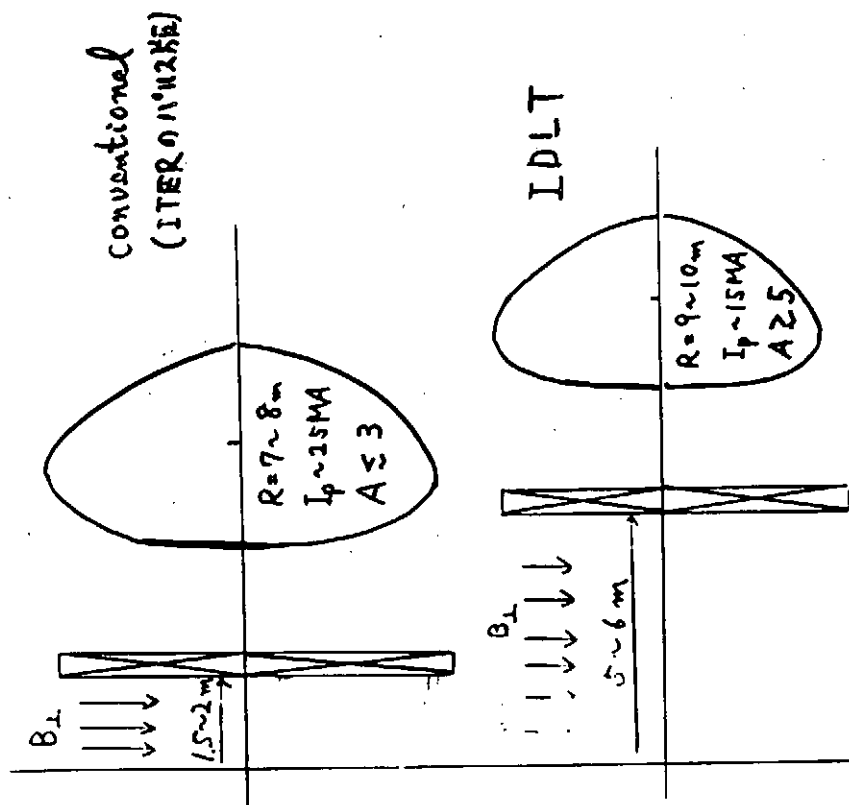
- Efficient current drive, via high bootstrap fraction, extrapolating to $Q_{CD} = 15 - 30$ in a steady-state reactor.
- Advanced tokamak operation:
 $\beta_N^* = 5 - 6$ ($\beta_N = 4-5$) & $H = 3 - 4$, at $q_{95} \sim 4$
- Advanced power and particle exhaust, extrapolating to $\sim 3 \text{ MW/m}^2$ neutron flux & $\sim 10\%$ He ash.
- High plasma and component reliability: 80% availability of all components, ~ 1 disruption / 10 hours

on timescales long compared with current-relaxation and plasma-wall-equilibration times.

#RUC-340
3/26/93



#RUC-131
3/26/93



フラスマ解析

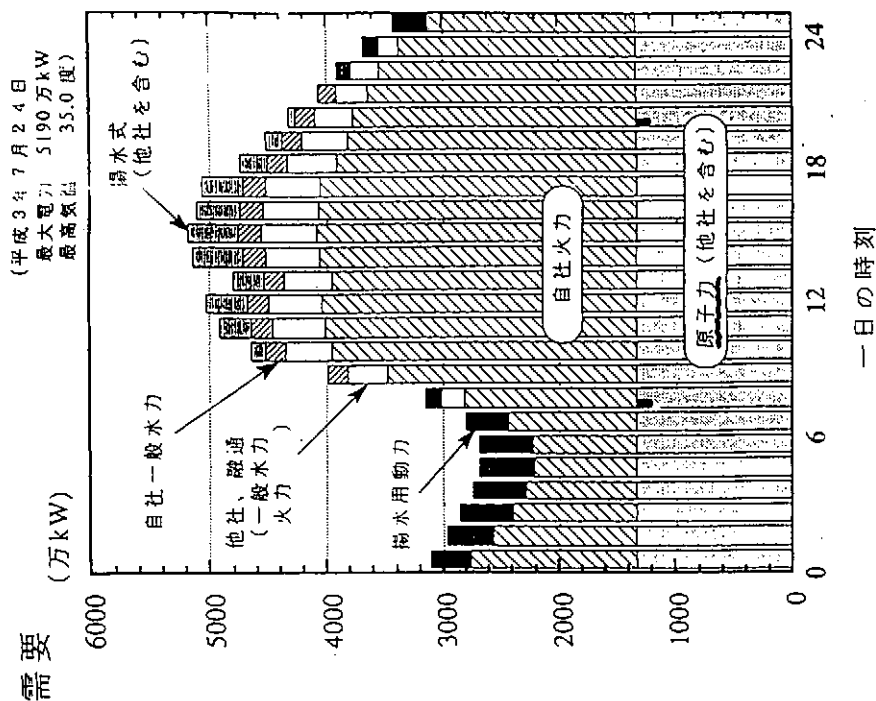
- ・ ignition 条件 / フラスマ立上げ・立上げ
- ・ 燃焼制御
- ・ 電流分布 (B.S.+Ohmic) / MHD解析

システム解析

- ・ コスト評価 / 材料疲労評価

新エネルギー・財源(補償)システム

- ・ 水素・炭素・水素・炭素・水素・炭素



既設電力系統に対する整合性

(東京電力火力部石丸氏からのコメント)

日本の電力システム

- @東京電力として最大50GWを供給している。
- その内、13GWが原子力発電。
- @電力需要が昼と夜で大きな変動
(50GW対25GW)
- @発電システムの予備率として数%確保してある。
- @火力発電所の負荷上昇率は約10%/分である。
- @出力を瞬時に遮断できよう設計されている。
(落雷等の場合を想定して、毎年定期点検ではこの出力遮断テストが行なわれる。)

IDLT炉の適合性

- @数分間の運転休止による稼働率の低下は無視できる。(高々1%:10分/10時間)
- @休止時間を屋の数時間を避ける。
- @瞬時の出力遮断には対応可能
- @休止中の電力は電力システム全体で対応(50GWの電力システムに対して1GWの電力停止は十分対応できる擾乱)

---> エネルギー貯蔵システムは 不要

TABLE 1. REFERENCE PARAMETERS OF THE STEADY STATE TOKAMAK REACTOR.

Parameters	Value
Major radius, R_0	9.0 m
Minor radius, a	2.2 m
Elongation, s	1.8
Triangularity, δ	0.3
Aspect ratio, A	4.1
Plasma volume, V_p	1500 m ³
Plasma current, I_p	12 MA
Toroidal field, B_0	7.33 T
Safety factor, q_{90}	5.0
Toroidal beta, β_t	2.55%
D-T beta, β_{DT}	1.9%
Potential beta, β_p	2.0%
Troyon factor, g	3.5
Average D-T density, $\langle n_{DT} \rangle$	$7.6 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$
Average density, $\langle n_e \rangle$	$8.9 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$
Average thermal pressure, $\langle nT \rangle$	$13.8 \times 10^{19} \text{ keV} \cdot \text{m}^{-3}$
Pressure peaking factor, $n(0)/\langle n \rangle$	3
Central temperature, $T(0)$	34 keV
Bootstrap current, I_{bs}	8-9 MA
Beam driven current, I_b	3-4 MA
NET power, P_{net}	70 MW
Beam energy, E_b	1.0 MeV (D ⁺) 1.2 MeV (T ⁺)
Fusion power, P_f	2.5 GW
Fusion power density, P	1.7 MW·m ⁻³
Neutron wall loading, P_n	2.6 MW·m ⁻²
Alpha particle power, P_α	0.5 GW
Plasma energy, W_p	1300 MJ
Power gain, Q	30
Fuel burn rate, $\dot{N}^{DT}$	$1.8 \times 10^{19} \text{ s}^{-1}$
Fuelling rate, $\dot{N}_f$	$4 \times 10^{19} \text{ s}^{-1}$
Particle confinement time, τ_p	1.0 s
Particle outflux, Γ_{out}	$1.3 \times 10^{23} \text{ s}^{-1}$
Divertor length, L_d	20 m
Scrape-off density, n_s	$6 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$
Divertor density, n_d	$2 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$
Scrape-off temperature, T_s	200 eV
Divertor temperature, T_d	30 eV
Scrape-off thickness, δ	0.04 m
Flux multiplication factor, R_{90}	30
Particle flux ratio, Γ_{out}/S_{90}	140

$n_s = n_{90} (1 - (r/a)^2)^{0.5}$, $T_s = T_{90} (1 - (r/a)^2)^{0.5}$.

SSTR

by JAERI

High Bootstrap current fraction

$I_p = 12 \text{ MA}$

$(I_{bs} = 9 \text{ MA})$

$(I_{om} = 3 \text{ MA} \leftarrow \text{C.D.})$



$P_{CD} \sim 60 \text{ MW}$
 $(Q = 30 \sim 50)$

$B_{max} = 16.5 \text{ T}$

$\Rightarrow R = 7 \text{ m}$

$(B_{max} = 12 \text{ T} \Rightarrow R = 9 \text{ m})$

Major parameters of the SSTR

Hilbert 22

3.3.1. Major parameters of the SSSTR

plan and side views of the tokamak and the Negative NNBI system are shown in Figs. 6 and 7. The 2 MeV, 60 MW NNBI system is used to realize a steady state. Four units of steam generators, pellet injector, ECH system and two maintenance systems are located in the reactor hall.

Key features of the SSTR on the technical front are:

- (1) a single-null divertor configuration to reduce magnetomotive force and the power supply capacity of the poloidal field coils;



- (2) low-voltage plasma break down ($V_{\text{app}} = 4$ V) using 5 MW ICH pre-ionization;
- (3) a simple shield integrated vacuum vessel having low one-turn resistance ($4 \mu\Omega$);
- (4) two layers of blanket structure for periodic replacement of the plasma facing units;
- (5) functionally girded material to reduce electromagnetic force on the replaceable blankets;

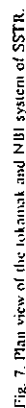


Fig. 7. Plan view of the tokamak and NBI system of SSTR.

first stability region (FSR) values of ARIES-III

1) Includes a fraction (0.35) of the current driven by synchrotron radiation.
2) The plasma current driven externally is considered to be greater than 35% of the plasma current.
3) All costs are reported in 1980 \$.
4) The COE without safety cost credits ($LSA = 4$) is also reported in parentheses.

synchrotron radiation
→ direct conversion

- 2nd stability

8 ~ 15

Factor

三

$$\text{Cash/p} = 2$$

...

1,301

$P_{CO} = 172 \text{ MW}$
(Corn: CD
Soy: soybean)

 $\Rightarrow$ $\therefore R = 7.5 \text{ m}$
$$R_{ms} = 14 \text{ T}$$

1st stability

5
m
"
ot

H-factor

$$f_1 = 3.7$$

2

...

17M119-5

$$p_{CO} = 285 \text{ Pa}$$

11

Bundle divertor



DITE tokamak (Culham)

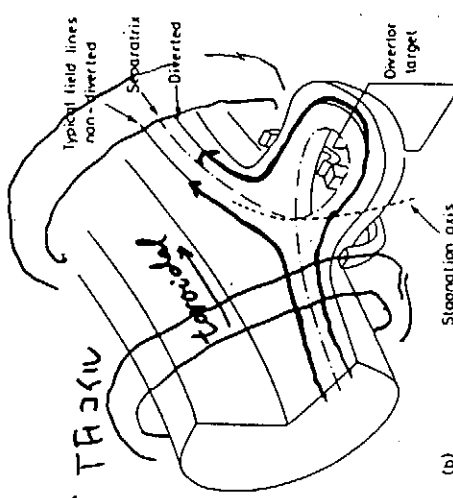


FIG.1. Schematic of the bundle divertor, and a cut-away section showing the principal features of the magnetic configuration.

• ripple at separatrix

New Bundle divertor

by. Ohya

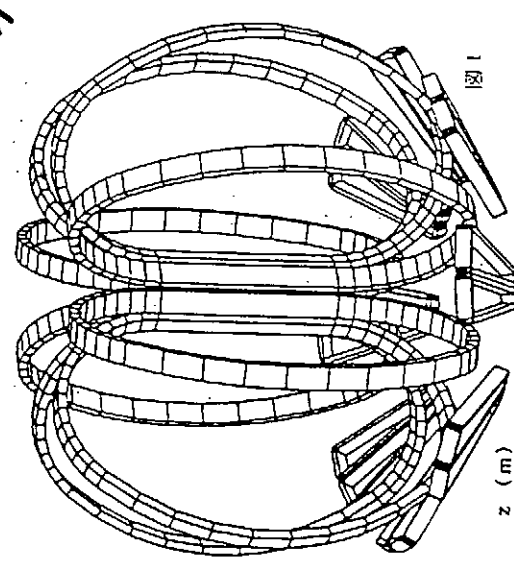


図1

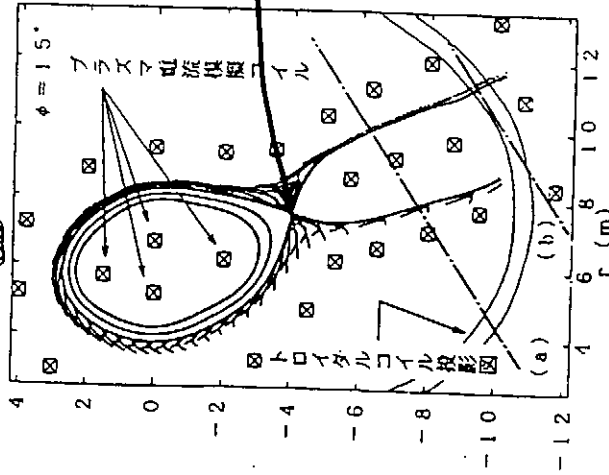


図2 磁場分布プロット図



INNOVATIVE ENERGY PRODUCTION IN FUSION REACTORS

presented by **A. Iiyoshi**

National Institute for Fusion Science, Japan

in collaboration with

H. Momota, O. Motojima, M. Okamoto, S. Sudo, Y. Tomita, S. Yamaguchi,
M. Ohnishi*, M. Onozuka**, C. Uenosono***

National Institute for Fusion Science, Nagoya 464-01, Japan

*Kyoto University, Uji 611, Japan

**Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., Minato-ku, Tokyo 105, Japan

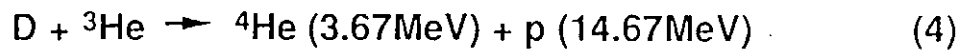
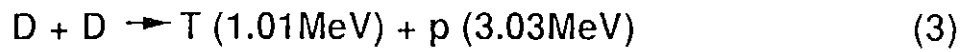
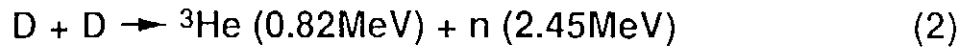
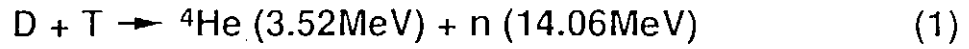
***The Kansai Electric Power Co., Inc., Kita-ku, Osaka 530, Japan

Outline of this talk

NIFS

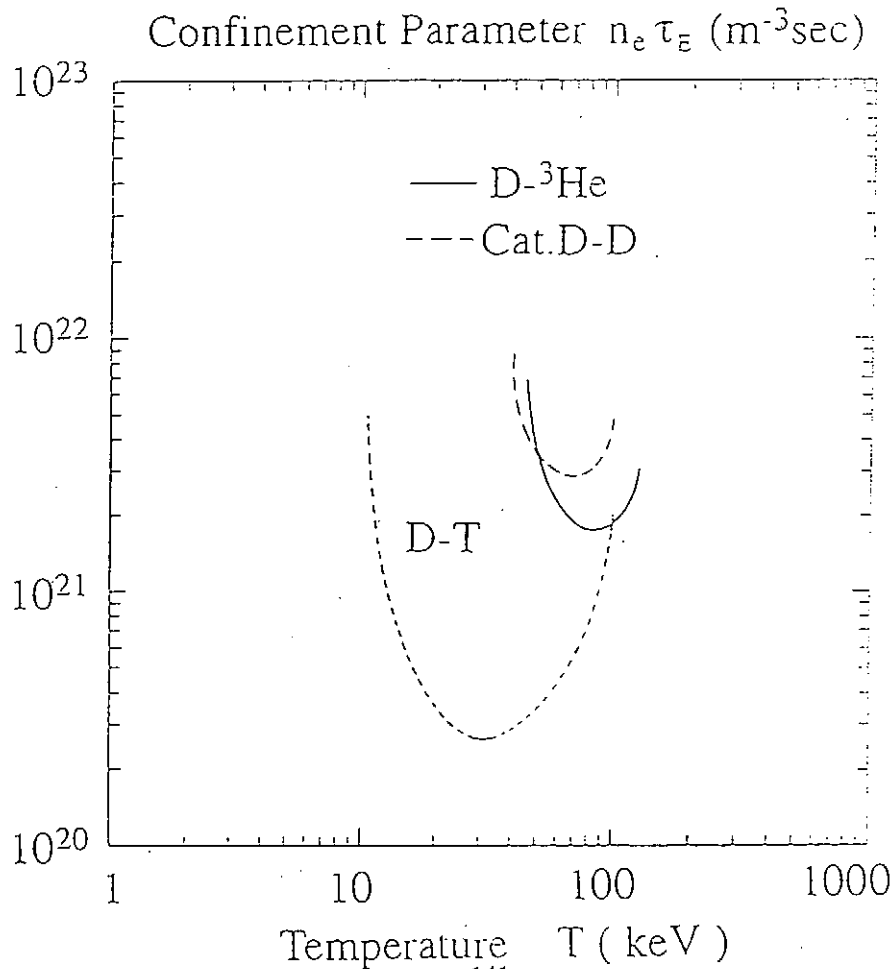


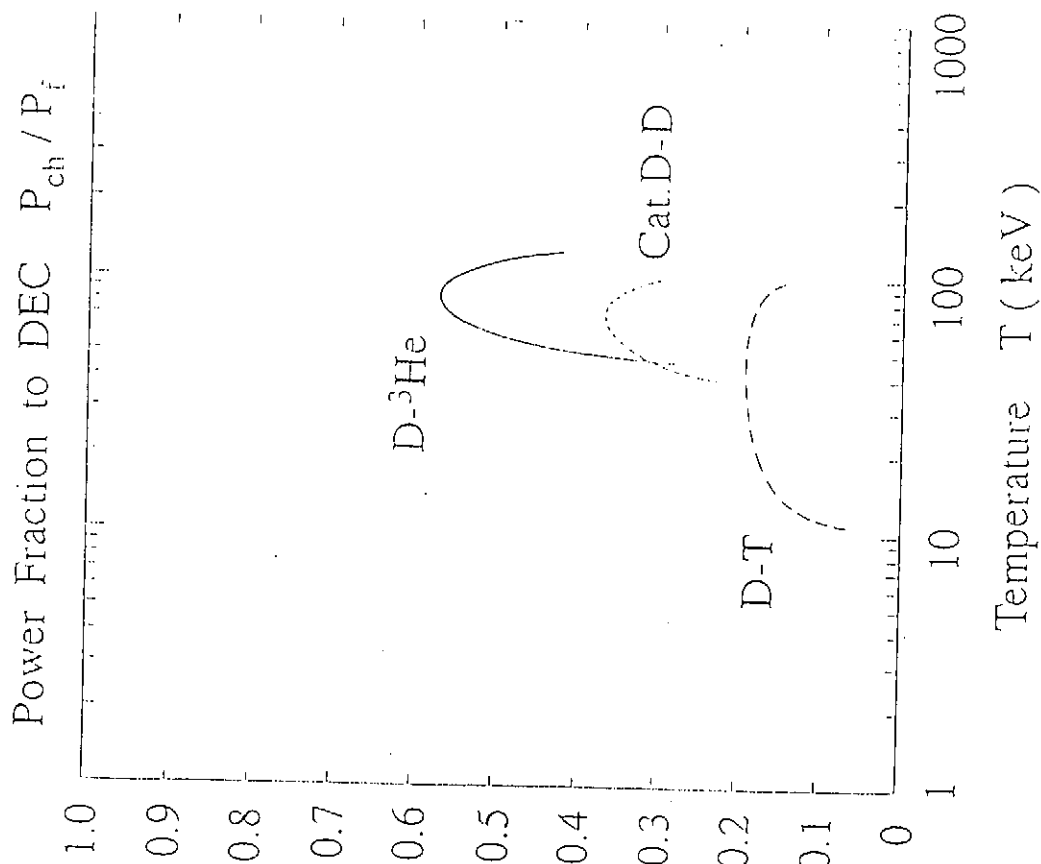
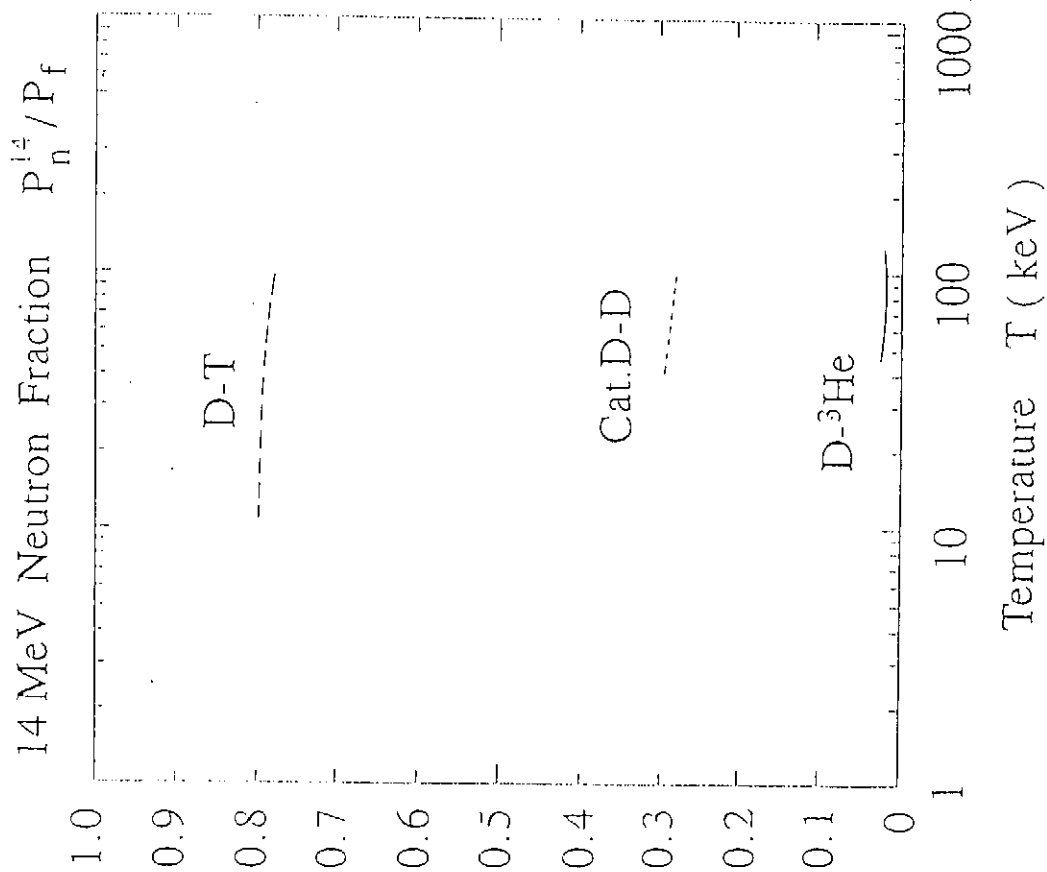
- I. Concepts of Innovative Energy Production in Neutron-Lean Fusion Reactors
- II. Direct Energy Conversion Schemes
 - (a) Traveling wave direct energy conversion of 14.7 MeV protons [Momota: Paper AP-46, Tomita: AP-47]
 - (b) Cusp type direct energy conversion of charged particles [Momota: Paper AP-46, Tomita: AP-47]
 - (c) Efficient use of radiation with semiconductor (hydrogen production) [Sudo: Paper BP-26]
 - (d) Direct energy conversion from deposited heat to electric power with semiconductor [Yamaguchi: Paper BP-25]
- III. Candidates of Reactors for Application of the New Concepts

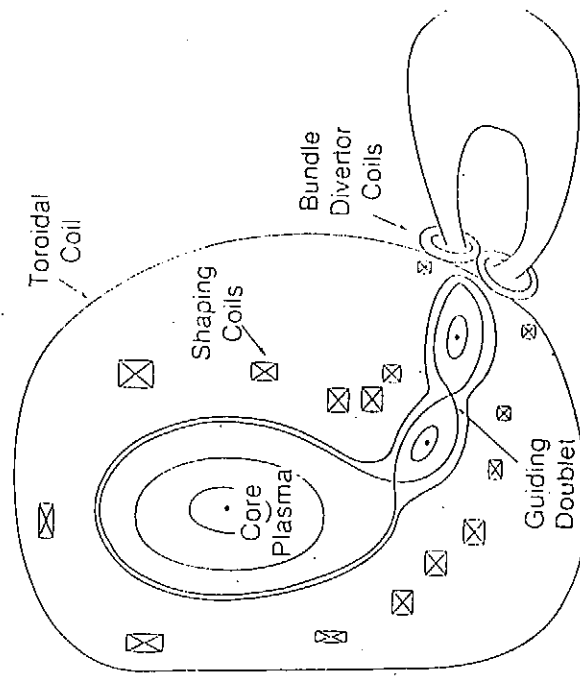
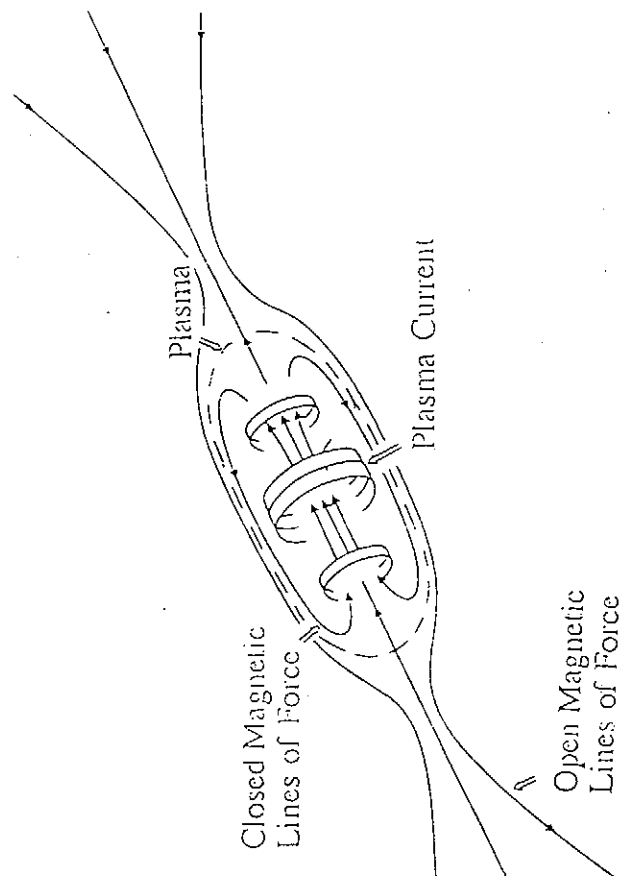


Ignition Conditions for D-T, Catalyzed
D-D and D- ${}^3\text{He}$ Concepts

NIFS



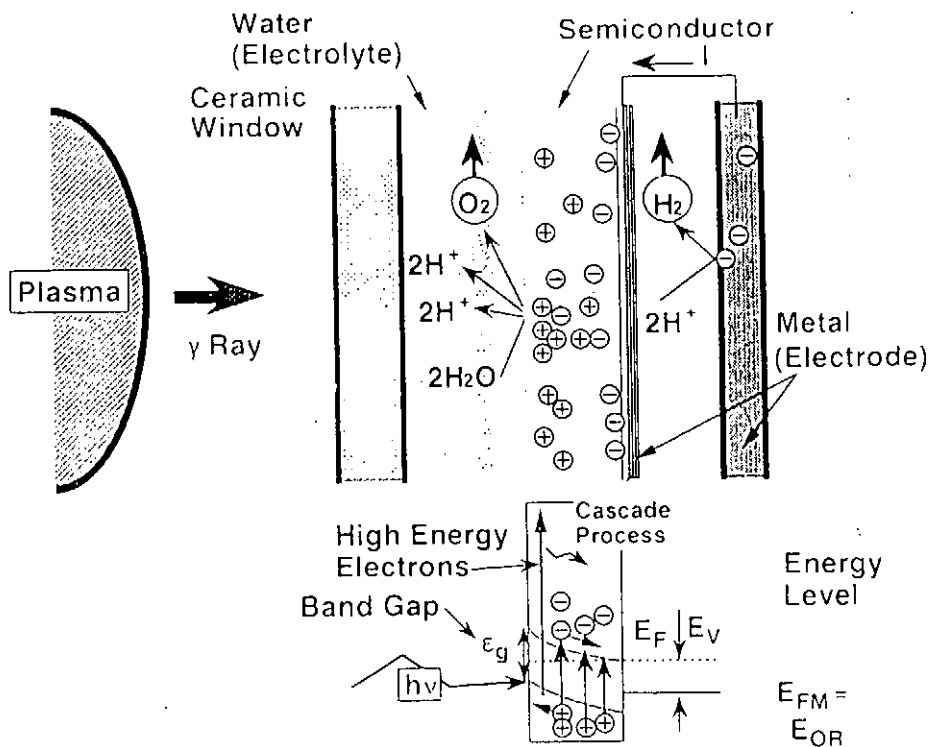




When high energy photons produced in a fusion plasma irradiate the semiconductor, high energy electrons are produced there. The high energy electrons induce multiple electron-hole pairs through cascade process.

These electron-hole pairs work for electrolysis of water by the Fujishima-Honda effect.

Thus, hydrogen gas is directly produced in situ.

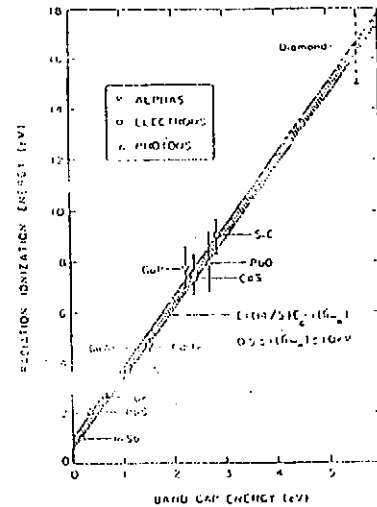


“Radiation Ionization Energy” ε_i (eV)

defined as the average energy required to form one electron-hole pair in semiconductor materials:

$$\varepsilon_i = C_0 \varepsilon_g + C_1$$

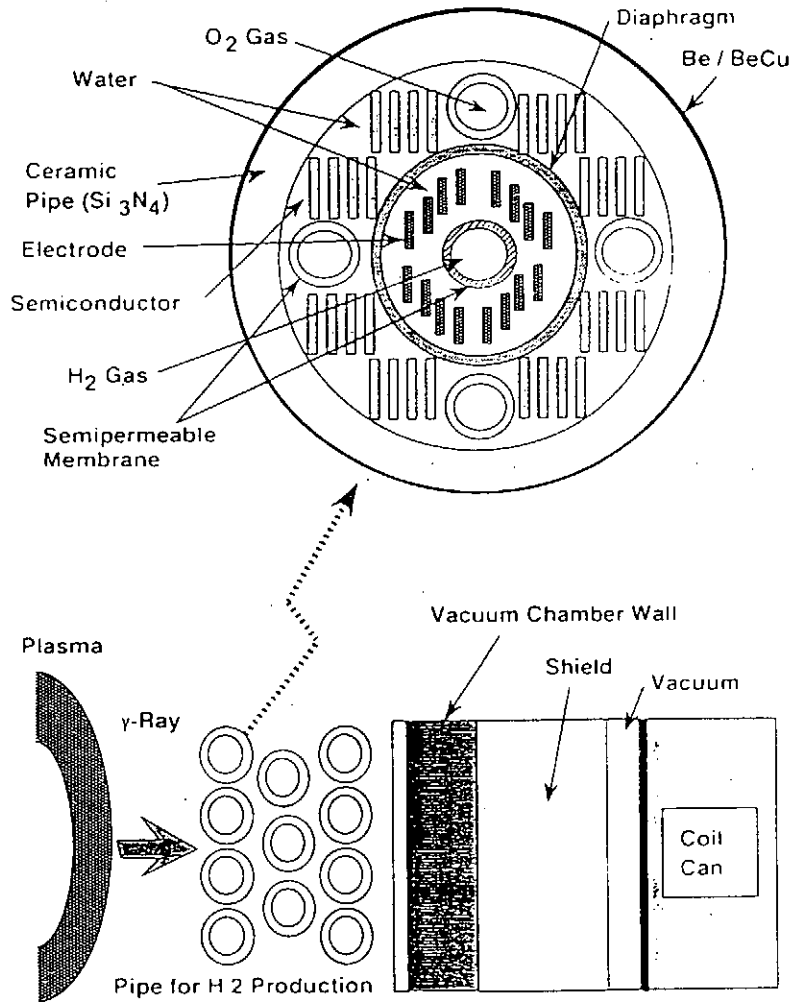
where C_0 and C_1 are constants, experimentally obtained as 14/5 and 0.5 - 1.0 (eV), respectively. These are independent from the form of energy source, that is, applicable all to alpha particles, electrons, and photons.



From C.A. Klein, Jour. Appl. Phys. 39(1968)2029.

Table Efficiency of hydrogen production

Symbol / Unit	Assumed Values		Meaning of Symbol
	Case A	Case B	
ε_g / eV	<u>3.0</u>	<u>1.5</u>	Band Gap Energy
E_V / ε_g	0.5	0.7	Normalized Available Voltage
η_s	0.85	0.85	Ratio of Available Surface Area
η_w	0.90	0.90	Transparency of 1st Wall
η_m	0.49	0.80	Efficiency of Photon Energy on the Deposition of Semiconductors
Symbol / Unit	Calculated Values		Meaning of Symbol
η_{sem}	0.10	0.14	Efficiency of Direct Current Production by Photons in the Semiconductor
η_{hyd}	<u>0.06</u>	<u>0.18</u>	Efficiency of Direct Hydrogen Production by Photons



Thermoelectric Conversion

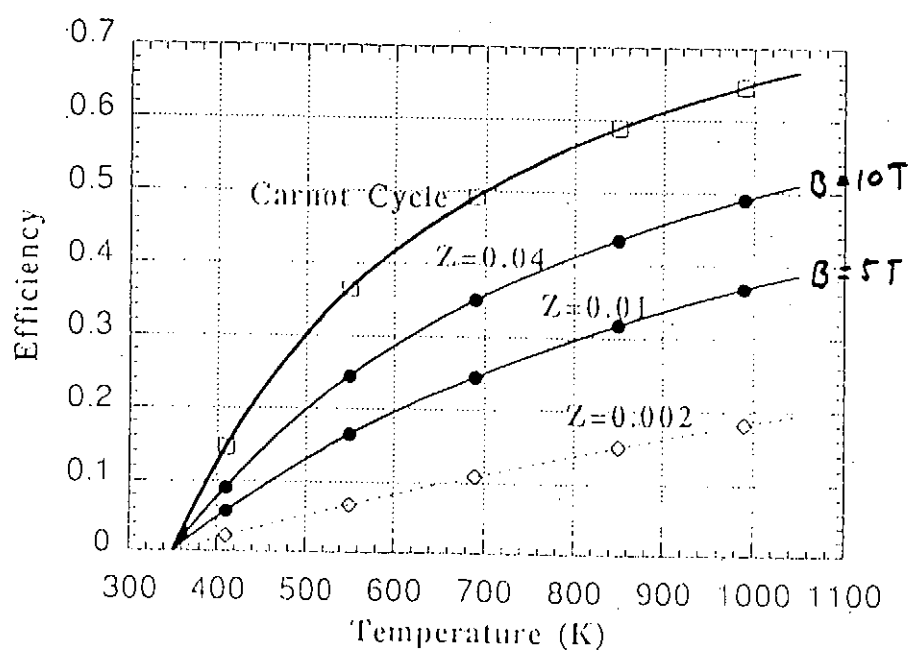
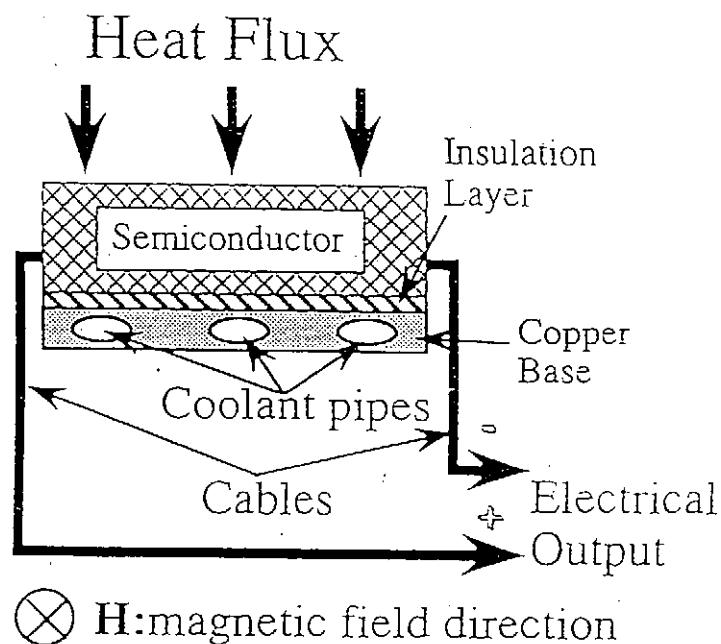
Thermoelectric and thermogalvanomagnetic effects in the presence of temperature gradient and magnetic field.

Generalized Ohm's law and heat flux density equation:

$$E = J / \sigma + \underline{S \nabla T} + R_B B \times J + \underline{N B \times \nabla T}$$

$$q = S T J - \kappa \nabla T + N T B \times J + L B \times \nabla T$$

where E : electric field, J : current density, q : heat flux density, σ : electrical conductivity, S : thermoelectric coefficient, R_B : Hall coefficient, N : Nernst coefficient, κ : thermal conductivity, and L : Right-Leduc coefficient.



The conversion efficiency η_t is given as:

$$\eta_t = \eta_{ca} / \{1 + 2\eta_{ca} / r_t + (1 + r_t)^2 / r_t Z_t T_h\}$$

where $\eta_{ca} = \Delta T / T_h$, $r_t = R_L / R_e$, ΔT : temperature difference, T_h : temperature of the hot side, R_L : external resistance of the circuit, and R_e : internal resistance.

For conventional thermoelectric effect,

$$Z_t = C_t^2 / (\kappa \sigma)$$

where C_t : thermoelectric coefficient.

For Nernst effect

$$Z_t = C_n^2 B^2 / (\kappa \sigma)$$

where C_n : Nernst coefficient, and B : magnetic field strength.

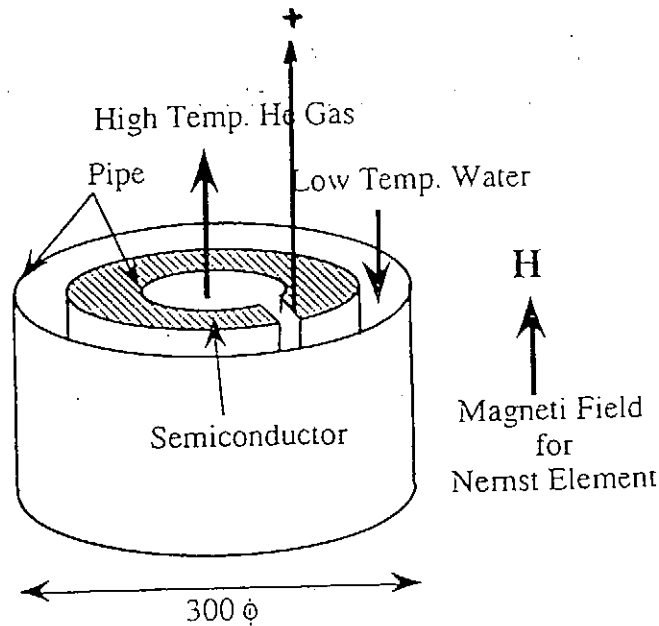


Fig. 5 Schematic structure of energy conversion pipe

- I. Concepts of innovative energy production in neutron-lean fusion reactors without having a conventional turbine-type generator are proposed for improving the plant efficiency.
- II. The concepts are
 - (a) Traveling wave direct energy conversion of 14.7 MeV protons ($\eta_p = 0.76$),
 - (b) Cusp type direct energy conversion of charged particles ($\eta_c = 0.65$),
 - (c) Efficient use of radiation with semiconductor and supplying clean fuel in a form of hydrogen gas ($\eta_{hyd} = 0.18$), and
 - (d) Direct energy conversion from deposited heat to electric power with semiconductor utilizing Nernst effect ($\eta_t = 0.22 - 0.32$).
- III. The candidates of reactors are also studied for application of the new concepts. The example of power flow is also shown. The total plant efficiency is estimated to be 59 - 64 %.

核融合炉の環境・安全性の展望

日本原子力研究所那珂研究所
核融合炉システム研究室

関 泰

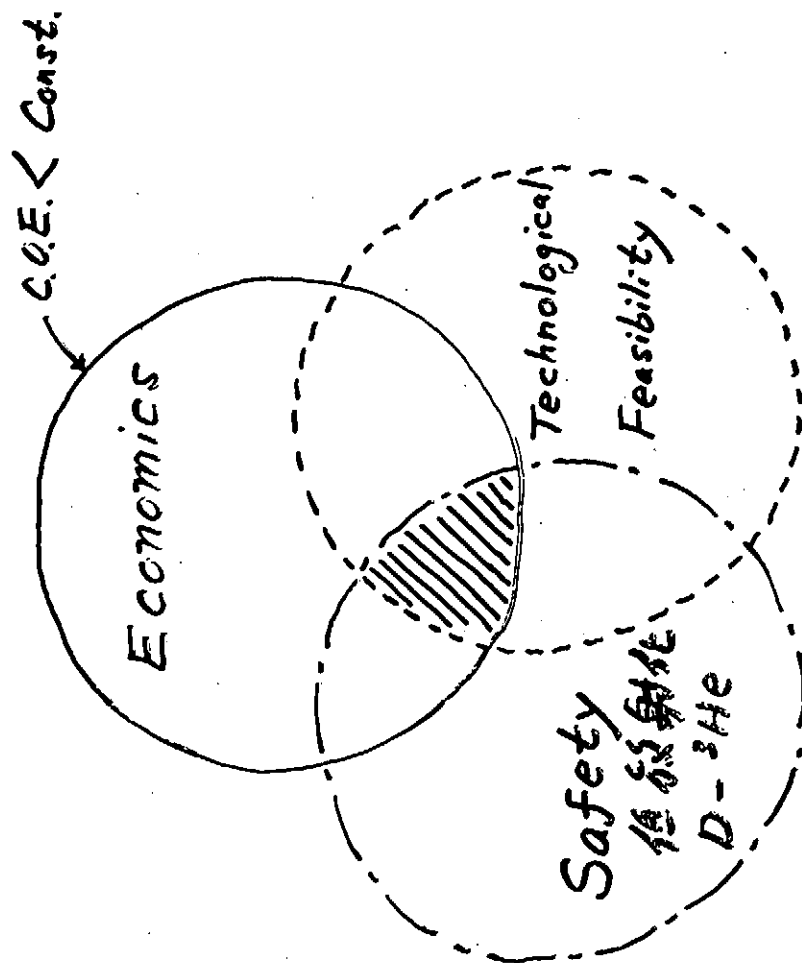
NIFSシンポジウム
「核融合炉開発研究のアセスメント」

平成5年11月29日

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1993

講演内容：

- ① トカマク炉の安全の特徴
- ② ITERの環境・安全性
- ③ SSSTRの環境・安全性
- ④ 核融合炉の環境・安全性の展望



Realm of Attractive
Fusion Reactor

はじめに

核融合炉にはカタストロフィックな事故はない。

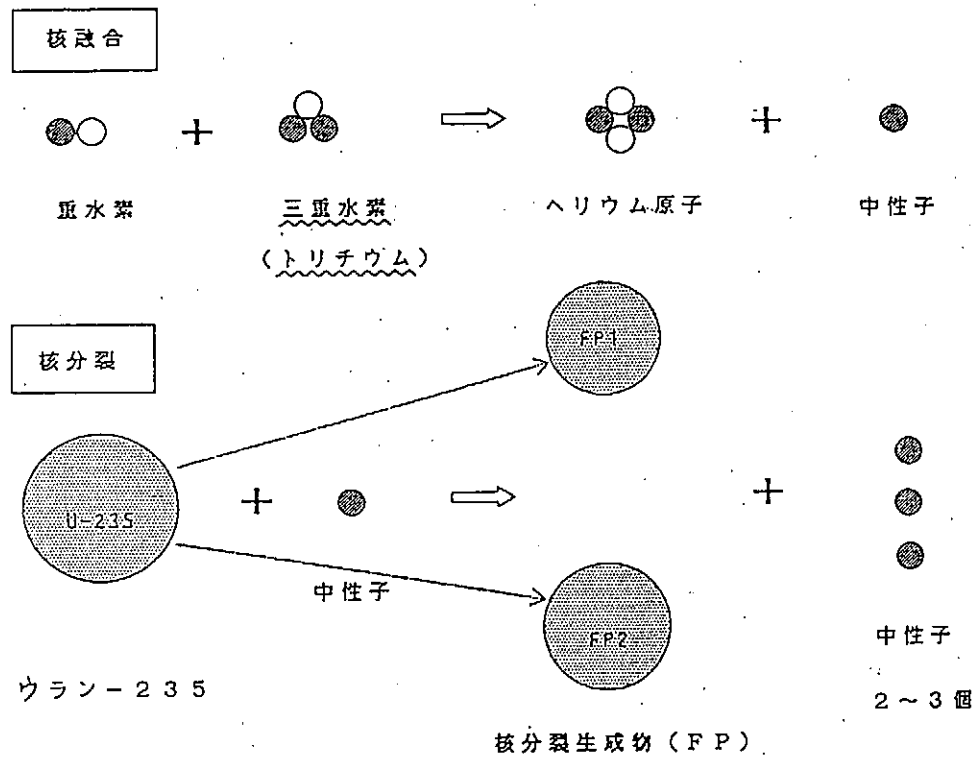
しかし通常運転時及び保守時の安全確保には格段の開発努力が必要。

放射性廃棄物対策も必要。

核融合炉の安全性の特徴

1. 核融合炉では、連鎖反応による核的暴走はない。
2. 下図に見られるように重水素と三重水素（トリチウム）の核融合反応からできるものは、中性子と安定なヘリウム原子で有る。中性子による炉を構成する材料などの放射化は、材料の選び方等設計上の工夫で大幅に少なくできる。
3. 燃料として用いるトリチウムだけが、問題となる程度の環境放出の可能性はあるが、トリチウムは環境中及び人体内部で濃縮されることは殆どない。
4. 核融合炉では、燃料サイクルをそのサブシステムで行なうので、再処理工場は不要である。

核融合と核分裂の原理



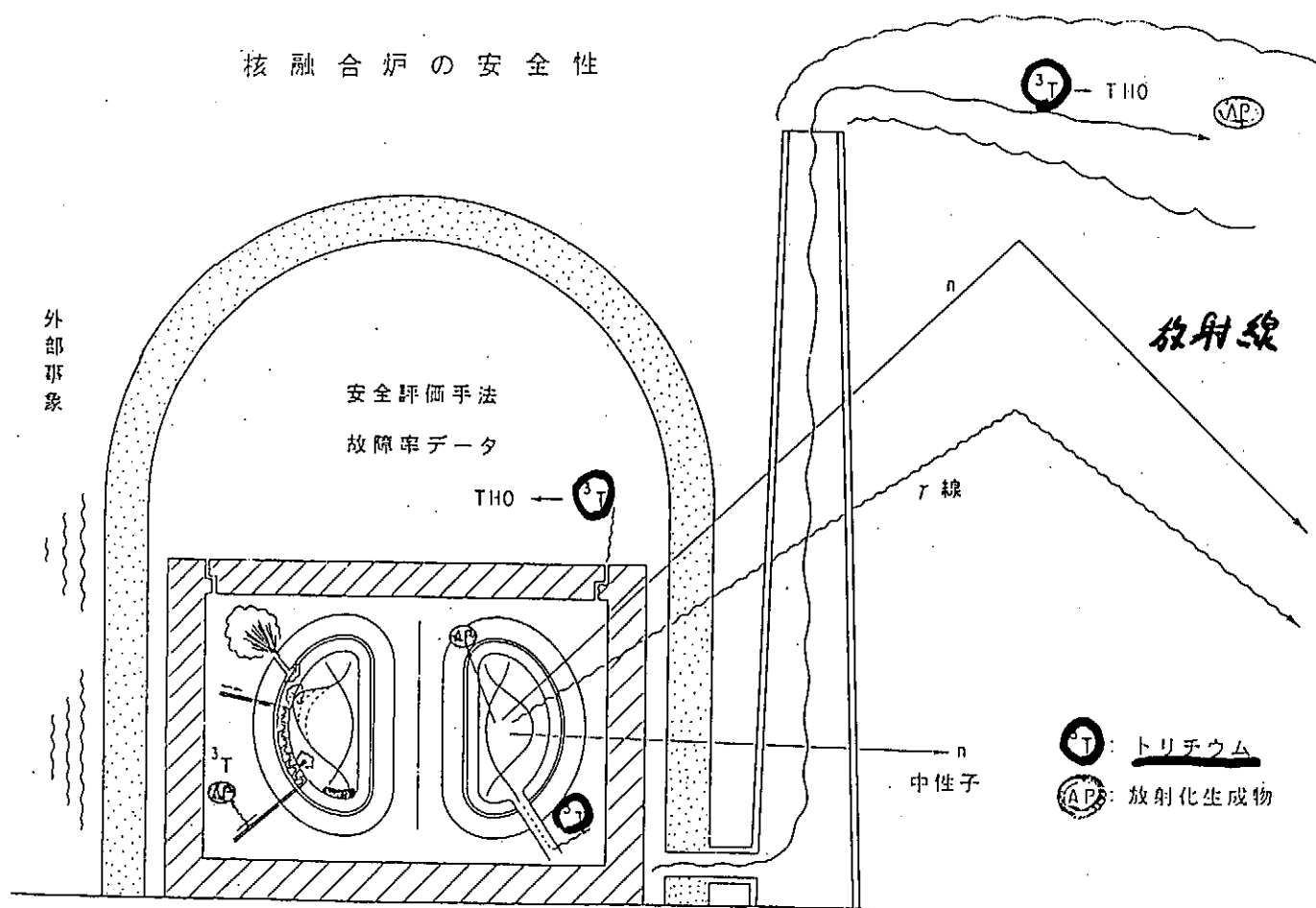
核融合の特色（安全性）

	燃 料	燃焼生成物	施設の処分
核融合発電	・ 重水素 + トリチウム ・ 炉心に ~ 1 g ・ 燃料サイクル内臓	・ <u>ヘリウム</u>	・ 放射化物
核分裂発電	・ ウ ラ ン ・ 炉心に 数十トン ・ 燃料サイクル施設	・ FP + アクチノイド	・ 放射化物
火力発電	・ 化 石 ・ 備 蓄 施 設	・ CO₂, SO₂, NO₂ ・ 灰	・ 一般産業廃棄物

核融合炉と軽水炉の災害ポテンシャルの比較

	内 蔵 放 射 能	空 気 中 濃 度 限 度 (Bq/cm ³)
核 融 合 炉 (100 万kWe)	ガス $\sim 10^7$ Ci (³ H) 固体 $\sim 10^9$ Ci (炉構造体の 放射化物)	酸化 ³ H 7×10^{-1} ⁵⁴ Mn 1×10^{-2} ⁶⁰ Co 2×10^{-3}
軽 水 炉 (100 万kWe)	ガス $\sim 10^8$ Ci (¹³¹ I) 固体 $\sim 10^9$ Ci (その他のFP 7ヶチ/1ト)	¹³¹ I 6×10^{-4} FP ⁹⁰ Sr 2×10^{-4} ¹³⁷ Cs 2×10^{-3} 7ヶチ ²³⁸ U 2×10^{-5} 1ト ²⁴² Pu 9×10^{-8}

[注] 各核種の生物学的影響という観点では、空气中濃度限度の比の逆数とみなせる。



① 14 MeV 中性子及びガンマ線

遮蔽設計によって通常運転時及び異常時において、
施設周辺の一般公衆及び従事者等の線量当量を、
ALARA (As low as reasonably achievable) の精神に則って
できるだけ小さくする。

その際、特に貫通孔及び間隙等からの放射線ストリーミング対策
に注意する。

② トリチウム

1. 各機器・施設内の保有量をできるだけ少なくする。黒鉛？
2. 通常運転時及び異常時の炉室内への漏洩量を極力少なくする。
3. 環境への漏洩量を極力少なくする。

トリチウムの特長

水素の同位体であるので、移動性は高いが格納、捕集は容易である。

水素と同様に可燃性の気体である。

環境中、及び人体中での希釈が速く濃縮はほとんど無い。

弱いエネルギーのベータ線を出すだけなので、体内被ばくだけが問題となる。

トリチウムを含む機器・配管類に対して、必要に応じて以下の対策を施す。

平常時

- ・トリチウムの漏洩防止／透過対策
- ・機器、グローブボックス等、格納室の多重格納
- ・グローブボックス等、格納室――換気空調／雰囲気トリチウム浄化系
- ・気体状トリチウム――燃焼条件が成立しないような設計／防爆対策
- ・空気の流れ――トリチウム濃度の低いところ→高いところ
グローブボックス内等を負圧

トリチウム対策

② 多重格納

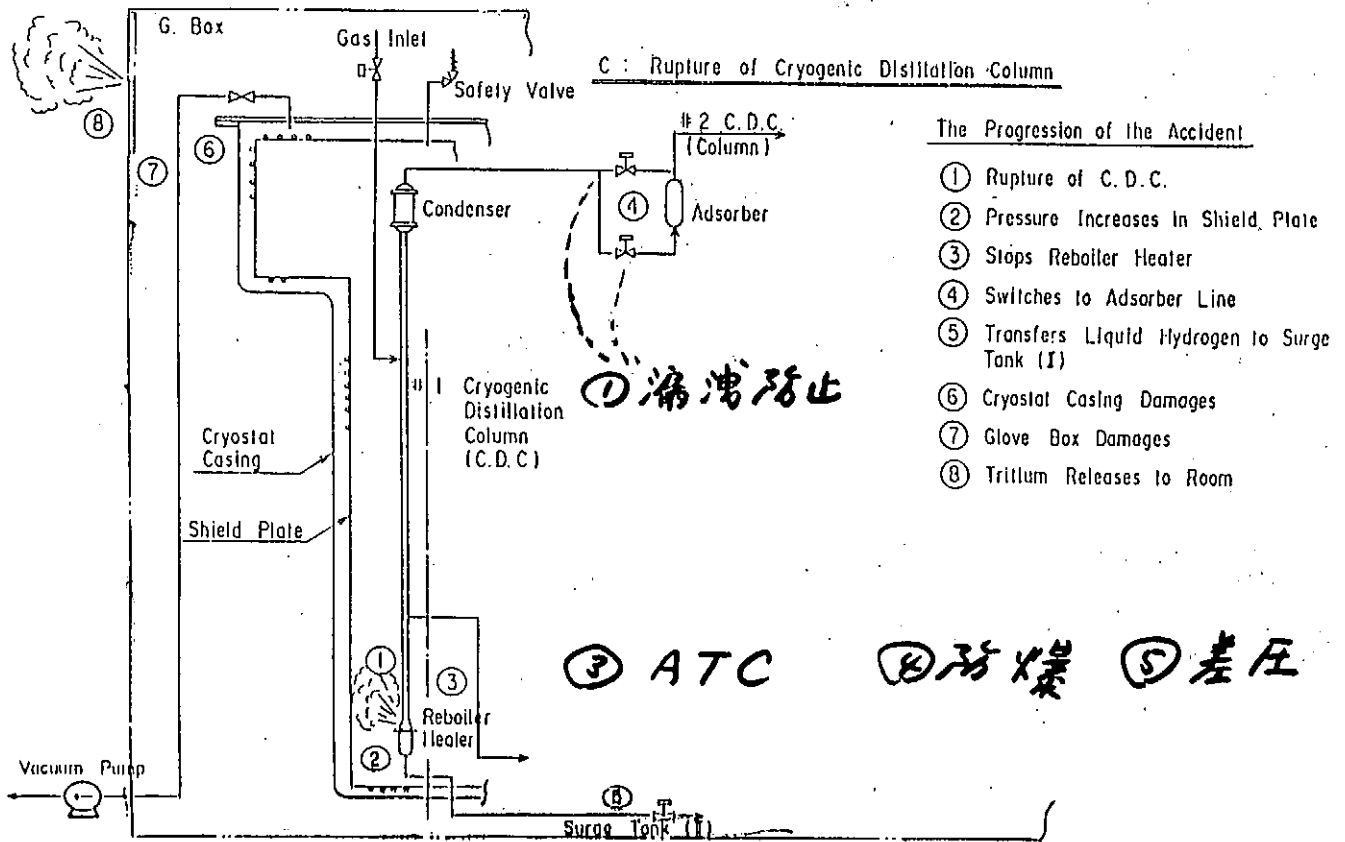


Fig. 2.16(7/8) Illustration of Tritium Release

異常時：

1. 一つの機器の異常が他の機器に波及しないようにする。
2. 地震、停電時など——機器はフェイルセーフ設計
3. トリチウム装荷量が多い機器はできるだけ分離格納とする。
4. 緊急トリチウム除去系

④放射化生成物

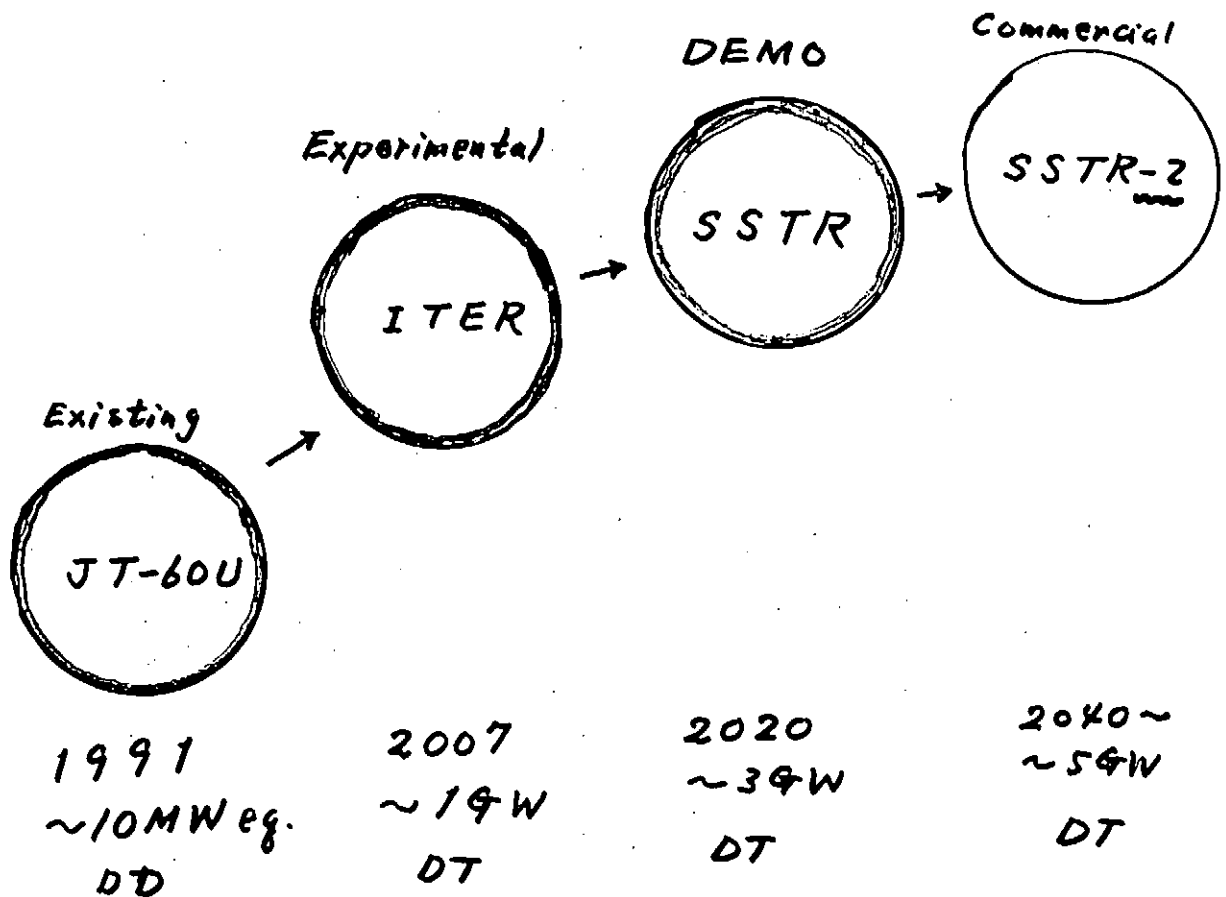
Co, Ni, Nb, Mo, ~~etc~~ S.F.

1. 炉構成材料——なるべく低放射化材料を選択等、生成量を減らす工夫をする。 "裾切り他"

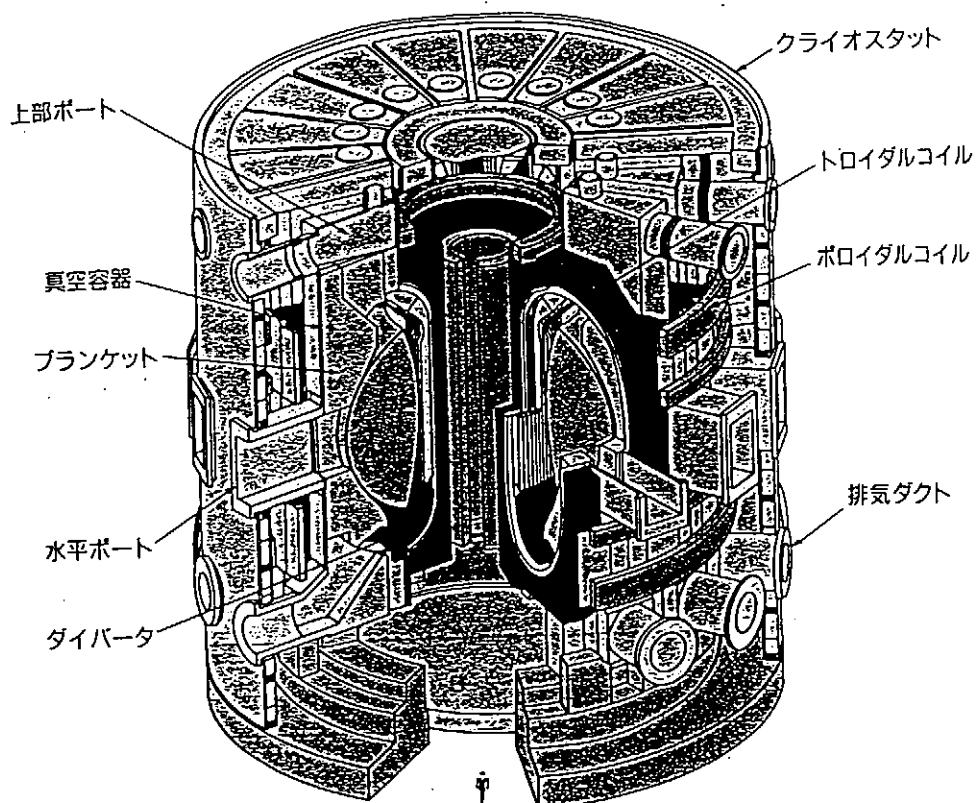
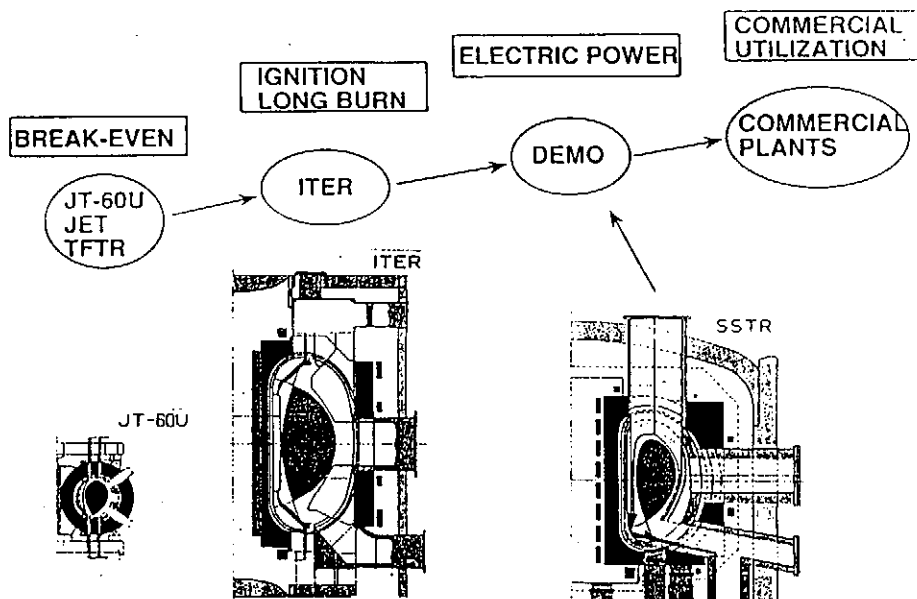
2. 放射化生成物の可動化防止——炉室内や環境に出ないようにする。

想定される可動化のプロセスとしては、

- ・ 第1壁のスパッタリング、エロージョンなどによる放射化ダストの生成、
- ・ 冷却材への腐食生成物の溶け込み
- ・ 高温時の酸化等 (W, Mo)



STRATEGY OF COMMERCIAL USE OF FUSION ENERGY



国際熱核融合実験炉全体構造図

JAERI (90.5)

トリチウム 放射化生成物
 インベントリ $6 \times 10^7 \text{Ci}$ $8.9 \times 10^9 \text{Ci}$
 (約6kg) (炉停止直後)
 ($1 \text{Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{Bq}$)

可動性の放射化生成物は全放射化生成物の 10^4 分の1、
 従って、主な放射性物質はトリチウム。

表1 ITERの主要なトリチウム分布

系 統	インベントリ (g)
トリチウム処理系 真空排気ポンプ (バックアップポンプ) アイソトープ分離	487 430
トラス及び附帯機器 プラズマ対向機器 黒鉛ダスト	975 1000
ブランケット ベリリウム増倍材 (工学フェーズ)	1200
その他 カーボン処理 長期燃料貯蔵	1000 600
合 計	5692

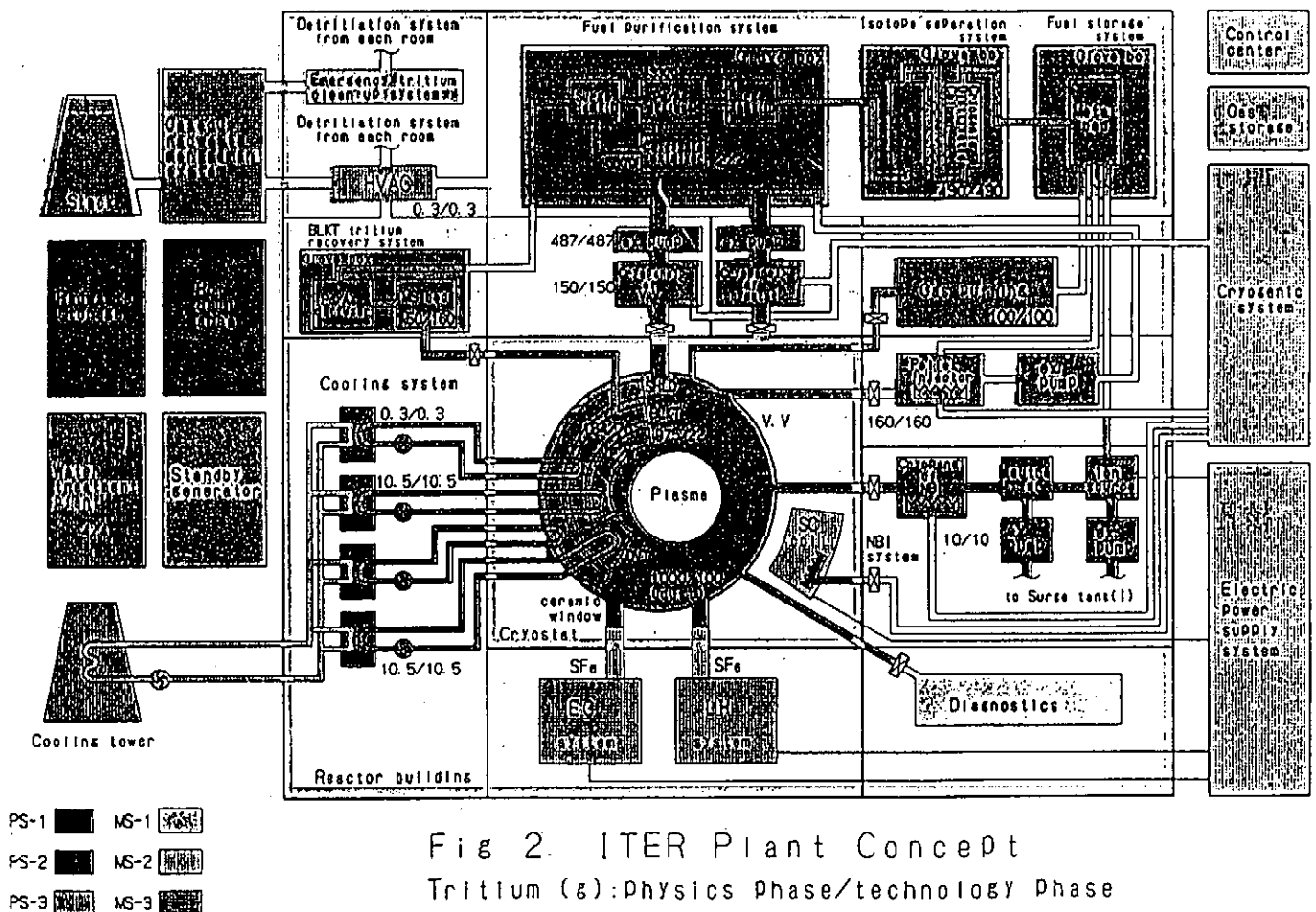


Fig 2. ITER Plant Concept
 Tritium (g): Physics Phase/technology Phase

核融合炉の安全確保の基本的な考え方としては、

「公衆・作業員の放射線被曝の防止」を最優先し、

実際には「ALARA」の考え方や「深層防護」の考え方を適用することにより、安全確保を図るということで、原子炉の場合と同様である。

異常時における安全を確保するために、深層防護を基本的な考え方とする。

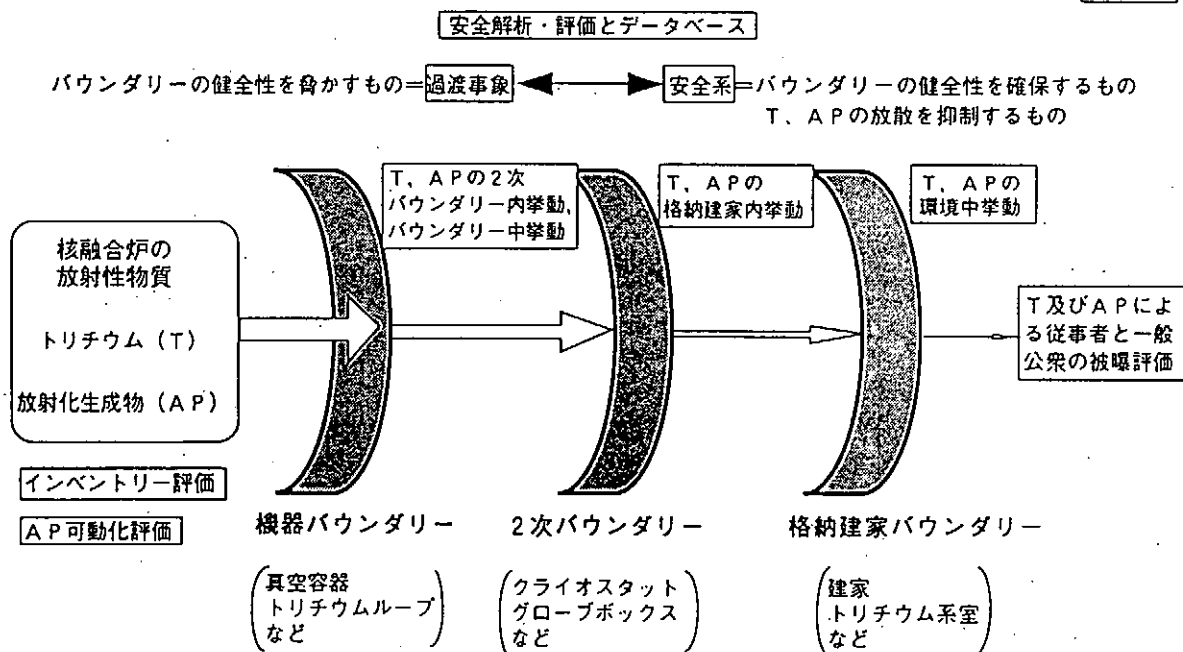
- (1) 異常発生防止
- (2) 異常拡大防止
- (3) 放射性物質放散の抑制

の三つのレベルで安全を確保する、安全確保の段階を深層化して確実性を高める

深層防護の段階	核融合実験炉
異常発生防止	Q-C/Q-A 設計余裕、安全係数を大きくとる。 冷却系（ポンプ、ループ等）を多重にする。
異常の進展防止	プラズマ即時停止系。 非常用冷却系。 自然循環の確保。 不活性ガス領域により真空容器を取り囲む。
放射能の拡散防止	不活性ガス領域。 } 多重障壁 建家の健全性の担保。 (最大内圧：1.3気圧以下) 建家内空気中トリチウム除去系。 H E P A フィルタを通して排気。 イオン交換樹脂を通して排水。

多重格納による核融合炉の安全確保

安全 R & D 課題：



Major conclusions of the ITER safety analysis

Maximum public dose from atmospheric effluents is estimated to be about 10 mSv/yr, lower than the anticipated regulatory dose limit of 50 mSv/yr.

Maximum public dose from the upper bound accident scenarios is 58 mSv, lower than the anticipated regulatory dose limit for accidents, 100 mSv.

The dominant accident hazard in the physics phase is tritium and the dominant accident hazard in the technology phase is activated tungsten.

From the safety and environmental viewpoint,

ITER is capable of meeting anticipated regulatory limits.

Further design and future safety research needed to make the safety and environmental performance of ITER to be more attractive.

Achieve "Inherent Safety"

Design Goal

"No Evacuation"

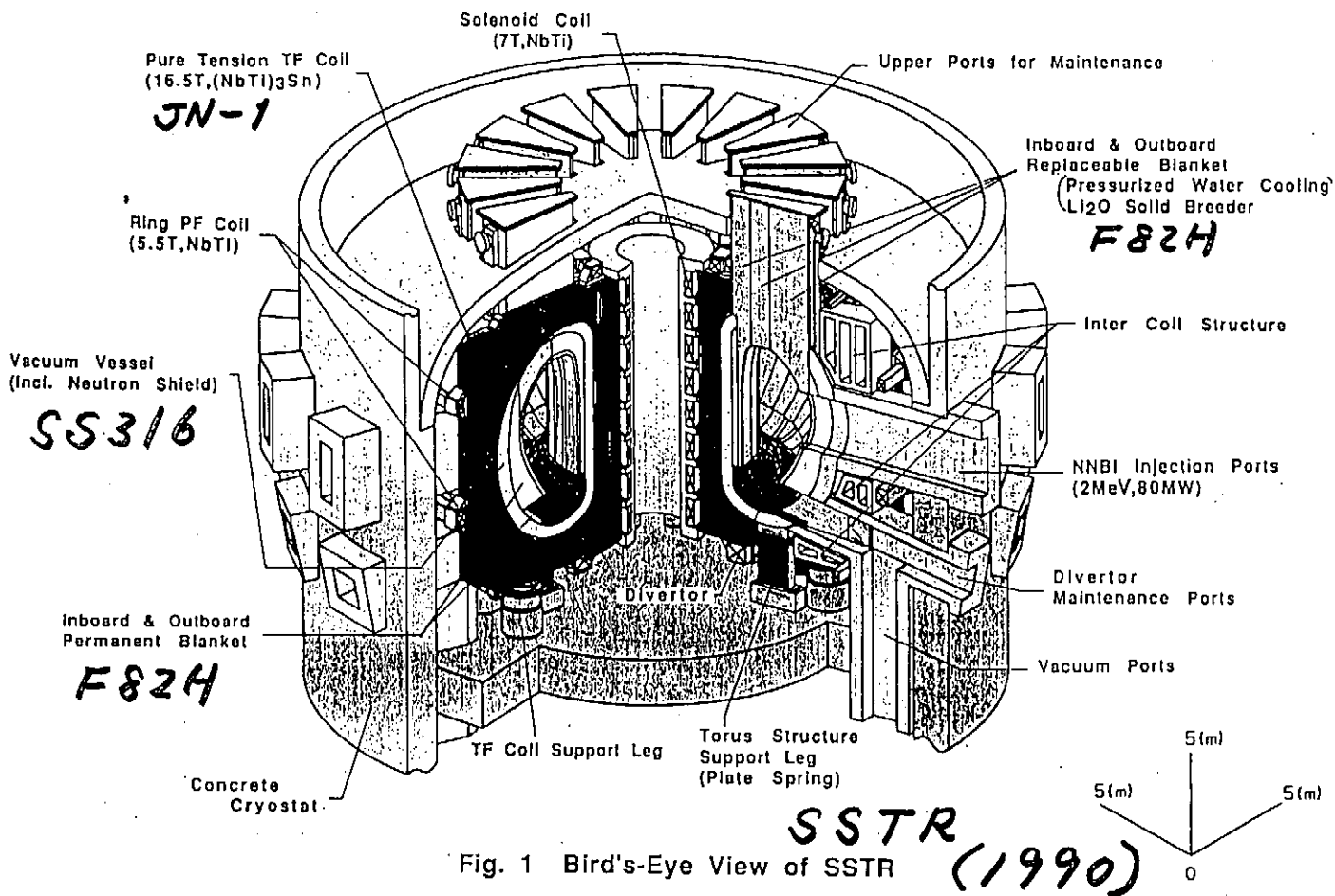
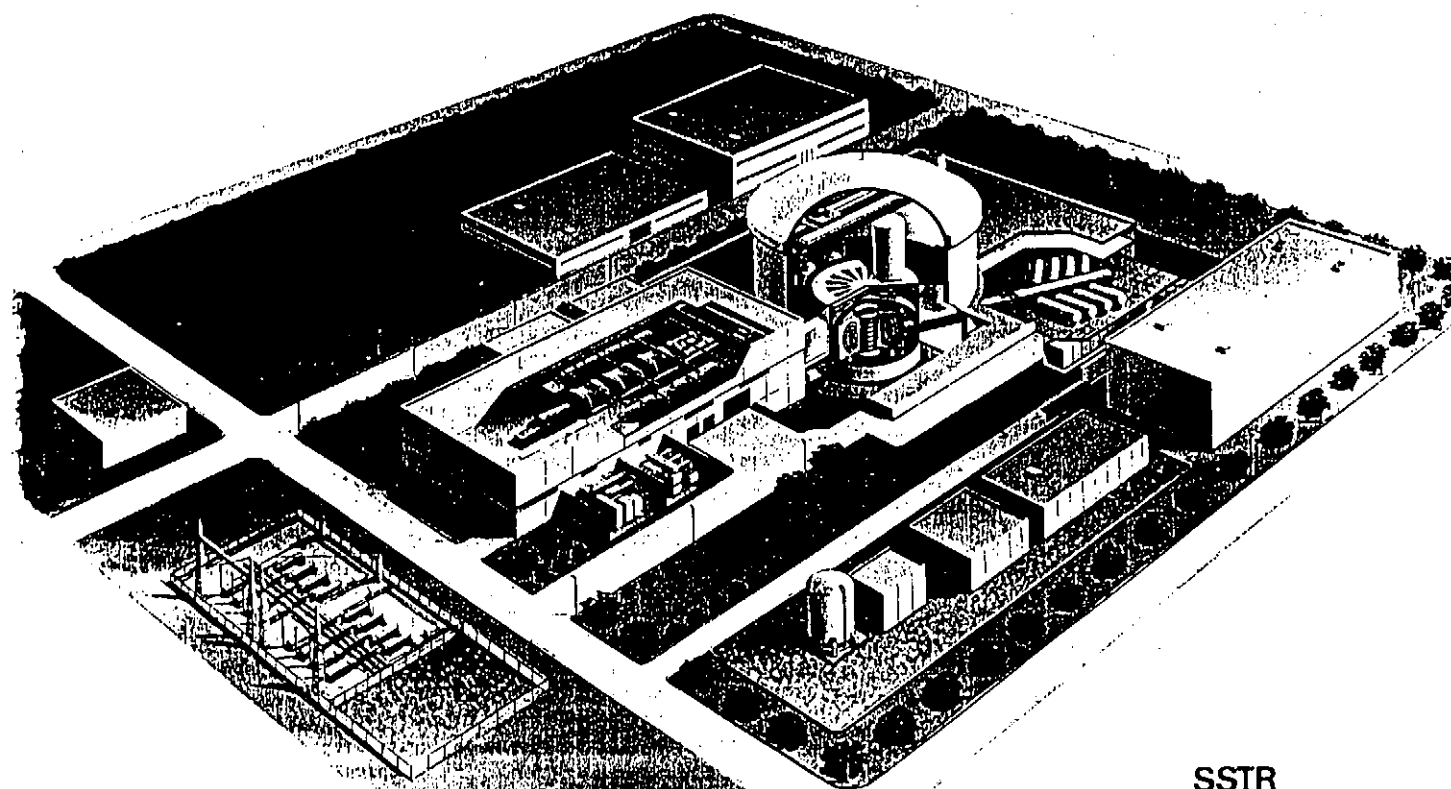
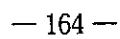
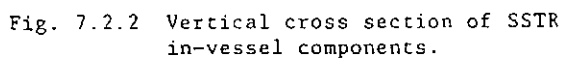


Fig. 1 Bird's-Eye View of SSTR



SSTR
Nuclear Fusion Power Station



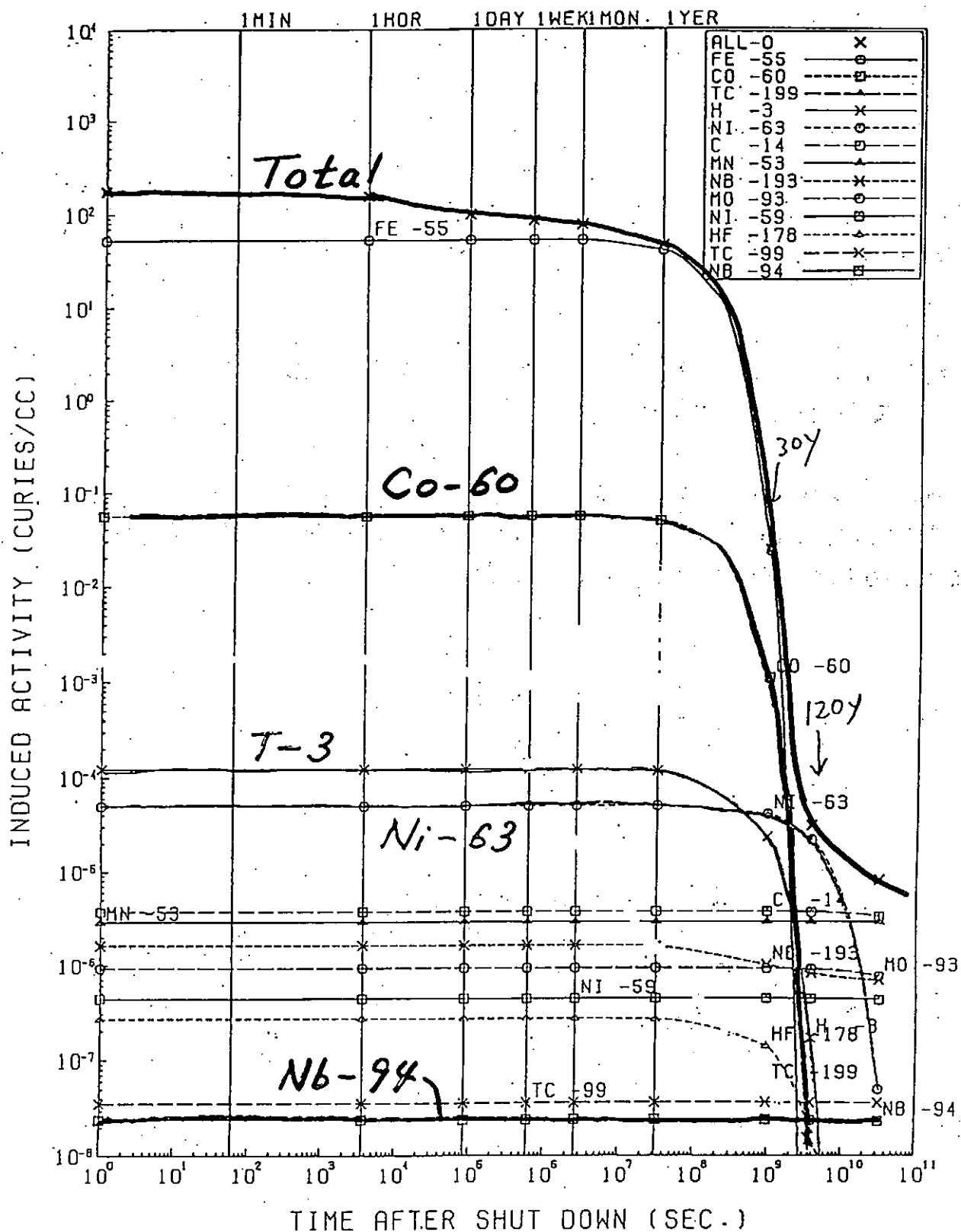


Fig. 4 Time evolution curve of isotopic induced activity in F82H first wall after irradiation of 7 MW·a/m²

R&D needs evolved from the SSTR design study

1)Low activation materials

Low activation materials to reduce radiation dose during the maintenance operations and radiation hazard in the event of accidental release, and to ease the radwaste problems

2)Tritium barriers

Tritium barriers at high temperature first wall and blanket as well as in the steam generator

3)Corrosion reduction by primary coolant

Coolant chemistry control measures to reduce activated corrosion products

SSTR-2

The Steady State Tokamak Reactor (SSTR)
concept with improved safety and economics.
water cooling → helium cooling

Improved safety aspect:

- *No pressure rise due to coolant phase change
- *Reduced activation by use of Ti-Al metallic compound

Improved economic aspect:

- *Net thermal efficiency: 30% → 40%

Ti-Al metallic compound is used as the main structural material for plasma facing components and blanket.

***Ti-Al is selected for high temperature strength**

***Low induced activity at 10 years after shutdown**

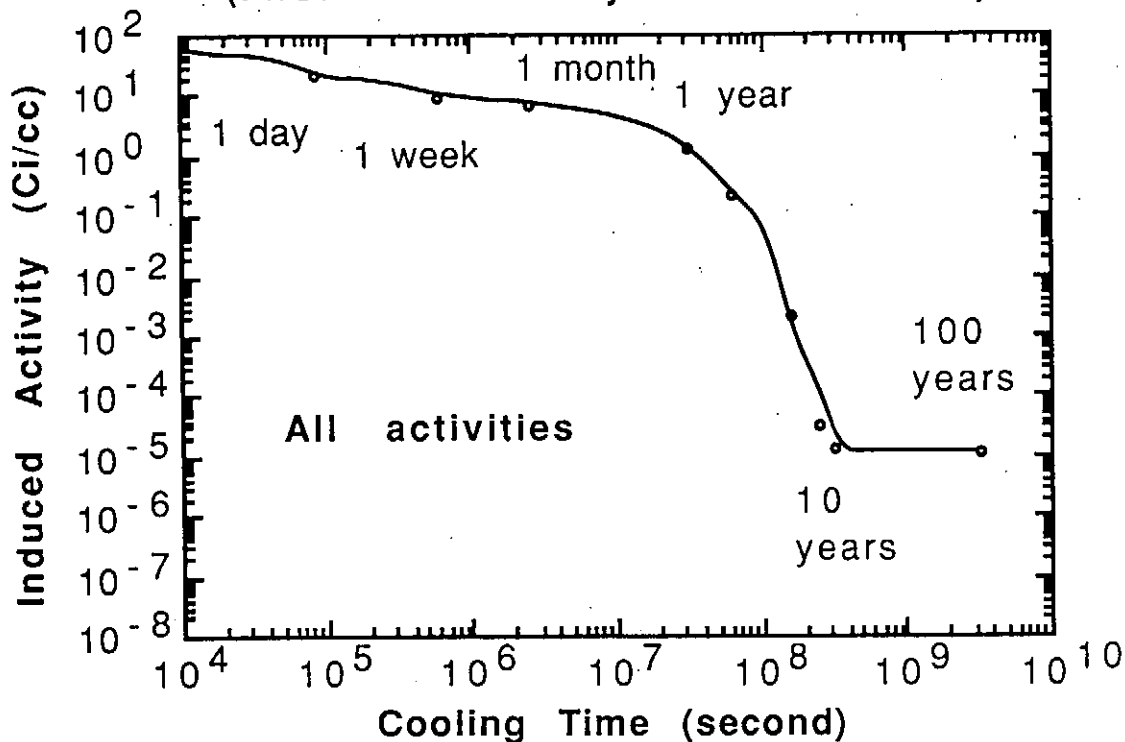
Ti-Al metallic compound

***Ti-Al metallic compound used as the main structural material for plasma facing components and blanket.**

***Ti-Al selected for high temperature strength and reduced activation 10 years after shutdown.**

***Helium cooling and Ti-Al structure resulted in a relatively high tritium breeding ratio which enables minimal use of beryllium which will result in less tritium inventory and low cost.**

TiAl First Wall after 1.4 FPY
(First wall density factor = 0.533)



SSTR-2 design with improved safety and economic characteristics

Helium cooling

- *No pressure rise due to coolant phase change and minimal chemical reactions.
- *Improved net thermal efficiency of about 40% resulting in less thermal pollution.
- *Improved heat transfer capability by introducing fine particles ($\sim \mu\text{m}$ diameter) of SiC in the helium coolant.
- *Divertor plate cooled by solid-gas mixture coolant injected at the back of the striking point

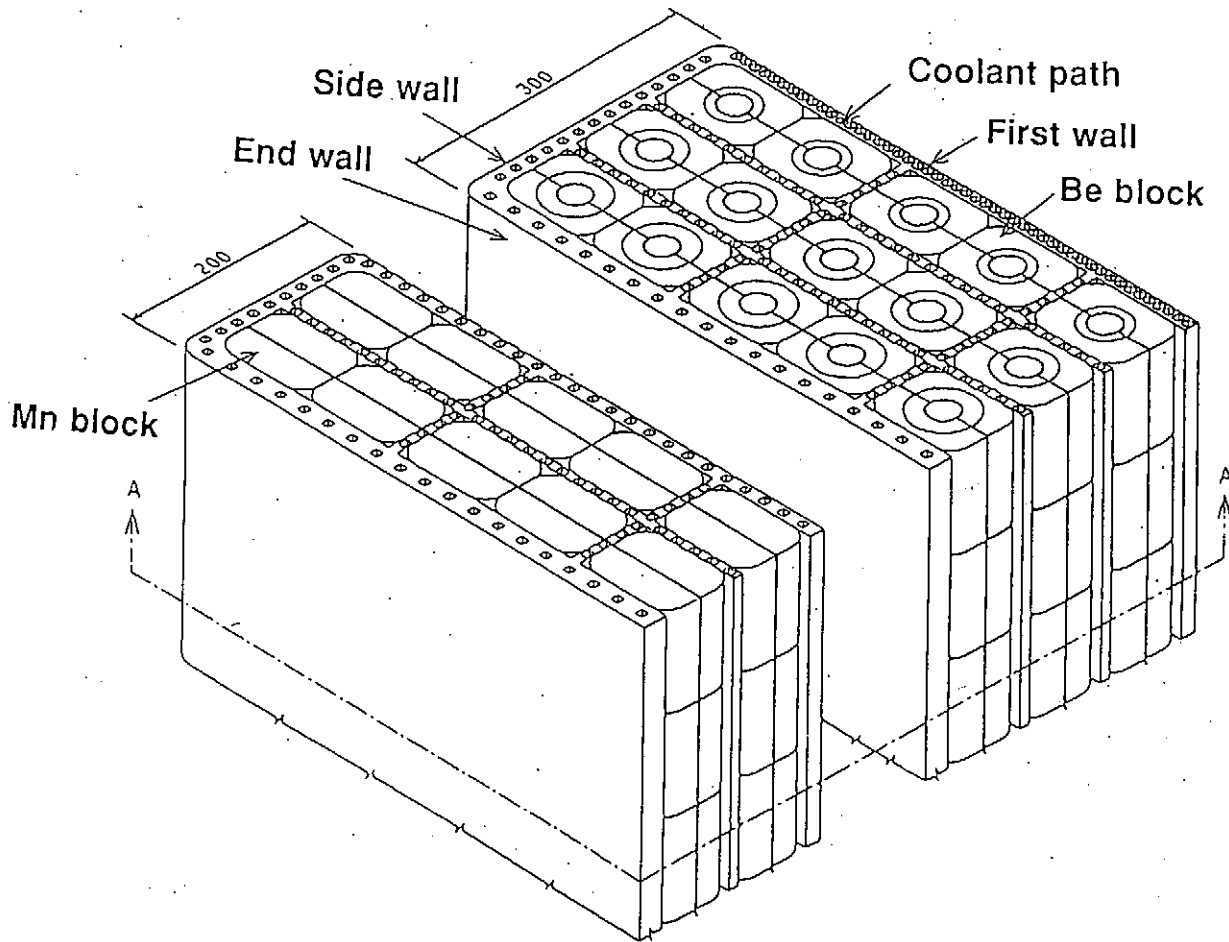


Fig. 1 SSTR-2 helium cooled blanket

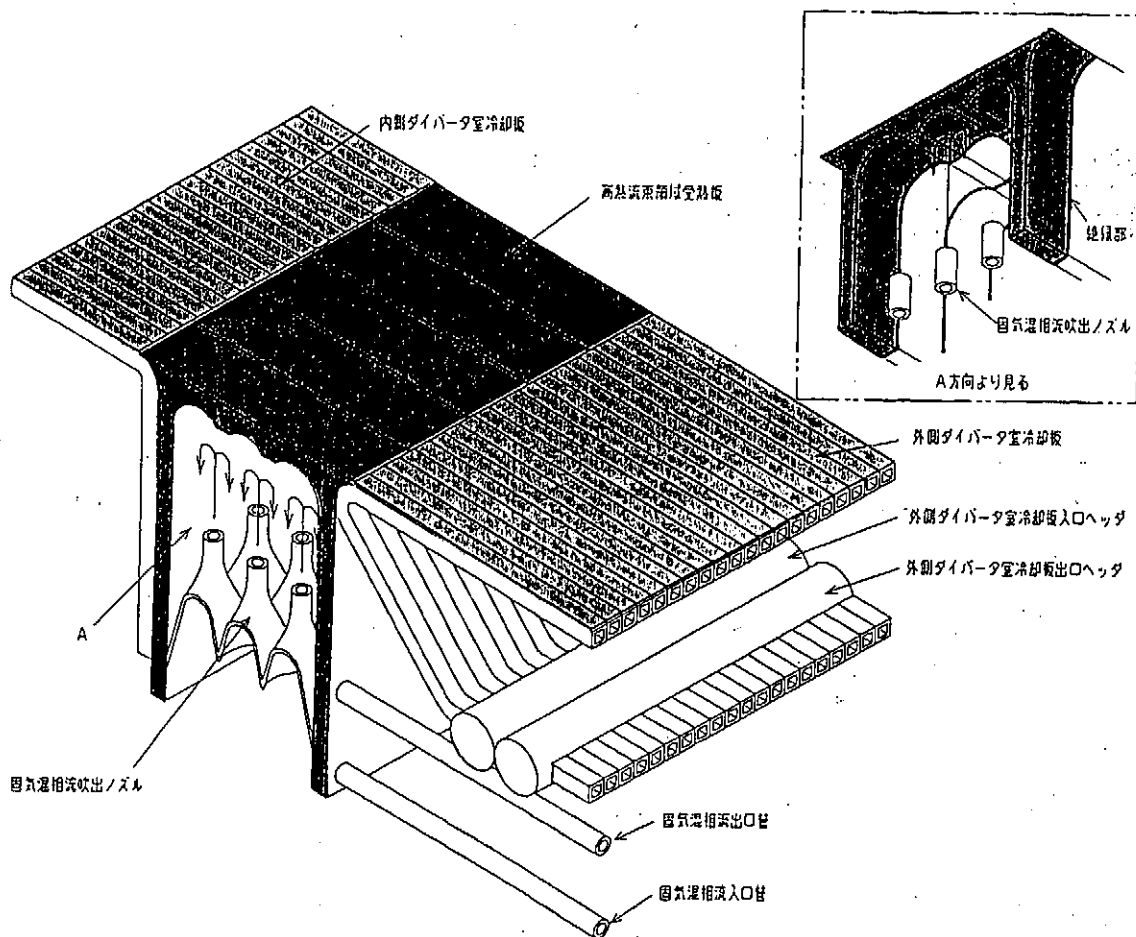
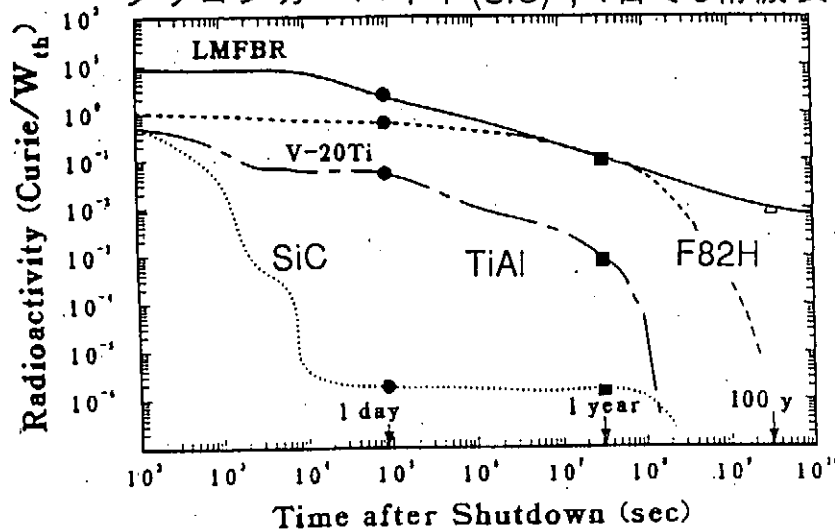


図 6. 2-2 平板ダイバータ構造概念

SSTR動力炉の概念

[構造材放射化]

フェライト鋼 (F82H) ; 100年後には5桁減衰
 チタンアルミ (TiAl) ; 10年後に6桁減衰
 シリコンカーバイド (SiC) ; 1日で5桁減衰



Solid breeder will be used for tritium breeding.

*First choice is Li_2O

*Helium cooling and Ti-Al structure resulted in a relatively high tritium breeding ratio

*High breeding ratio enables minimal use of Be and no ^6Li -enrichment

.T-retention and hydrogen embrittlement are of concern and irradiation test has been started.

Table 1. Comparison of safety and environmental parameters for ITER, SSTR and Future Power Reactors

Item	ITER	SSTR	Prospects of Power Reactors
Fusion power	1 GWt	3 GWt	4.5 GWt
Tritium inventory	6 kg	5 kg	3 kg
Activation product inventory	$\sim 10^9$ Ci, SS-316	$< 10^9$ Ci, Reduced activation steel	$<< 10^9$ Ci, Ti-Al, or SiC
Primary coolant	Water	Water	Helium
Coolant inlet/outlet temperature	60°C~100°C	285°C/325°C	400°C/700°C
Thermal efficiency	-	$\sim 30\%$	$\sim 40\%$

SSTR-2



結論

- 1) D-T トカマク炉は十分に安全にできる可能性がある。
- 2) トリチウムのインベントリ低減と閉じ込めが課題。
- 3) 低放射化材料開発が必要。

海水からのリチウム抽出

大井健太 (通産省工業技術院四国工業技術試験所)

リチウムとは

【特異な物性】

金属の原子量 --- 最小
 金属の比重 --- 最小
 イオン化電位 (Li/Li⁺) --- 最大
 同位体 (⁶Li, ⁷Li) --- 有り
 生理活性 --- 有り

【将来の重要用途】

Li-Al 合金 (航空機用軽量合金)
 特徴: 軽量、高強度、高弾性率
 電池材料 (軽量二次電池、ロードコンデンシヤナール)
 特徴: 高電圧、高エネルギー密度、自己放電小
 電力輸送媒体 (リチウム化合物による燃料電池)
 反応例: $LiAlH_4 + 2H_2O \rightarrow LiAlO_2 + 4H_2$
 核融合用燃料 (高温核融合)
 反応例: $^2_1D + ^3_1T \rightarrow ^4_2He + n + 17.6 MeV$
 $^6_3Li + ^1_0n \rightarrow ^3_1T + ^4_2He + n + 2.47 MeV$
 $^7_3Li + ^1_0n \rightarrow ^3_1T + ^4_2He + n + 2.47 MeV$
 医薬品 (うつ病薬)

エレクトロニクス材料 Li-合金

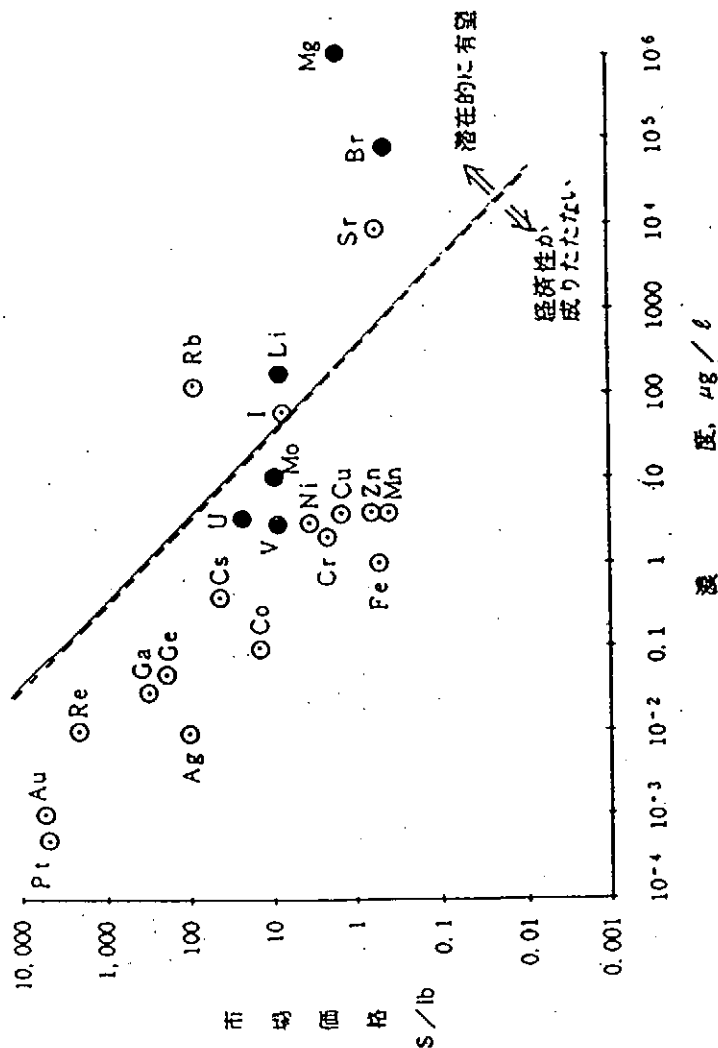


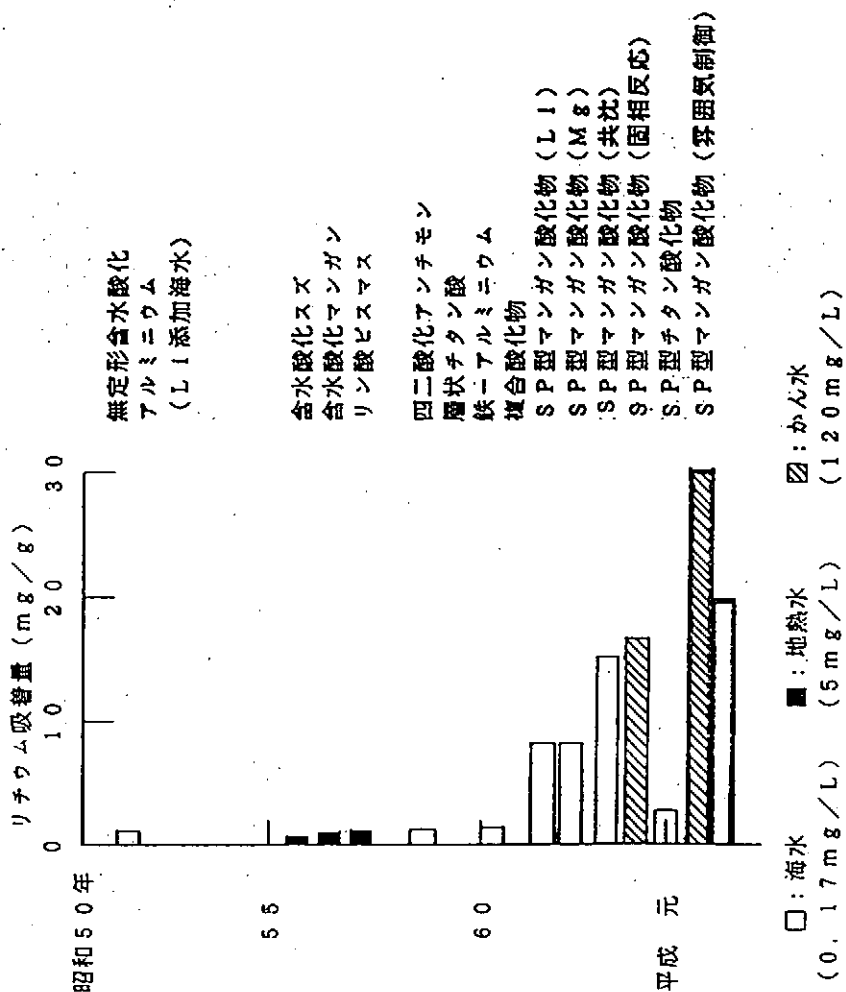
図3 海水中の元素の資源化の経済評価

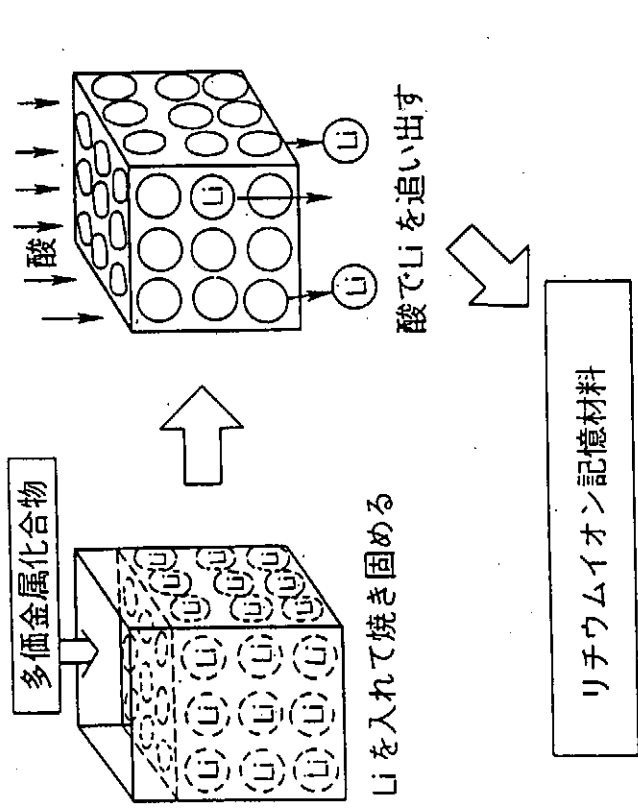
表2 無機系リチウム吸着剤の種類

吸着剤	リチウム吸着量 (mg/g)		
	海水	地熱水	かん水
[イオン記号型]			
① マンガン酸化物	25	6.2	35
② チタン酸化物	0.14		
③ アンチモン酸化物	14	21	
[アルミニウム系]			
① 無定形含水酸化アルミニウム	0.5	1.2	0.27
② アルミ腐食物			3.8
③ 2.5MgO·Al ₂ O ₃ ·nH ₂ O	0.31		
④ アルミナ-マグネシア	0.034		
⑤ Al ₂ O ₃ -Fe ₂ O ₃ ·nH ₂ O	0.50		
⑥ LiX·2Al(OH) ₃ (樹脂)			
⑦ ドーソナイト		0.77	
⑧ スメクタイト		2(200°C)...	
[複合アンチモン酸型]			
① アンチモン酸スズ	0.85		
② アンチモン酸チタン	1.1	1.4	
[層状化合物型]			
① ヒ酸トリウム			
② 層状チタン酸	0.09	0.63	
③ ビルネサイト	0.29		
[その他]			
① γ型二酸化マンガン			0.36
② 活性炭担持 SnO ₂			
③ 含水酸化スズ			0.09

*: リチウム添加海水, **: シリカ除去地熱水, ...: LiCl溶液

図2 リチウム吸着性能の向上





溶液中における挙動
イオンふるい作用によりリチウムを選択的に吸着

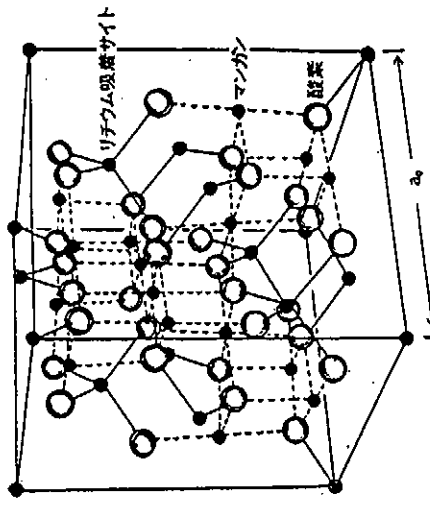
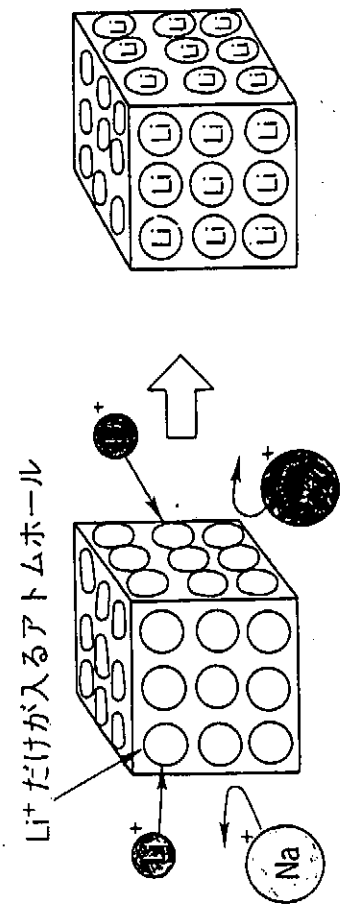


図7 スピネル型マンガン酸化物の模式図。

表7 λ - MnO_2 の分配係数 (K_d) と分離係数 (α)

pH	イオン	Na	K	Rb	Cs	Li
4.0	K_d	0.5	5.5	6.5	11	$1 \times 10^4 <$
	α	11	1.2	1.7	$10^4 <$	
4.1	イオン	Mg	Ca	Sr	Ba	
	K_d	1	1.4	6	8	
	α	1.4	4.3	1.3		
3.6	イオン	Ni	Zn	Co	Cu	
	K_d	9	47	70	104	
	α	5.2	1.5	1.5		

λ - MnO_2 : 0.25 g, 溶液: 25 ml, 金属イオン濃度: 10^{-4} M
 分離係数 (α_m^0) = $K_d(n) / K_d(m)$

(イオン交換樹脂)

	Li	Na	K	Rb	Cs
K_d	33	54	11	118	148
α	1.6	1.4	1.1	1.3	

海水からのリチウム採取プロセス

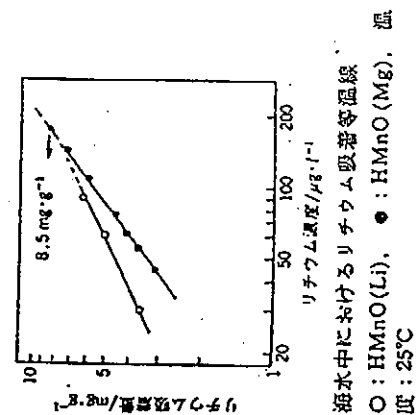
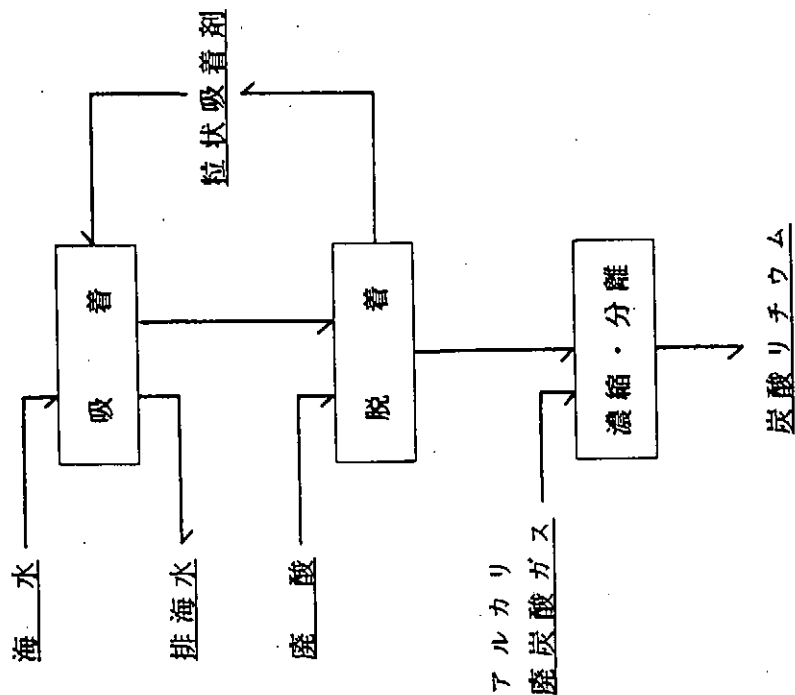


図 5 海水中におけるリチウム吸着等温線
○ : HMnO(Li), ● : HMnO(Mg), 温度 : 25°C

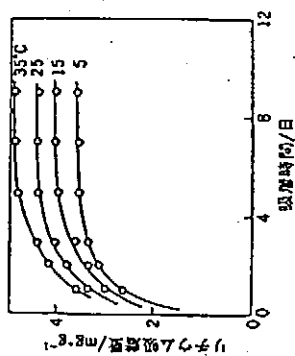


図 4 HMnO(Li) へのリチウム吸着の経時変化
HMnO(Li) : 50 mg, 海水 : 2 l

表 6 イオンふるい型吸着剤の海水からの金属イオン吸着性

吸着剤	金属イオン				
	Li	Na	K	Mg	Ca
HMnO(Li)	4.4	8.5	1.2	5.9	4.0
濃縮係数 (ml/g)*	26,000	1.4	0.9	6.6	1.7
HMnO(Mg)	4.3	4.4	3.3	3.3	12.5
濃縮係数 (ml/g)*	26,000	0.7	2.6	3.7	5.2

天然海水 : 2 l, 吸着剤 : 50 mg, 温度 : 25°C
* : 濃縮係数 = 吸着量 (mg/g) / 海水中の濃度 (mg/ml)

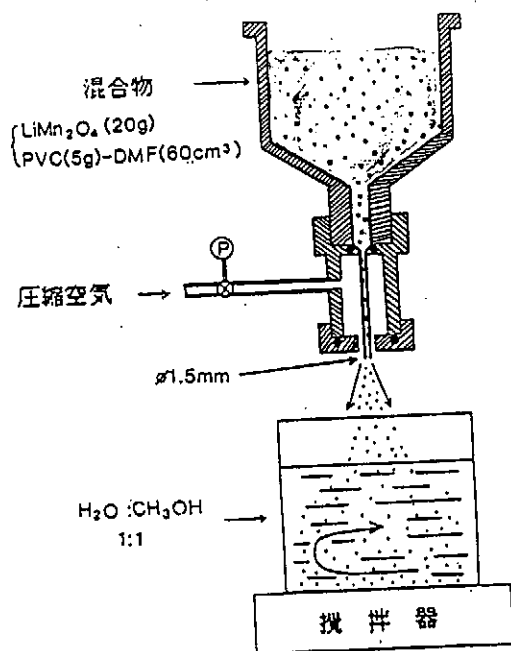


図11 造粒装置

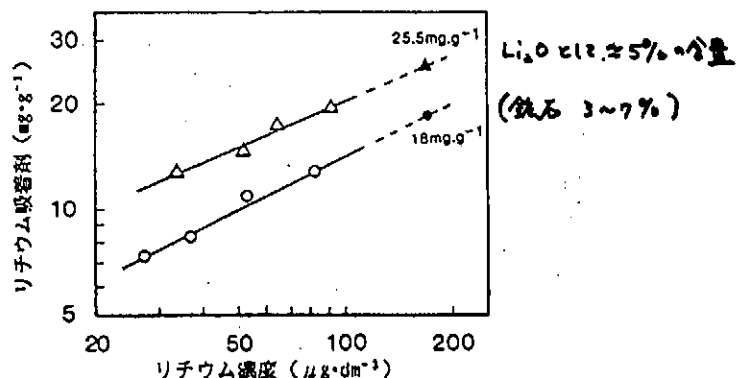


図21 海水中におけるリチウム吸着等温線
▲：粉末吸着剤($\text{Li}_{1.33}\text{Mn}_{1.67}\text{O}_4$)—7日間、
●：粒状吸着剤(粒径0.25~0.5mm, PVC20%)—21日間

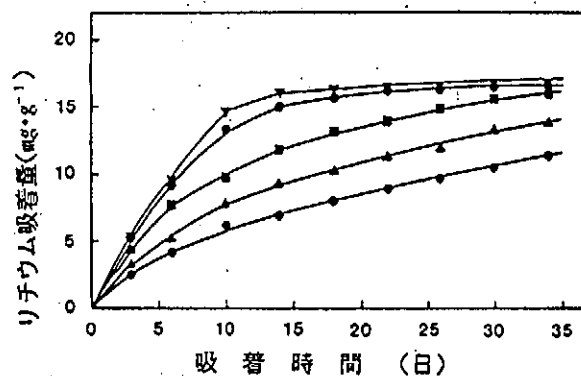
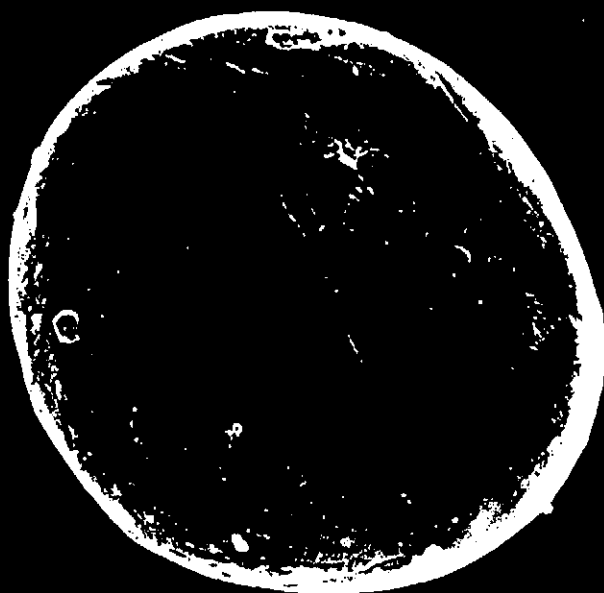


図22 リチウム吸着速度に及ぼす粒径の影響
吸着剤量：5cm³，空間速度(S.V)：360h⁻¹，温度：25±2℃
粒径：●1.4~2.0mm，▲1.0~1.4mm，■0.7~1.0mm，●0.5~0.7mm，▼0.25~0.5mm

0.5 mm



リチウム吸着剤

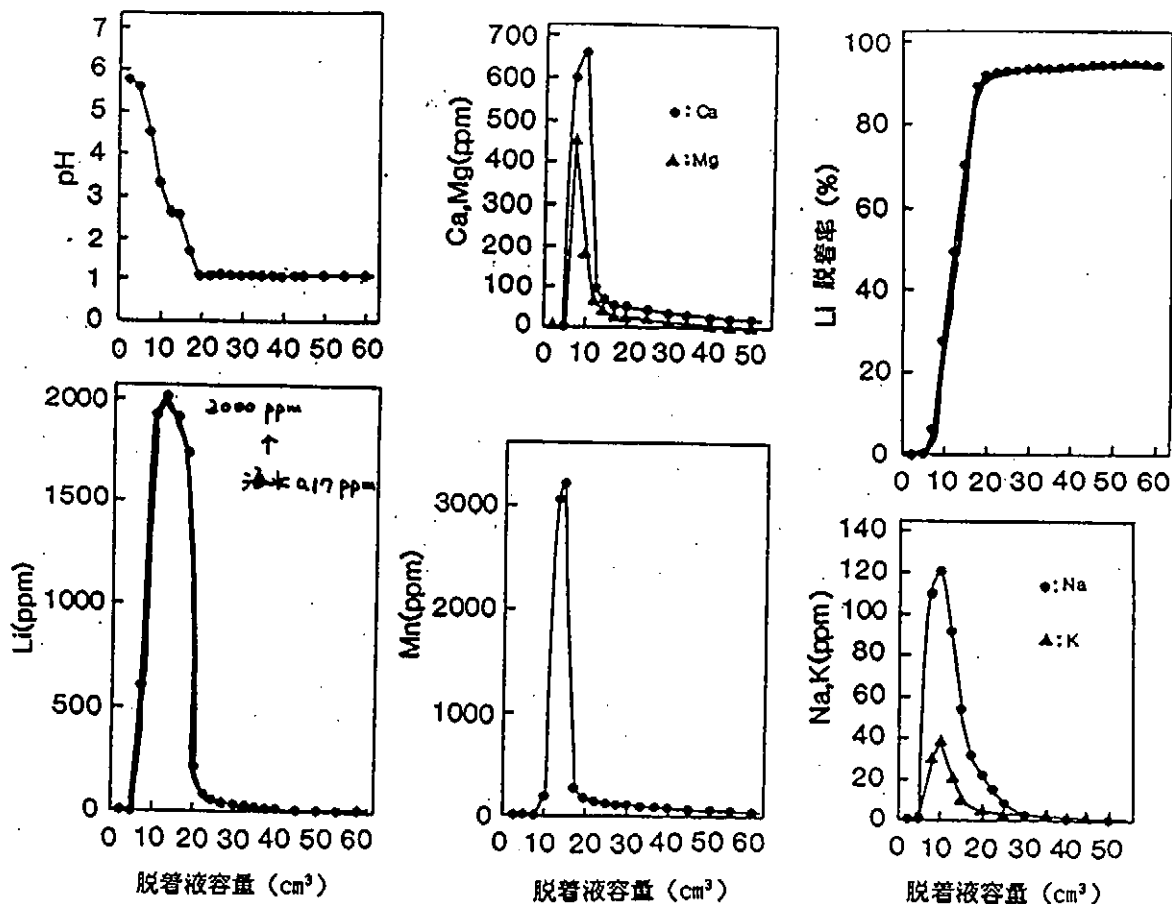


図23 カラム脱着試験

吸着剤容量: 10cm³, カラム内径: 0.8cm, 酸濃度: 0.5MHCl, S.V.: 0.65h⁻¹

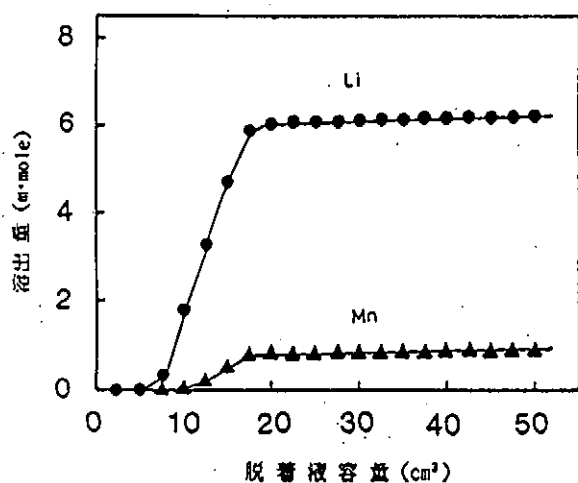


図24 溶出リチウム量と溶出マンガン量との関係

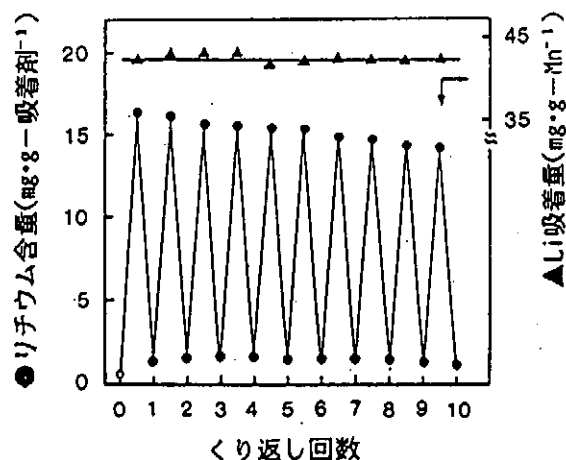
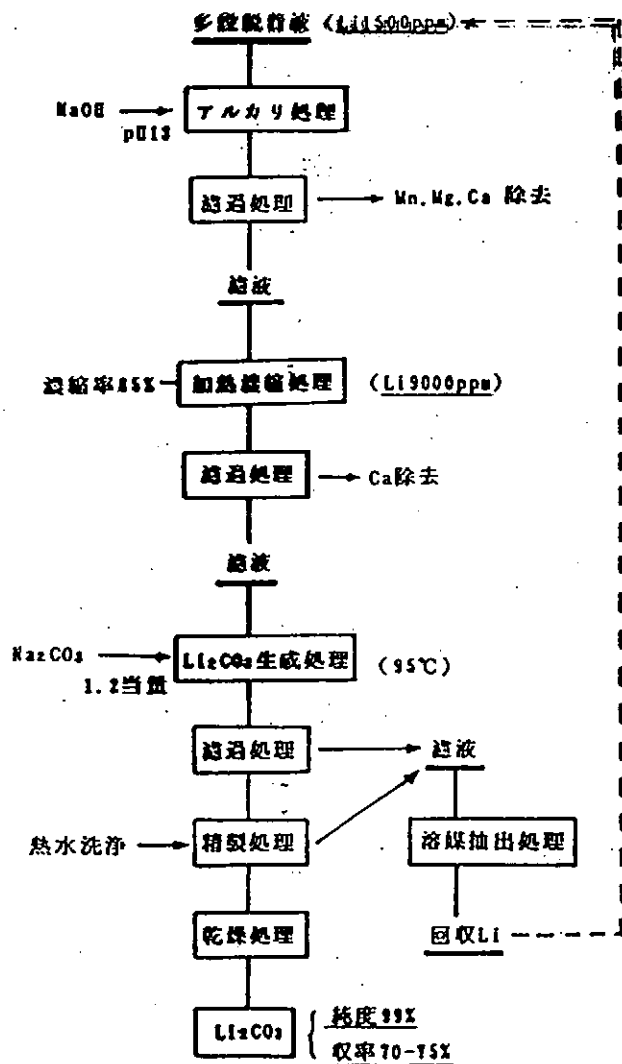


図25 リチウム吸着-脱着のくり返し試験

吸着剤: 容量10cm³, 粒径0.5~0.7mm, PVC20%

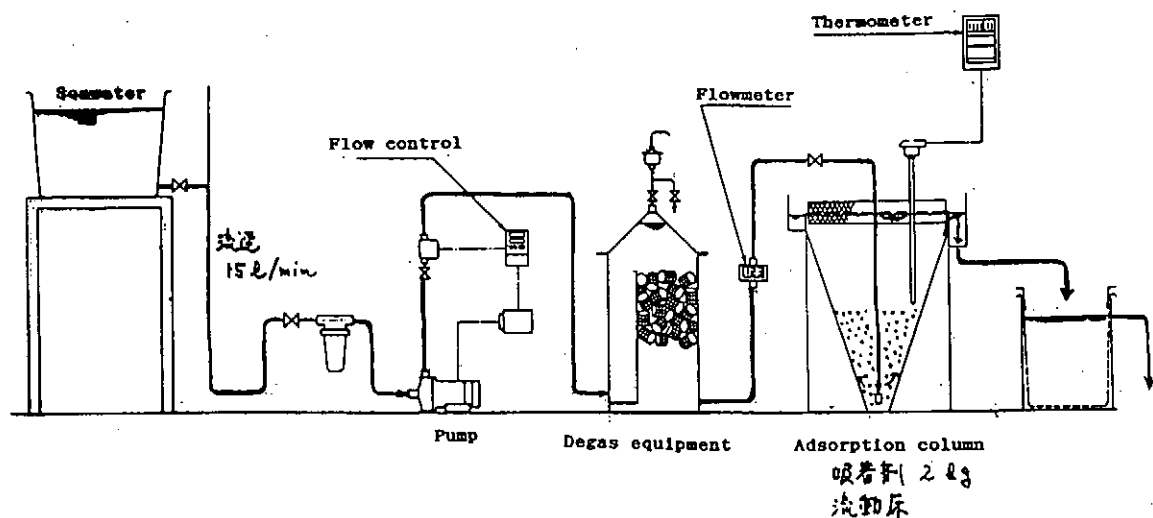
吸着: S.V.450h⁻¹, 25±2℃, 21日間

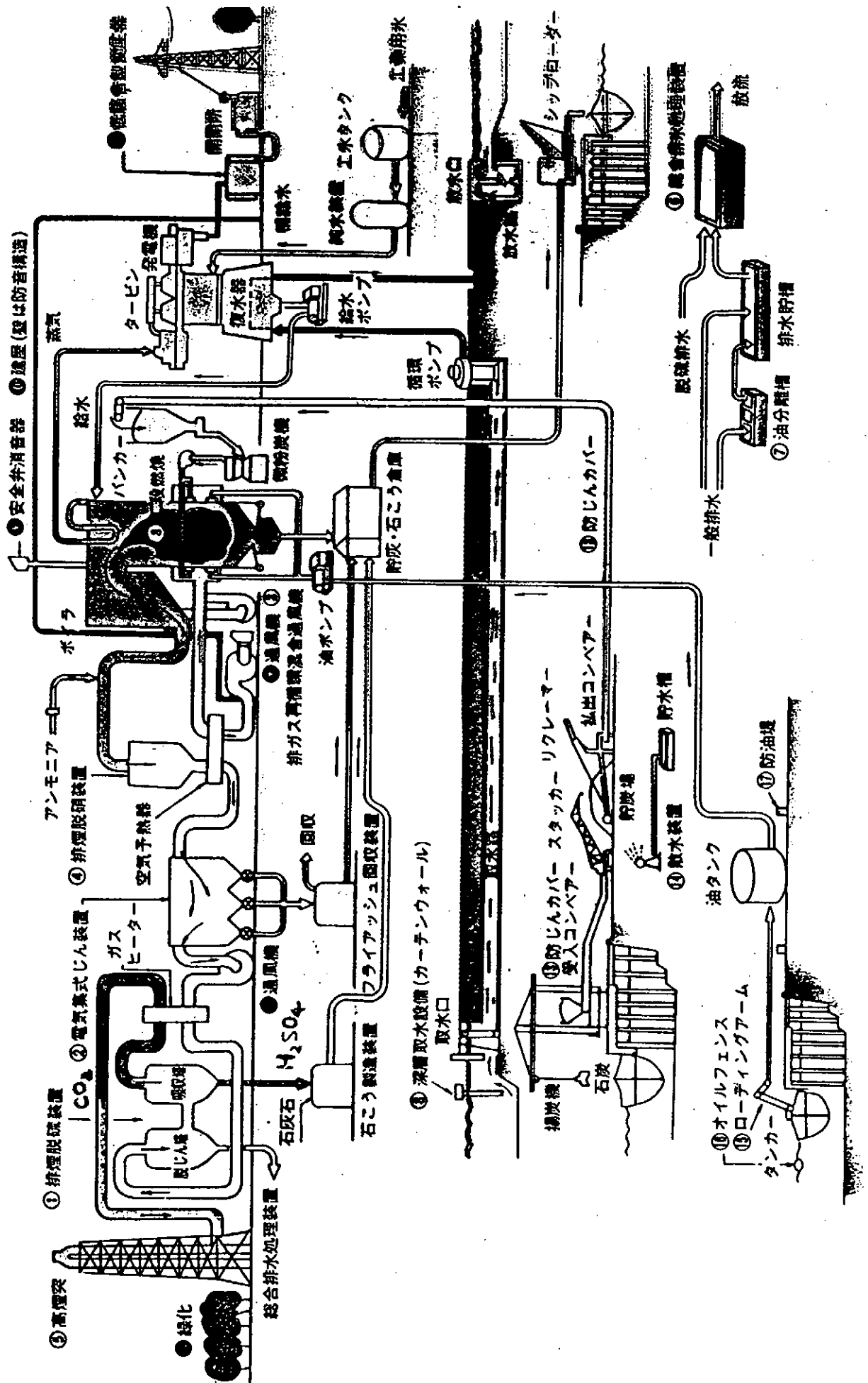
脱着: 0.5MHCl, S.V.0.65h⁻¹, 10時間



脱着液からのリチウムの分離・精製工程

Apparatus for bench-scale study for Li recovery from seawater





発電所温排水からのリチウム回収システム

100万kW火力発電所の温排水	40トン/秒
リチウム量	6.8g/秒
	214トン/年
回収効率30%、発電所利用率40%とすると	
	リチウム採取量 26トン/年
売上高	リチウム金属 (12,000円/kg) として3.1億円
	炭酸リチウム (800円/kg) として1.1億円

ベンチ試験を基にした吸着システム
吸着剤400g、海水流速15リットル/分、採取率30%
(リチウム吸着速度が5倍速い)

必要吸着剤量	64トン (吸着剤密度1g/cm ³ として64m ³)
吸着剤充填層高を10cmとして640m ² のカラム面積	
5m x 5mの槽が約25個必要。	
カラム内線流速は5.3cm/sec	

我が国の火力発電所の総出力	8000万kW
総リチウム採取量	26 x 80 = 2080トン/年
売上高	リチウム金属として248億円
	炭酸リチウムとして88億円

海水からのリチウム採取ベンチ試験結果

吸着剤	2 kg
海水流速	10 リットル/分
吸着日数	25 日間
脱着日数	1 日間
繰り返し吸脱着	5 回

総海水量	1800 m ³
炭酸リチウム採取量	450 g
リチウム回収率	28 %

将来の核融合炉材料

東京大学工学部原子工学研究施設

関村 直人

核融合炉材料評価において考慮すべき因子

1. 核融合炉材料のおかれる環境と材料の物理的、機械的、化学的特性
 - ・中性子粒子負荷
 - 損傷量と損傷速度
 - 中性子スベクトラム → 構成原子との相互作用
 - はじきだし損傷連鎖
 - 核反応生成ガス原子 (ヘリウム、水素の多量生成)
 - 核反応生成固体原子 (材料成分の変化)
 - ・熱負荷と温度 (及びその時間変化)
 - ・応力とその時間変化
 - ・冷却材との相互作用、他の材料との両立性
2. 装置の組立・保守に伴う材料挙動
 - 構造物の製造・組立・保守
 - 構造物の接合・検査
 - 接合部の照射効果
 - 被照射材料の接合
3. 核融合炉設計基準 (→ 核融合炉に関する法体系の整備)
 - 核融合炉の運転状態と異常事象の頻度
 - 機器の重要度分類
 - 構造物の製造・組立・保守
 - 材料照射効果の重要性

1. はじめに
核融合炉材料の使用環境と要求される性質
2. 新材料の開発と適用性
核融合炉設計における材料選択と材料課題
材料の選択
材料の供用期間中特性変化
材料特性変化と炉設計
材料開発の主体
材料データベースの充実と評価
核融合炉工学における材料研究の位置づけ
3. 耐照射性材料開発の基本的考え方
低放射化材料とその考え方
照射損傷評価
照射相関と材料照射試験の手段
材料試験技術の進展
4. まとめ
今後の核融合炉材料研究開発と核融合炉システムの中の材料

核融合炉材料の照射挙動の評価と材料の成熟度

材料データの集積

- 材料基本特性データベース
(物理特性、機械的特性、化学的特性など)
- 材料照射特性データベース
単純な環境条件における材料挙動

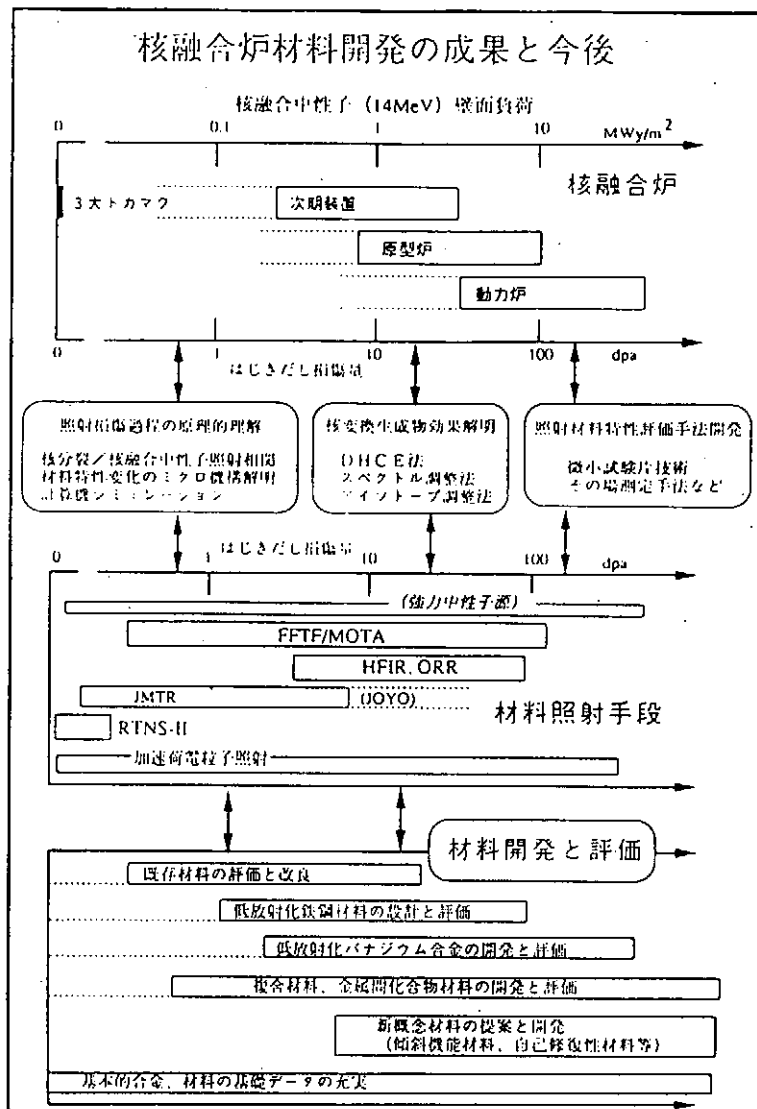
材料の成熟度

- 材料データベースから材料知識ベース
 - ・材料成分、処理条件の最適化
 - ・材料製造技術の確立
 - ・材料評価技術の確立
- ・核融合炉環境における材料挙動の評価が可能

- オーステナイト系ステンレス鋼
 - 316鋼
 - PCA
- 低放射化フェライト鋼
 - 9Cr系 (F82H、JLF-1)
 - ODS (酸化物分散強化鋼)
- バナジウム合金
 - V-Cr-Ti
- 金属間化合物
 - Ti-Al
- セラミック/セラミック複合材料
 - SiC/SiC
 - (セラミック/金属複合材料)
 - (セラミック/金属間化合物複合材料)

* 新材料の開発の方向性

- 高温化
- 耐照射損傷性
- 低放射化



STATUS OF CANDIDATE FUSION STRUCTURAL MATERIALS IN JAPAN

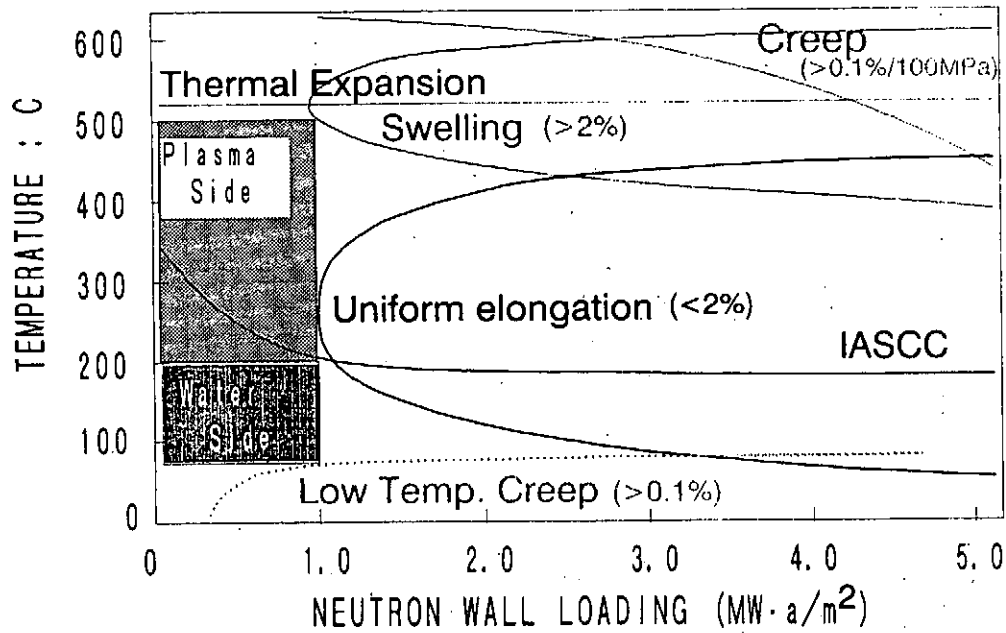
	316SS	RAF	ODS Steels	V Alloys	Ti-Al	SiC/SiC
Database	100	20	15	5	5	2
Scientific Activ. (Non-nuclear)	100	1000	1500	10	400	700
Scientific Activ. (Nuclear)	100	50	30	10	1	5
Industrial Background	100	80	20	5	10	5
On-going Project (Non-nuclear)	No	Yes	Yes	No	Yes	Yes
On-going Project (Nuclear)	Yes	Yes	Yes	No	No	No
Maturity	Good	Fair	Poor	Poor	Poor	Poor

For ITER

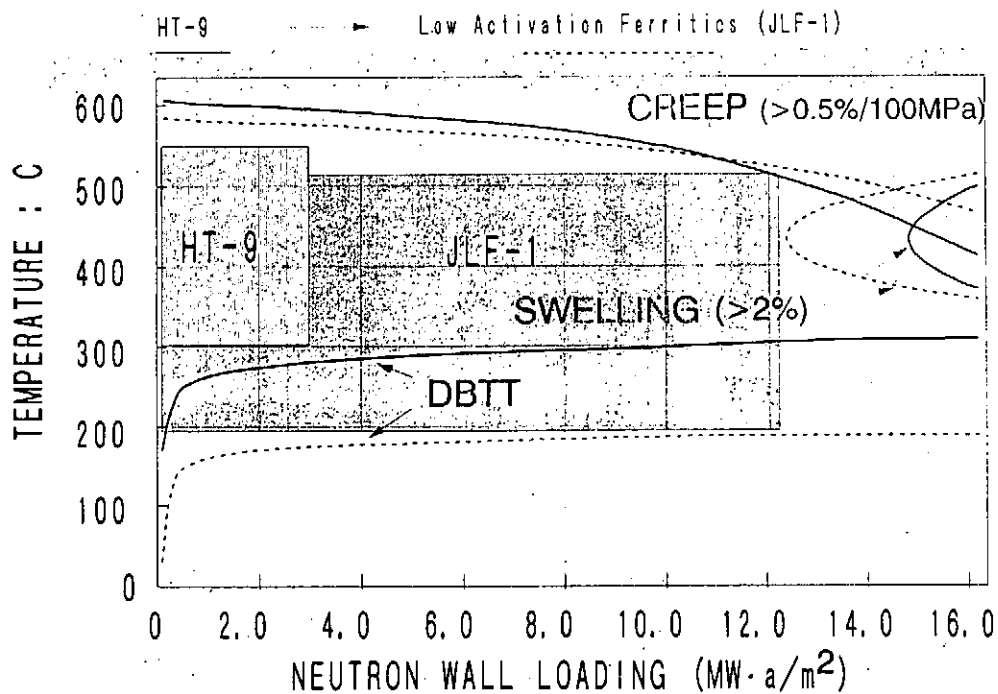
The First Option: 316 SS (SA)

The Second Option: 316 SS(CW), PCA(CW), 316 SS(SAR)

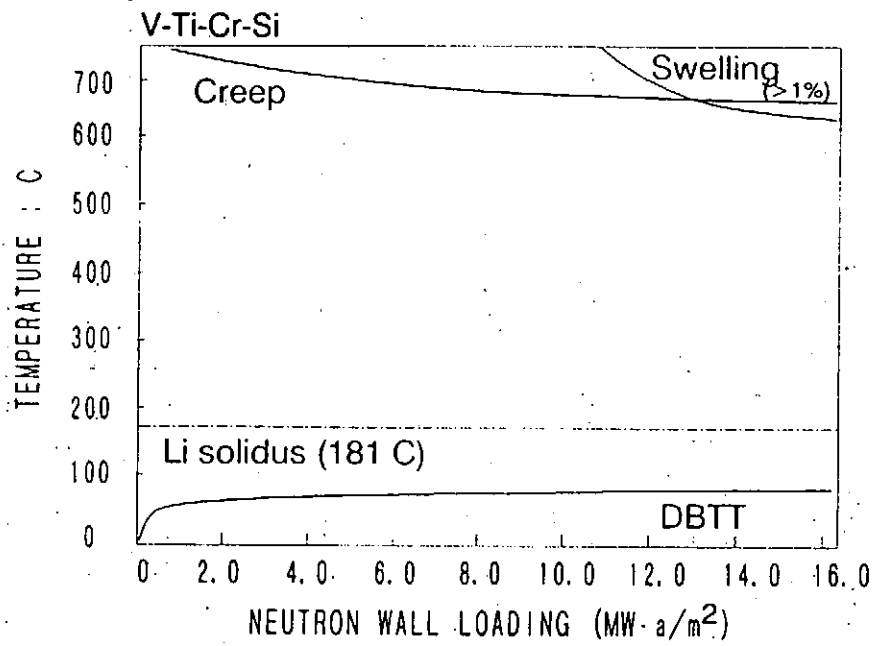
316 SS / Water Cooling



Ferritic Steels/ Helium Cooling



Vanadium Alloys / ^7Li Cooling



ITER第一壁・ブランケット構造材料としての
316鋼の中性子照射特性データベース

強度と伸び

破壊靱性

低サイクル疲労

照射下クリープ

スエリング

照射誘起応力腐食割れ

水素脆化

増殖材料・ベリリウムとの両立性

保守に伴う溶接健全性とヘリウム脆化

放射化

核融合実験炉構造材料としての316鋼の 照射特性データベースの現状と課題

(1) 強度と伸び、破壊靱性値

強度上昇は照射とともに飽和
照射量依存性は温度に極めて敏感
ヘリウム生成の効果の評価は少ない
均一伸びが極めて低くなりうる・・・不安定破壊
破壊モードの変化
照射量と温度でのマッピングが必要
運転条件との関連性
破壊靱性値の評価は少ない

2) 照射下クリープ

低温 (<100℃) での Transient Creep により大きくなり得る
材料因子 (添加元素、冷間加工など) との関連性などの定量的な確認が必要
ヘリウム生成量の効果の評価は少ない
応力緩和の評価が必要

(3) スエリング

温度履歴とそのヘリウム効果への影響の評価が十分ではない
最近のスベクトル調整法による照射データから、低温でのボイド発生と有意なスエリングが認められている。
スベクトラム調整法による高照射量までの実験が必要
スエリングの勾配による応力の発生がある
照射下クリープとのカップリングの評価が必要

核融合実験炉構造材料としての316鋼の 照射特性データベースの現状と課題

(4) 照射誘起応力腐食割れ (IASCC)

材料変化・環境・応力の相乗による割れの発生
照射材の SCC 感受性は、多くのパラメータに依存
照射誘起偏析
水素、ヘリウムの効果
照射硬化の影響
接合部の SCC 感受性
環境化学因子
14 MeV 中性子照射下における水化学は未知の部分が多い
基礎実験と計算機シミュレーションが必要

腐食疲労破壊に至るクラックの生成、成長過程の評価が必要

耐IASCC性オーステナイト鋼の改良が必要

(5) ヘリウム脆化 (通常運転時には、問題とならない)

被照射材料の再溶接によるメインテナンス
ヘリウムガスの粒界への集合による溶接割れ
溶接箇所の照射量制限
(ヘリウム生成量 1 appm 以下：設計によって対処可能)
被照射材溶接手法と溶接割れの発生の関係
検査手法の開発
過渡時および事故時 (ディスラプション、冷却材喪失事故)
材料の一時的温度上昇 (および溶融) の評価
ミクロ組織回復とヘリウムバブルの形成 (おもに粒界)
→ 定量的評価および検査手法

材料再使用可能基準 (0.1 appm 以下のヘリウム発生量) は設計上達成可能
ヘリウム脆化
再照射による組織変化 (スエリング)

材料の放射化に関わる課題

生成放射能低減のメリット

1. 核融合装置の安全性評価 → 短半減期核種、長半減期核種
事故（仮想重大事故）時の放射性物質の環境への放出
2. 核融合装置の保守 → 短半減期核種
接近メンテナンスまでの待ち時間と装置稼働効率
生体遮蔽厚さ
作業者の被曝量
機能部品の放射線損傷（ロボットのセンサーなど）
3. 放射化材料の管理 → 中・長半減期核種
材料ボリューム
遮蔽厚さと構造
崩壊熱の除去
4. 放射化材料の廃棄処理、処分 → 長半減期核種
材料ボリューム
浅地処分、再利用
地層処分
放射能低減手法

課題

放射化断面積データの充実
元素置換材料材料開発
不純物制御の実現性
アイソトープ調整した材料の成立性（製造性、経済性など）

Chemical Composition of F82H & JLF series

	C	Mn	Si	Ni	Cr	Mo	Ti	W	Ta	V
JLF1	0.097	0.46	<0.1	<0.1	9.04	<0.01	0.001	1.97	0.070	0.19
JLF2	0.095	0.45	<0.1	<0.1	9.16	<0.01	0.010	1.93	0.072	0.20
JLF3	0.093	0.45	<0.1	<0.1	9.03	<0.01	0.001	1.97	0.070	0.20
JLF4	0.101	0.50	<0.1	<0.1	9.23	<0.01	0.003	1.97	0.068	0.20
JLF5	0.094	0.48	<0.1	<0.1	9.09	<0.01	0.002	1.98	0.066	0.19
JLF6	0.096	0.46	<0.1	<0.1	9.00	<0.01	0.010	1.84	0.068	0.19
F82H	0.093	0.49	0.09	0.01	9.66	0.00	-	2.0	0.040	0.20

(mass%)

Core Program

JLF1

- 7 ~ 9Cr (F82H, 9Cr-2W,V,Ta)

Non-irradiation; Creep, Tensile, Large heat production, Welding

Reactor irradiation; Tensile, TEM, Creep, 1/3CVN (FFTF, JOYO, HFIR, etc.)
~ 1992 EBR-II

1992 ~ 1993 • Selection and Fabrication (10 ~ 50 tons heats)
- 2 + α Candidate alloys

• *Planning for reactor irradiation exp. etc.*

1993 ~ 1999 Reactor irradiation; Fracture toughness, Fatigue, corrosion,
Tensile, CVN, TEM, etc. (including weldment)
In-reactor experiment; Compatibility, Creep
Ion-irradiation etc.; Dynamic effect (effects of temperature
change on hardening, stress change on creep, etc.)
Strength test of model blanket (including miniature
irradiated models)
Industrial heat production.
[Determine design method]

2000 ~ Selection of the prime candidate alloy and
Test module design/construction

Selection of Japanese Candidate Materials and Future Work

IMPORTANT PROPERTIES WITH HIGH PRIORITIES

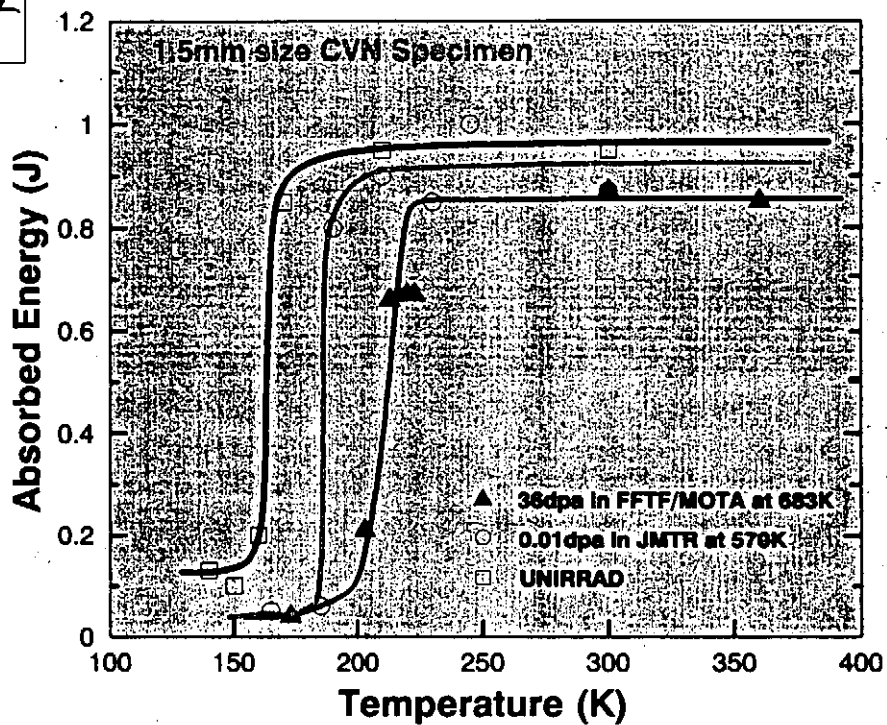
- Toughness (DBTT shift, [Dynamic] Fracture toughness,
(He and He+H embrittlement), etc.)
- Compatibility (H₂O, Be, Solid/(Liquid) breeding Materials)
- High temperature strength
Creep, Fatigue, ---

Projected service condition; 200 ~ 550°C, $\leq$ 70dpa

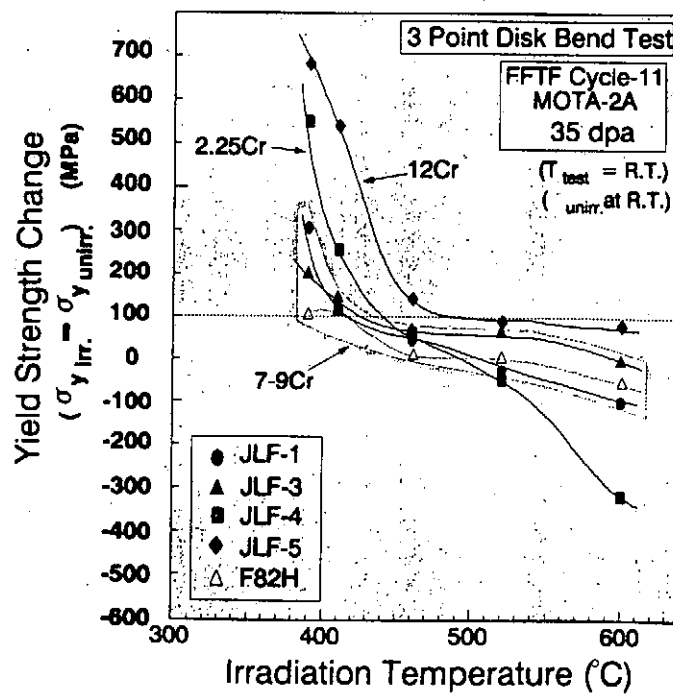
7 ~ 9Cr : Smaller DBTT shift , High Creep Strength
Lower irradiation hardening(Higher toughness may be expected)
Corrosion resistance?

→ F82H , JLF1

CVN TEST RESULTS OF JLF-1



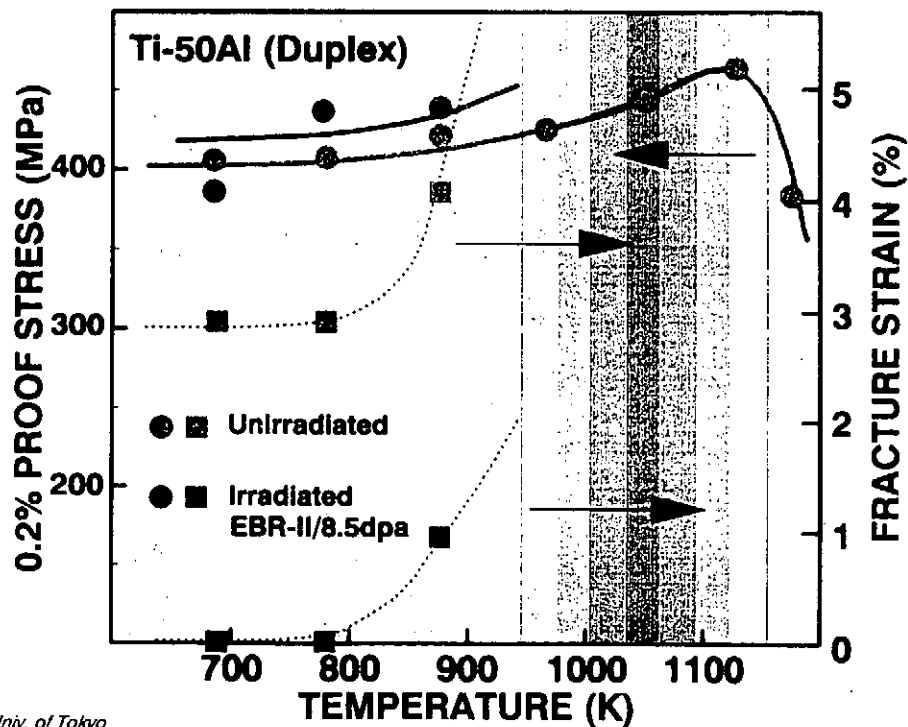
Three point bend test results of FFTF/MOTA in F82H & JLF series



MANUFACTURING PROCESSES OF ODS STEELS

Method	Laser Melting	Mechanical Alloying
Attritor Processing	None	Yes
Oxide Contents	Flexible	Limited
Handling in Inert Gas	No	Yes
Near Net Shape Production	Yes	No
Structure	quasi-amorphous	fine-grain

Is it possible to develop TiAl for DEMO ?



Kohyama Lab. Univ. of Tokyo

バナジウム基合金の核融合炉構造材料への適用の検討

1. 実用炉での利点

- ・低放射化特性に優れる
- ・鉄鋼材料に比べ高融点
- ・熱応力因子が大きい
- ・液体リチウムとの共存性に優れる
- ・耐スエリング性に優れる

2. 今後の技術開発課題

- ・侵入型不純物元素による脆化 (水素、酸素、窒素、ヘリウム)
- ・ヘリウム脆化
- ・照射脆化によるDBTTの上昇
- ・大型構造物の製造性
- ・接合技術の開発
- ・化学的両立性

3. 中性子照射データの現状

- ・FFTF/MOTA照射研究により、100dpa程度までのデータの取得が進んでいる
- ・核変換生成ヘリウム効果の評価は、DHCE法によってデータが得られている。

SiC/SiC 複合材料の核融合炉構造材料への適用の検討

1. 実用炉での利点

- ・低放射化特性にきわめて優れる
- 長期放射能、短期放射能、崩壊熱のいずれも小さい
- 不純物制御は可能
- ・高融点で、高温強度が大きい
- ・資源が豊富

2. 今後の技術開発課題

- ・韌性が低い材料における構造設計
- ・大型構造物の製造性
- ・接合技術の開発
 - 界面のガラス相生成
- ・化学的両立性の検討
 - 酸素との反応
- ・中性子照射下の挙動、安定性
 - 熱伝導度
 - fiber shrinkage
 - matrix micro-cracking
 - fiber crystallization
- He production (1MWa/m^2 で1600 appm He)

3. 中性子照射データの現状

FFTF/MOTA照射研究によりデータの取得が進んでいる
ORNLを中心に10 dpa 以上までの照射実験が行われてきた
核変換生成ヘリウム効果の評価が必要

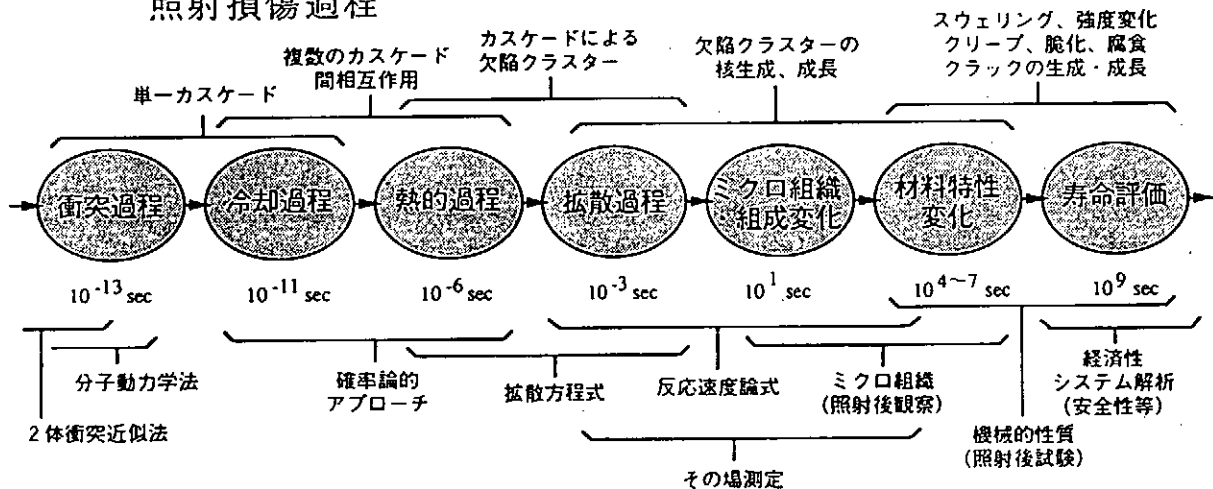
核融合炉材料照射研究の段階

1. 全く新しい材料の照射
2. 開発合金の最適化のための照射
3. 既成合金の改良、改質のための照射
4. 確立された材料の照射データベース取得のための照射

← 以上をふまえた強力中性子源を含む
各種照射施設の有効利用

核融合炉材料の中性子照射効果

照射損傷過程



評価手法

材料の照射効果

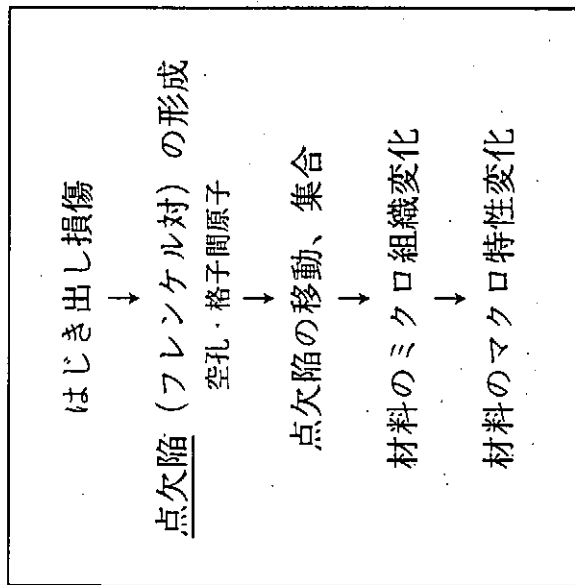
耐照射損傷性材料の基本的考え方

効果の分類	主な機構	主な効果
過渡的效果	電子励起 イオン化	熱的効果 (γ 加熱など) 放射線分解 架橋、重合、反応
可逆的效果	結晶格子原子のはじき出し	ミクロ組織変化 照射誘起偏析 硬化、脆化
永久的効果	核変換：ヘリウム、水素 固体核変換生成物	ポイドの形成とスエリング ヘリウム脆化 合金化

14MeV中性子照射の特徴

はじき出し損傷 (カスケード)
核変換生成物生成 ヘリウム・水素
固体核変換生成物

耐照射性材料設計の基本的方策



- 点欠陥がクラスタリングしないようにする
- クラスタリング確率の低減 (高温)
- 点欠陥シニングの増加 (転位、析出物、表面・粒界)
- 欠陥クラスタを消滅させる
- 高温でのアニール
- 安定な組織の導入 (欠陥クラスターの規則配列：ボイド格子など)
- 核変換ヘリウム
- シニングの増加 (転位、析出物、表面)
- 固体核変換生成物 (固溶状態に保つ)

強力中性子源の必要性

1. Demo炉相当の材料照射データ取得を目標として、ITERと平行したタイミニングで、強力中性子源の建設に早急に着手する必要がある。この場合、方式はほぼ必然的にD-Li方式となる。
2. 得られるデータを核融合炉条件に結び付ける相関性確立のための基礎研究が平行する必要がある。このためベンチマーク中性子源として、RTNS-IIより強力なDT中性子源が必要である。
3. 実験炉(ITER)、原型炉、実証炉の各段階に向けた研究開発項目の抽出と研究セクター毎の役割分担を行なうて、材料開発基本計画を具体化する必要がある。
4. コンポーネント試験のためには、別途 Engineering Test Facility といった Fusion Nuclear Technology Machine を考えるのが得策である。ITER はこの目的に多くの点で有効であり、材料開発への Feedback も大きいものがあるだろう。
5. 材料照射強力中性子源としては、中性子発生までにとどまることなく、照射室、ホットラボラトリー内試験機器、計測器等を含めた施設として考える必要がある。
6. 強力中性子源が1基設置されたとしても、主に照射体積の観点から、原子炉照射は継続される必要がある。

今後の核融合炉材料研究

1. 核融合炉工学の中核としての材料工学
 - 核融合動力炉の安全性、技術信頼性、経済性の根幹としての材料
 - 材料と炉設計、炉運転・使用条件のダイナミックな関係
2. 核融合炉材料システム工学への発展
 - 材料開発 R & D
 - 材料データベース
 - 損傷評価システム
 - 損傷回復システム
3. 新材料の核融合炉への適用性
 - 魅力的な特性を持つ材料の積極的取り込み、開発
 - 材料照射データの蓄積、評価 → 強力中性子源が必要不可欠

材料の魅力的な特性を生かす設計
より合理的な材料利用

材料への負担を軽減する
機能材料化
照射強度に応じた材料選択
交換可能な構造の採用

Publication List of NIFS-PROC Series

- | | |
|--------------|--|
| NIFS-PROC-1 | <i>U.S.-Japan on Comparison of Theoretical and Experimental Transport in Toroidal Systems Oct. 23-27, 1989
Mar. 1990</i> |
| NIFS-PROC-2 | <i>Structures in Confined Plasmas –Proceedings of Workshop of US-Japan Joint Institute for Fusion Theory Program– ; Mar. 1990</i> |
| NIFS-PROC-3 | <i>Proceedings of the First International Toki Conference on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion –Next Generation Experiments in Helical Systems– Dec. 4-7, 1989
Mar. 1990</i> |
| NIFS-PROC-4 | <i>Plasma Spectroscopy and Atomic Processes –Proceedings of the Workshop at Data & Planning Center in NIFS–; Sep. 1990</i> |
| NIFS-PROC-5 | <i>Symposium on Development of Intensified Pulsed Particle Beams and Its Applications February 20 1990; Oct. 1990</i> |
| NIFS-PROC-6 | <i>Proceedings of the Second International TOKI Conference on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion , Nonlinear Phenomena in Fusion Plasmas -Theory and Computer Simulation-; Apr. 1991</i> |
| NIFS-PROC-7 | <i>Proceedings of Workshop on Emissions from Heavy Current Carrying High Density Plasma and Diagnostics; May 1991</i> |
| NIFS-PROC-8 | <i>Symposium on Development and Applications of Intense Pulsed Particle Beams, December 6 - 7, 1990; June 1991</i> |
| NIFS-PROC-9 | <i>X-ray Radiation from Hot Dense Plasmas and Atomic Processes; Oct. 1991</i> |
| NIFS-PROC-10 | <i>U.S.-Japan Workshop on "RF Heating and Current Drive in Confinement Systems Tokamaks" Nov. 18-21, 1991, Jan. 1992</i> |
| NIFS-PROC-11 | <i>Plasma-Based and Novel Accelerators (Proceedings of Workshop on Plasma-Based and Novel Accelerators) Nagoya, Japan, Dec. 1991; May 1992</i> |
| NIFS-PROC-12 | <i>Proceedings of Japan-U.S. Workshop P-196 on High Heat Flux Components and Plasma Surface Interactions for Next Devices; Mar. 1993</i> |

- NIFS-PROC-13 【NIFS シンポジウム
「核燃焼プラズマの研究を考えるー現状と今後の取り組み方」
1992年 7月 15日、核融合科学研究所】
1993年 7月
NIFS Symposium
*"Toward the Research of Fusion Burning Plasmas -Present
status and Future strategy-", 1992 July 15, National Institute
for Fusion Science; July 1993*
(in Japanese)
- NIFS-PROC-14 *Physics and Application of High Density Z-pinches,*
July 1993
- NIFS-PROC-15 岡本正雄、講義「プラズマ物理の基礎」
平成5年度 総合大学院大学
1994年 2月
M. Okamoto,
"Lecture Note on the Bases of Plasma Pysics"
Graduate University for Advanced Studies
Feb. 1994
(in Japanese)
- NIFS-PROC-16 代表者 河合良信
平成5年度 核融合科学研究所共同研究
研究会報告書
「プラズマ中のカオス現象」
"Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences"
Report of the meeting on Chaotic Phenomena in Plasma
Apr. 1994
(in Japanese)