

NATIONAL INSTITUTE FOR FUSION SCIENCE

NIFS シンポジウム報告書

核融合炉材料照射用強力中性子源の設計と大学の役割

(1992年12月1日受理)

NIFS-MEMO-8

Jan. 1993

**RESEARCH REPORT
NIFS-MEMO Series**

This report was prepared as a preprint of work performed as a collaboration research of the National Institute for Fusion Science (NIFS) of Japan. 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.

NIFS シンポジウム報告書

核融合炉材料照射用強力中性子源の設計と大学の役割

平成4年3月5日
於核融合科学研究所

平成4年5月
核融合科学研究所

Design of Intense Neutron Source for Fusion Material Study and the Role of Universities

Proceedings of NIFS Symposium held on March 5, 1992
at National Institute for Fusion Science

Edited by
Shiori Ishino

Abstract

Need and requirement for the intense neutron source for fusion materials study have been discussed for many years. Recently, international climate has been becoming gradually maturing to consider this problem more seriously because of the recognition of crucial importance of solving materials problems for fusion energy development. The present symposium was designed to discuss the problems associated with the intense neutron source for material irradiation studies which will have a potential for the National Institute for Fusion Science to become one of the important future research areas.

The symposium comprises five sessions; first, the role of materials research in fusion development strategies was discussed followed by a brief summary of current IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility) activity. Despite the pressing need for intense fusion neutron source, currently available neutron sources are reactor or accelerator based sources of which FFTF and LASREF were discussed. Then, various concepts of intense neutron source candidates were presented including ESNIT, which are currently under design by JAERI. In the fourth session, discussions were made on the study of materials with the intense neutron source from the viewpoint of materials scientists and engineers as the user of the facility. This is followed by discussions on the role of universities from the two stand points, namely, fusion irradiation studies and fusion materials development. Finally summary discussions were made by the participants, indicating important role fundamental studies in universities for the full utilization of irradiation data and the need of pure 14 MeV neutron source for fundamental studies together with the intense surrogate neutron sources.

Keywords: fusion materials, 14MeV neutron source, neutron irradiation, IFMIF, ESNIT, RTNS, Fusion nuclear technology machine, nuclear data, role of universities, role of NIFS

まえがき

核融合炉材料研究をさらに発展させ、原型炉、および動力炉につなげてゆくためには、強力中性子源の実現が、重要なステップとなる。このためには材料研究者が、中性子源においてなすべき研究について明確な共通理解をもつばかりでなく、中性子源自体の仕様、設計、利用形態に材料側主導の体制を敷くことが要求される。

また、大学が進めているFFTF/MOTA照射研究は、1995年7月で一応の区切りをつけ、次なるステップへと進むことになるが、その際、将来の強力中性子源を用いた材料照射研究を十分念頭におく必要がある。

材料照射用強力中性子源に関しては、IEAの核融合炉材料研究開発実施協定に基づく会合が国際的な議論の場となってきた。本研究会の成果を、近く開かれる予定のこのIEA会合での議論の基礎としたい。

核融合炉材料照射用強力中性子源としては、種々の方式が考えられるが、いずれも要求される仕様を満足するためにはかなり難しい装置となろう。しかし、いずれの方式でも核融合開発にとって必要な要素技術のインテグレーションから成り立っているといつてよく、この意味で強力中性子源は核融合研のシンポジウムとして格好のテーマと考えられる。このような意味で本シンポジウムをNIFSシンポジウムとして取り上げてくださった核融合科学研究所に感謝申し上げます。

本企画にあたり、期待するアウトプットとしては、

- 1) 装置・施設設計上、また研究手法の実現性の上で、強力中性子源施設の設計にとりこむべき点の明確化
- 2) 装置・施設設計上、大学の役割の明確化、また建設前にやっておかなければならない研究、照射データを有効に活用するための研究といった研究面での大学の役割の明確化
- 3) 体制上の問題として、核融合科学研究所の係わり方については何らかの方向性の提示を考えた。この報告書が強力中性子源計画の前進に一步でも寄与できれば幸いである。

(企画責任者 東大工 石野 葉)

目次

まえがき

1. 核融合炉開発路線と核融合炉材料照射用強力中性子源	
1-1 核融合戦略における材料の位置付け	1
1-2 国際核融合炉材料照射施設(IFMIF)の必要性とその仕様	5
2. 照射研究の現状と将来	
2-1 核分裂炉照射(FFTF/MOTA)	12
2-2 スポレーション中性子源(LASREF)	27
3. ESNIT計画と他の強力中性子源のコンセプト	
3-1 ESNITの概要と核融合炉材料照射装置としての位置付け	47
3-2 ESNITにおける材料照射環境評価と核データ整備	63
3-3 回転ターゲットD-T中性子源	77
3-4 炉材料照射試験と炉工学試験用の核融合プラズマ中性子源	89
3-5 トリチウム/重水ターゲット中性子源	103
4. 今後の材料照射研究と強力中性子源における材料照射研究	
4-1 照射損傷基礎課程—微視的構造発達に対する反跳エネルギー スペクトルの効果からみた将来の強力中性子源に関する見解—	112
4-2 「照射損傷基礎課程」についてのコメント	125
4-3 構造材料	132
4-4 「構造材料」についてのコメント	141
4-5 機能材料	146
4-6 「機能材料」についてのコメント	158
4-7 材料照射技術	163
4-8 「材料照射技術」についてのコメント	170
5. 核融合炉材料研究における大学の役割	
5-1 「照射研究と材料開発」についてのコメント(1)	177
5-2 「照射研究と材料開発」についてのコメント(2)	181
まとめ(総合討論)	182
NIFSシンポジウム参加者名簿	184

プログラム

平成4年3月5日(木)

- 9:00~9:10 開会の辞 石野 栞
1. 核融合炉開発路線と核融合炉材料照射用強力中性子源 (座長 本島 修)
- 9:10~9:50
核融合戦略における材料の位置付け 宮原 昭
I F M I F の必要性と仕様 石野 栞
2. 照射研究の現状と将来 (座長 宮原 昭)
- 9:50~10:30
核分裂炉 (F F T F / M O T A) 関村 直人
スポレーション中性子源 (L A S R E F) 四竈 樹男
3. E S N I T 計画と他の強力中性子源のコンセプト
- 10:40~11:20 (座長 菱沼 章道)
E S N I T の概要と核融合炉材料照射装置としての位置付け 野田 健治
E S N I T における材料照射環境評価と核データ整備 大山 幸夫
- 11:20~12:20 (座長 桐谷 道雄)
回転ターゲット D - T 中性子源 (R T N S - I I / F N S / O K T A V I A N) 大山 幸夫
炉工学試験装置としての核融合プラズマ中性子源 河辺 隆也
トリチウムビーム / 重水ターゲット中性子源 磯矢 彰
4. 今後の材料照射研究と強力中性子源における材料照射研究
- 13:20~14:20 (座長 松井 秀樹)
照射損傷基礎過程 桐谷 道雄
(コメント) 下村 義治
構造材料 阿部 勝憲
(コメント) 幸野 豊
- 14:20~15:20 (座長 白石 春樹)
機能材料 木下 智見
(コメント) 四竈 樹男
材料照射技術 松井 秀樹
(コメント) 佐藤 義則
5. 核融合炉材料研究における大学の役割 (総合討論) (座長 石野 栞)
- 15:30~16:30
照射研究と材料開発
(コメント) 白石 春樹
菱沼 章道
他
- 全体討論
- 16:30 閉会

1. 核融合炉開発路線と核融合炉材料照射用強力中性子源

1-1 核融合戦略における材料の位置付け

Fusion Material Study and 14 MeV Intense Neutron Source

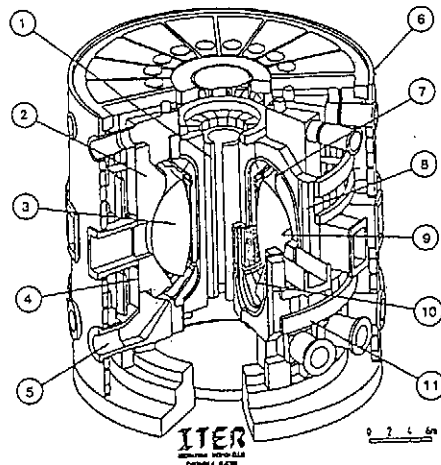
帝京大学経済学部

宮原 昭

1. Strategic Analysis of Fusion Material Study

核融合材料研究にはPhysical Feasibilityを達成するためにどうしても必要な材料開発と、エネルギー機器としての核融合炉の達成 ---- これを Engineering Feasibilityと呼んでいるが ---- のために必要な開発の二つが大きくわけてある。しかし現在の磁場閉じこめ装置ではPhysical Feasibilityの達成のための装置が既に大きく、したがって巨大な予算を必要とするようになり、Engineering Feasibility と分離することが受け入れられにくく、なってきた。

磁場閉じこめの核融合装置の材料に対する要求は炉のConceptual Designを通じて行われる。これは1969年のBNSの会議から現在に至るまでつづけられているが、そのもっとも今日的で且つ現実性を追及しているのは第1図に示すITERである。ITERの壁



ITER REFERENCE PARAMETERS

Plasma major radius, R (m)	6.0
Plasma half-width at midplane, a (m)	2.15
Elongation, 95% flux surface	1.98
Toroidal field on axis, B_0 (T)	4.85
Nominal maximum plasma current, I_p (MA)	22
Nominal fusion power, P, (MW)	1000

- | | | |
|-------------------------|-------------------------|--------------------------|
| 1- CENTRAL SOLENOID | 5- PLASMA EXHAUST | 9- FIRST WALL |
| 2- SHIELD/BLANKET | 6- CRYOSTAT | 10- DIVERTOR PLATES |
| 3- PLASMA | 7- ACTIVE CONTROL COILS | 11- POLOIDAL FIELD COILS |
| 4- VACUUM VESSEL-SHIELD | 8- TOROIDAL FIELD COILS | |

The ITER NEWSLETTER is prepared and published by the International Atomic Energy Agency, Wagramerstrasse 5, P.O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria. Telex: 1-12643, Cable: INATOM VIENNA, Facsimile: 43 1 234 564, Tel.: 43 1 2360-6393/6394. Items to be considered for inclusion in the ITER Newsletter should be submitted to N. Pozniakov, ITER Secretariat.

第 1 図

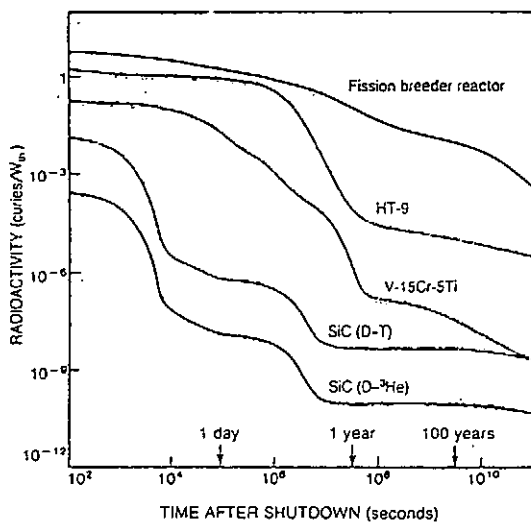
Printed by the IAEA in Austria
July 1990

95-03163

負荷は1 MW year/m²と比較的低いので、従来材料研究はあまり必要ないとされて来たが最近ではダイバータ板などプラズマ対向材料の高熱流束の処理が問題となり炭素関連材料の中性子照射による熱伝導率の劣化が問題となっている。現在の日本やアメリカやECの核融合戦略のダイヤグラムには元来はPhysics Feasibilityを第一義的な目的とするITER計画が第二段階としてEngineering PhaseをもちこみこれをDEMO炉につなげてかいてあるが、この二つの目的は元来区別されなくてはならない。DEMOは且つて R. Carruthersがのべたように

“DEMO is defined as a device which will demonstrate the solution of all the technological problems in a manner suitable for extrapolation to a commercial power plant”である。

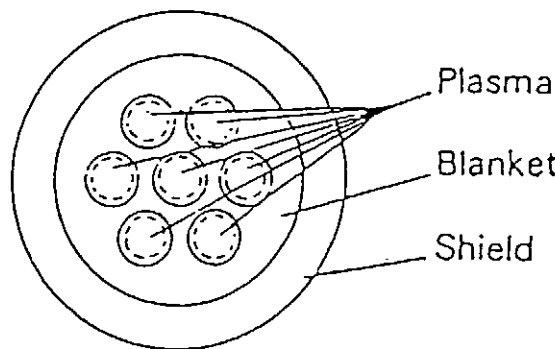
本日の会合は強力中性子源にかゝわる話であるから以下の記述も DEMO を中心に述べよう。DEMO ---- 乃至は商業炉に関する材料への要求は “ Net Energy Balance を満たすこと ” に要約されている。必要とする Energy は建設、運転・維持、廃炉に要する Energy で計算され、それが Plant の life 中に発生する Energy よりも充分小さいことの条件は前出の R. Carruthers K. H. Schmitter や私自身によって詳しく議論された。その結果の一つが 14 MeV. の中性子による構造材料の放射化であり、このことは勿論 Near Term の ITER 等においても極めて深刻であるが、DEMO/Commercial Reactor においては致命的である。この観点から最近の ARIES の設計は第 2 図の例を根拠として SiC を構造材にえらんでいるが、DEMO/商業炉と ITER との Gap の大きさはこの例でも判るであろう。Activation の問題にも装置の大きさを小さくすることは重要であるが、建設に要求するエネルギーの観点からも Power Density を大きくすることは極めて重要であ



Radioactivity after shutdown per watt of thermal power (W_{th}) in D-T fusion reactors made of various structural materials: HT-9 ferritic steel, V-15Cr-5Ti vanadium-chromium-titanium alloy and silicon carbide. Note the millionfold advantage of SiC over steel a day after shutdown. For comparison, radioactivity levels after shutdown are also given for a liquid-metal fast breeder reactor and a SiC fusion reactor using the neutron-reduced D-³He fuel cycle. (Adapted from a figure provided by the ARIES group)

第 2 図

る。これにはプラズマの高ベータ化と共に容器のコンパクト化が必要となるが、炉心プラズマの安定性が保証されたとしても、材料のフラックスやフルーエンスの限界は深刻な問題である。今でも 15 MW/m² の flux で 30 年の life time, したがって 450 MW·year/m² の fluence に耐える材料がないと核融合炉は実用にならぬことを主張する人は多い。材料の負担を軽くしての設計には第 3 図のようなことが考えられたが、実現性は殆どない。このように考えてくると、トカマクベースにせよ、ヘリカル系ベース



第 3 図 Speculation on increasing the power density - the multiple plasma tube reactor.

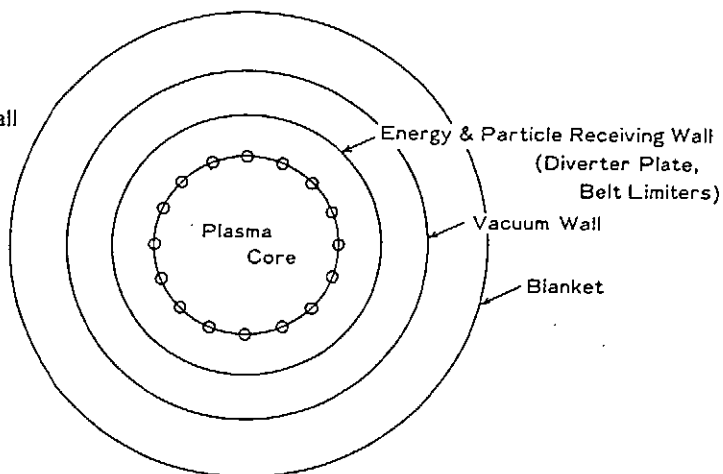
にせよITER程度の実験炉で現在迄の研究の積重ねが、1～2年程度の炉心プラズマの保持を実現できるかということを実証する事は重要な意味をもつことがわかる。しかしだからといってITER段階での結果からDEMOのための必要充分条件を議論するのは早計であろう。たゞ一つの例外は材料研究でD-T 磁場核融合はいづれにしても第4図の如くEnergy Carrierとしての14 MeVのneutron が壁を通過するので、そのフルーエンスによる照射損傷を克服することを考えなければならない。Li-fall とか In vessel Blanket とかは照射損傷の問題を軽減するためのSpeculation の例ではあるが、さらに革命的なアイデアを必要とする。要はDEMOの概念はいくらECが2025年、Japan が2015年建設開始といったところで未だ充分に問題が定義されていないのでどちらでもよいのであるが、材料の研究は基盤データを供給するものであるからプラズマ研究と並列して実施する必要がある、そのことを考慮した上で14 MeV強力中性子源を論ずるべきであろう。

(1) Magnetic Wall

(2) Energy and Particle Receiving Wall

(3) Vacuum Wall

(4) Blanket



第4図

2. Intense Neutron Source for Fusion Material Study especially on the 14 MeV Neutron Source

14 MeV Intense Neutron Source facilityのSpecificationで重要なことは、材料研究からの要求をみたすことは勿論のこと、現在の機会を利用して施設の実現化をはかることである。材料からの要求は当座 $10^{25} \text{ n/m}^2 \sim 10^{27} \text{ n/m}^2$ のフルーエンスを1年乃至2年の照射でえられることであろう。したがってSourceの評価はその実現性による。10年をこえる議論の末、当初のMirrorなどのProjectの延命策的な提案はかげをひそめ、 $D^+ - Li$, $T^+ - H$ の加速器ベースや、LiのTargetのかわりにプラズマを考え、ビームを入射するBPNS概念が第一段階としていきのこり、さらに国際的な評価のワークショップなどを経て現在いきのこっているものは $D^+ - Li$, $T^+ - H$ の二つとなった。これらについては1991年1月に東大工学部におけるUS-J, 1991年8月、10月の原研におけるESNIT Panelが行はれたが、この二回の会合によって、 $D^+ - Li$ の加速器についての設計は格段の進歩をとげた。

その主なものは次のごとくである。

- ① RFQ の Acceptance からいって 30-60 keV の Ion Source が最適：(Perveance の問題) いまゝでは 120-200 keV.
- ② DTL の動作周波数としては 80 MHz (MIT) よりも高い周波数の 175/350 MHz がよい、さらに 350 MHz から 500 MHz にあげられるかは日本で建設する場合に考慮すべきことである。(KEK, SP-8 との関連で) 500 MHz klystron (CW-IMW) 用の水素炉があるが、これで何 MHz の klystron まで製造出来るか。
- ③ Ion Source は Filament erosion の問題が重要であるが、原研の奥村の開発で発展。
- ④ HEFT は Halo の問題が重要である。より高い周波数で大きい Bore がよりよい。
- ⑤ ESNIT 60 mA, IFMIT 300 mA の設計を完成する必要がある。
- ⑥ Li-Target や水-Target の検討、Reality の Estimation は専門家が少いので進歩がおそいようである。このところは Blanket の専門家を含めての Workshop でつめる必要がある。
- ⑦ 且って核研や高工研で加速器の Facility をつくるときに、加速器の予算を主としていたことの弊害が指摘されて、Beam 取り出し、Detector、実験装置の予算との比を 50%, 50% とした歴史がある。14 MeV 強力中性子の建設には、加速器 1, Li Target 1, 照射実験装置 3, ぐらいの割合で考える必要があろう。

3. Future Aspects

核融合研究は通常の意味からいえば超長期計画である。とくに材料研究は商業炉迄を Scope に含めているので、長期にわたることが予想される。それだけにこの領域に優秀な人材を取り込み確保するためには健全な Logic をくみ立てる必要がある。従来のような自己保全型な Logic でなく、真に将来をみた実現性のある正直な Logic にする必要があろう。

- ⊕ 14 MeV Intense Neutron Source は現在その必要性が極めて高く認識されている。この機を逸せずこの建設に着手しないと、再びこのような時機はこないであろう。新しい物理と材料研究はこの facility の完成で、加速度的に促進される筈である。
- ⊕ RTNS 程度の Low Fluence Facility の必要性を否定するものではないが、大型の Facility が発足すればその Satellite (言い方がわるいが) としての Project が予算化されることは過去の歴史がおしえてくれる。この考え方は Community としても Consensus をうる必要がある。

1-2 国際核融合炉材料照射施設(IFMIF)の必要性とその仕様

東京大学工学部原子力工学科

石野 葉

1. はじめに

核融合炉材料照射用強力中性子源については、その必要性はかなり以前から認識されており、すでに1970年代前半に米国を中心にかなりの検討が進められていたが[1]、LANLのINS計画、それにつづくHEDLのFMITの計画が資金的に困難になった段階で問題が国際的な場に持ち出されて以来、主として国際エネルギー機関(IEA)の場で論議が行われてきた。1982年以降の経緯を表1に示す。

FMIT計画の挫折以降も、Amelinckxパネルの勧告をうけて国際核融合炉材料照射施設(IFMIF)の検討が進められており、必要性とその仕様については度々随所で触れられているが、討論の基礎として、ここでは改めて必要性と仕様についてまとめておくことにする。

表1 核融合炉材料照射用強力中性子源の国際的検討の経緯

1982-1983	FMIT に関するブルーリボンパネル (Cottrell Panel)	
1984	FMIT 計画中止	
1985-1986	核融合材料に関する高等諮問委員会 Senior Advisory Panel (Amelinckx Panel) : IFMIF 活動の勧告	
Feb. 1989	IEA IFMIF Workshop (San Diego)	機種、適合性、実現性
Sept/Oct. 1989	Silkeborg Workshop (Silkeborg)	高エネルギーテール
Dec. 1989	ICFRM-4 (Kyoto)	全般
Jan. 1991	加速器ベース強力中性子源に関する国際パネル (Tokyo)	主として加速器
Apr. 1991	IFMIF International Working Group (Oxford)	高エネルギーテール
Aug. 1991	ESNIT Review Workshop (Tokai)	実験マトリックス
Nov. 1991	ICFRM-5 (Clearwater)	段階的戦略

2. 核融合炉材料照射用強力中性子源への要求

核融合エネルギー開発において最大の問題の一つは、炉の構造材料が高エネルギー中性子による重照射をうけるにもかかわらず、これを調べるための強力中性子源が存在しないことである(表2)。特にITER以降DEMO炉に進む場合、現在のシナリオではDEMO炉用の材料データベースを(基礎的知見を含めて)2015年までに取得しておかなければならない。照射に関連したデータベースが必要な領域は構造材料に限られる訳ではなく(表3)、従って膨大な実験マトリックスが必要となる。

1990年に米国とECで相次いで出された二つの報告書:Colombo委員会報告書(July, 1990), およびFPAC報告書(Sept. 1990)においてはいずれもDEMO炉の運転開始を2025年に、またDEMO炉の建設開始を2015年に設定している。我が国でもこれに先立って核融合会議の核融合研究開発技術検討分科会がその報告書(May, 1990)の中で強力中性子源の重要性を指摘している。DEMO炉用材料データベースの取得に間に合うように強力中性子源が開発された場合、これがITER運転開始(2005年)前の設計ベースの確認のためにも使える可能性のあることが指摘されている。

強力中性子源の仕様上の重要項目を列記すると、まず、(1)高フルエンス照射が可能であることであり、DEMO炉用には少なくとも100dpa以上の照射量を与える必要がある。次に、(2)中性子スペクトルについては純14MeV>核融合炉第一壁>疑似核融合スペクトルの順で優先順位がつけられよう。データが標準的であるためには条件が一定したベンチマーク中性子場である必要があり、また実際の核融合炉設計の多様性に対応したスペクトルテーリングが可能であることが望ましい。いずれにしてもフルエンスだけをとれば100dpaを超える照射は既存の原子炉でも可能なので、重要なことは質的に高速炉よりも核融合炉に近いことである。次に、(3)上記の重照射が適切な照射時間の間に達成されなければならない。具体的には数年の照射時間で100dpaを達成する必要がある、これは中性子フラックスに換算すると $1 \times 10^{19} \text{n} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 以上ということになる。(4)さらに材料照射用中性子源に対する一般的要請として、特性の明確な、制御可能な照射場であることが必要である。1989年のSan Diegoのワークショップは上記のような議論の末、表4に示すような適合性条件を決めた。

上述のテストマトリックスの大きさからみて、一つの中性子源ですべてのデータをとることはかなり難しいと思われ、原子炉を活用しつつ、核分裂/核融合照射相関をつけてゆくことが重要と考えられる。現在進行中のFFTF/MOTA計画はこのような考えに基づいており、その考え方を図1に示す。

表2 種々の核融合装置に対するオーステナイトステンレス鋼第一壁の照射損傷パラメータ

核融合装置	積算中性子壁面負荷	はじき出し損傷	ヘリウム生成量
	MW・年/m ²	dpa	at, ppm
FER	0.3	3	45
NET	1	10	150
ITER			
物理フェーズ	1	10	150
工学フェーズ	3	30	450
原型炉 (DEMO)	10	100	1500
商用炉	40	400	6000
RTNS-II*で達成	10 ⁻³ 相当	10 ⁻²	0.2
した最高の条件 ($1 \times 10^{23} \text{n}/\text{m}^2$ (14MeV))			

*世界最強の14MeV中性子源

材 料	主 要 課 題	使用条件・範囲 (DEMOまでを想定した)	材 料 の 具 体 例
プラズマ対向・ 高熱流束材料	侵食速度, 再付着速度, 熱伝導度変化, 疲労, トリチウム透過速度	14MeV中性子: 100dpa位まで プラズマからの粒子: (0.1~1keV) $10^{30}/m^2$ まで 熱流束: 5MW/ m^2	黒鉛, 炭素材料 炭化物等 高融点金属 原料・プロセスへのフィードバック Tインベントリ, 製造性, 信頼性
第一壁・ブランケット 構造材料	機械的特性, ミクロ組織, 寸法の変化, トリチウム透過速度, 両立性	14MeV中性子: 200dpaまで 温度: ~700℃まで	オーステナイト系鋼 (JPCA etc..) 照射損傷 フェライト系鋼 (JFMS, HT-9, ODS鋼...) 照射脆化 低放射化鋼 (Ni→Mn, Mo→W...) 低放射化の考え方 バナジウム合金 照射脆化 構造用セラミックス 設計上の考え方
トリチウム増殖材料	トリチウム放出特性, 構造健全性, 両立性, 中性子増倍材の開発と評価	0.1~10MeV中性子, 燃焼度15% 位まで 温度: 400~900℃	TBR (トリチウム増殖比) Tインベントリ, 透過, 両立性, 安定性, 健全性, 熱伝導度, 磁場中効果, 自己遮蔽効果, 化学効果 液体: Li, $Pb_{83}Li_{17}$, Pb-Li-Bi, FLIBE, Li塩水溶液 固体: Li_2O , $LiAlO_2$, Li_4SiO_4 , Li_2ZrO_3
超伝導マグネット 材料	臨界温度, 臨界磁場, 臨界電流 (への照射効果), 製造, 機械的安定性, 磁石の安定性	照射量比較的小: ($<10^{22}n/m^2$)	超伝導体 (NbTi, Nb ₃ Sn...) / 絶縁材 / 安定化材 / 構造材 (熱, 電気) MARS cost 要因 3~4M\$/cm STARFIRE TFCX
特殊目的材料	機械的特性, 寸法の変化, 電気伝導度, 誘電的特性の変化	中性子: 100dpa位まで	Al_2O_3 , $MgAl_2O_4$... 高周波窓 計装, センサー, 電気絶縁材, ガスケット...

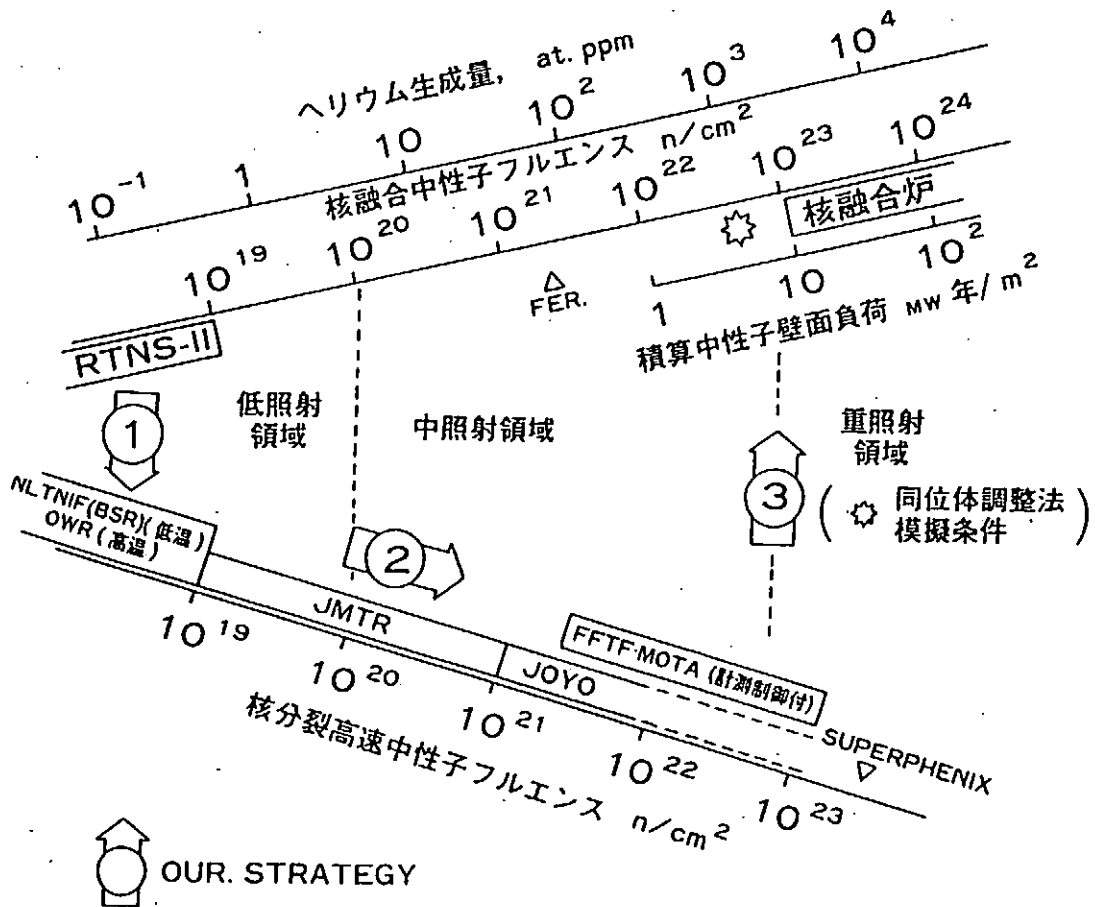
* Materials for Fusion : Report to FPCC by the Senior Advisory Panel. Dec. 1986 (OECD/IEA, Paris, 1987)

表 3 核融合炉材料の分類 主要課題と原型炉(DEMO)の使用条件*

1) 中性子フラックス:	DEMO 炉条件 = $2 \text{ MW} \cdot \text{m}^{-2}$, $6 \times 10^7 \text{ dpa/s}$
2) 中性子スペクトル:	第一壁スペクトルになるべく近い。 —スペクトル・テーラリング可能な 14MeV
3) フルエンス:	数年で 100 dpa. 稼働率 70% 以上。
4) 照射体積:	10 litre 以上 ($> 2 \text{ MW} \cdot \text{m}^{-2}$; $0.9 \times 10^{18} \text{ n} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ (無摂動))
5) フラックス勾配:	$< 10\% / \text{cm}$
6) 接近性:	接近容易。拘束のない照射空間。試料出し入れ容易。
7) 中性子の時間構造:	少なくとも擬定常

表 4 IFMIFの適合性 (San Diegoワークショップ 1989)

図 1 核融合炉材料照射研究の進め方



3. 強力中性子源の種々の方式

今まで強力中性子源として提案され検討されてきたものは大別して、(1) 加速器型中性子源、(2) プラズマ装置、およびターゲットプラズマ装置に分けられる。これらを表5に示す。この中でSan Diegoのワークショップでさらに検討することになったのは、

- ・ストリッピング反応中性子源
- ・スポレーション中性子源
- ・ビームプラズマ中性子源

の三つで、その後KFKの強い働きかけでT-H反応中性子源が加わった。ストリッピング反応中性子源、およびスポレーション中性子源については、14MeV以上のエネルギーをもつ中性子の効果（いわゆるハイエネルギーテールの効果）に関する評価が当面の重要課題である。

4. 核融合炉材料データの必要性と研究の方向

強力中性子源が作られるまでに何を研究しておかなければならないか、また作られた装置を用いて何を如何に研究するかは装置の仕様とも関連して重要である。表6に強力中性子源の利用に関連した主要な材料関連研究を示す。これらは大別すると、照射関連確立に関連する基礎的研究と材料開発および工学データベースの取得に至る工学研究となろう。

4.1. 照射関連確立のための基礎研究の進め方

材料に対する中性子照射環境は、同一の核融合炉でも場所による違いが大きく、また中性子源と核融合炉とでも照射環境の違いが存在する。このことから、原子炉の場合と同様核融合炉の場合も中性子/中性子照射関連の確立が必要となる。このためには注意深い実験条件の設定と制御された実験が必須となると共に、照射効果に対する照射条件の影響を明らかにするための詳細なマイクロ組織情報を得ることが必要である。照射関連の確立で基本となることは、まずPKAエネルギーに依存する照射効果を明らかにすることであろう。高エネルギーPKAによるカスケード効果の明確化はその重要な一部分であるが、一方である種の照射効果は10keV以下でPKAエネルギーに敏感に依存することから、低PKAエネルギー領域のコントロールも重要である。このことは照射効果に対する自由点欠陥生成の寄与の大きさに関連している。材料の照射試験では加速照射は必要であるが、照射速度依存性の明確化が必要である。この場合、dpa/sの考察のみでは不十分であり、上述のPKAエネルギー依存性につながる中性子スペクトルに効果の分離が必要であり、また核変換生成速度の影響なども考慮しておかなければならない。このように考えてくると、照射関連確立のための基礎研究用に明確に照射条件が規定できるRTNS-II up grade 級の14MeV単色中性子源を持つことはきわめて有効と考えられる。

核反応生成物のヘリウム水素、および固体核変換生成物の効果については、ヘリウムに関し最も研究が進んでいるものの、重照射領域での研究はまだほとんど手がつけられていないに等しい。

これらの基礎的知見を如何に実際の問題に結び付けてゆくかの方法論を表7に示す。この中でキーワードとなるのはボイドスエリング、照射下クリープ、強度変化などの要素過程のモデル化とモデルの系統的な集積化（モデルインテグレーション）であろう。モデルの基本となる理論的研究については以前にも増してその重要性を強調しておきたい。

4.2. 工学データの必要性

材料に関する工学データの取得は強力中性子源建設のための最も重要な動機とすることができる。この場合、対象となる材料に応じて照射研究の目標も異なってくると考えられる。すなわち、

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。

強力中性子源の照射体積がきわめて限られたものになることが予想されることから1、2、3のかなりの部分は原子炉等他の照射手段を活用し、改良、改質のための諸因子、すなわち組成、および工程（冷間

加工、熱処理)に関連した諸因子の効果を明確にしておくことが必要であろう。照射による材料開発は照射-評価-改良の繰り返しと考えられるが、この一研究サイクルに数年の時間がかかるのが普通であるからどのような研究を強力中性子源のプログラムにのせるかは事前に詳細な検討が必要である。材料データベース確立のための照射試験は相当の部分を強力中性子源に依存することになるだろうが、それらのデータの汎用性を得る意味で、強力中性子源がいわば標準中性子源 (Benchmark field) たりうるか、その照射データが実炉に容易に適用できるかは重要な問題であり、強力中性子源の仕様にも直接はねかえる問題といえることができる。

<p>1. 加速器型中性子源</p> <p>(1) D-T反応中性子源</p> <p> i) D-固体Tターゲット型: RTNS-II upgrade</p> <p> ii) T-D₂ガスジェットターゲット型: INS(LANL)</p> <p> iii) T-D₂O (または液体D₂): 磯矢教授方式</p> <p>(2) T-H反応中性子源: Cierjacks(KFZ-Karlsruhe)</p> <p>(3) ストリッピング反応中性子源: FMIT, FMIT-upgrade, ESNT</p> <p>(4) スポレーション中性子源: LASREF, EURAC, PIREX-II 等</p>
<p>2. プラズマ装置、ターゲットプラズマ装置</p> <p>(1) 直線型: ミラー型ターゲットプラズマ中性子源</p> <p>(2) 環状系:</p> <p> i) ITER等トカマク装置、</p> <p> ii) 高密度プラズマZピンチ装置</p> <p> iii) 逆転磁場ピンチ装置</p>

表5 強力中性子源の種々の方式

<p>1. 照射相関の確立 : 核融合炉条件下の照射効果を既存の照射手段を用いていかに推定するか</p> <p>2. 構造材料開発基礎 : 耐照射性 (相安定性、耐スエリング性、耐照射脆性)、高温強度</p> <p>3. 照射挙動、照射手段の高度化、特性評価法の確立</p> <p> ・ PKAエネルギー依存性を軸とした要素過程のモデル化</p> <p> ・ 核変換効果のモデル化</p> <p>4. 合金開発</p> <p>5. 設計データ取得</p>

表6 強力中性子源の利用に関連した主要な材料関連研究課題

基礎		応用	設計データ/コード
素過程	要素過程	構成方程式 △ 物理モデルベース △ 現象論ベース	例えば下部包絡線
	モデリング	モデリング	モデル集積/評価
例えば Efv, Efi, Emv, Emi, B, etc.	ボイドスエリング 照射下クリープ △σ、etc.		高次相乗効果 □
	現象論的・統計的 □	基礎的理解 □	モデル集積 □

表7 基礎と応用を結ぶ方法論

5. むすび

1. Demo炉相当の材料照射データ取得を目標とする強力中性子源を早急に建設する必要がある。これなしにはDemo炉設計のための材料データベースが得られないであろう。
2. 強力中性子源を用いて得られるデータを実際の核融合炉条件に結び付ける、いわゆる相関性確立のための基礎研究が並行する必要がある。このための装置としてRTNS-II upgrade相当の装置の併設がきわめて有効と考えられる。
3. 現在強力中性子源として有力と考えられている加速器型中性子源では照射体積はかなり制限されることになる。このため大容積を必要とするコンポーネント試験のためには別途Engineering Test Facilityと言ったFusion Nuclear Technology Machineを考えるのが得策である。一つの強力中性子源で何もかも解決することは無理であり、特にコンポーネント試験ではフルエンスは稼げなくてもフラックスが実機と同等であるとか、フラックス勾配が小さいなどの条件がつけられることから別の施設を考えるほうが有効と言える。ITERなどは工学フェーズでこの種の目的に大いに活用されるべきであろう。
4. 本報告ではほとんど議論しなかったが、材料照射用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、内装機器、計測器・・・などを含めた総合的施設として考える必要がある。
5. 核融合炉材料照射用中性子源が一基設置されたとしても、主として照射体積の考察から、原子炉照射はなお継続されなければならない。このためにも照射相関確立のための基礎研究は重要である。

2. 照射研究の現状と将来

2-1 核分裂炉照射(FFTF/MOTA)

東京大学工学部原子力工学研究施設

関村 直人

1. はじめに

FFTF (Fast Flux Test Facility) は、米国ワシントン州にある高速増殖実験炉を中心とした実験施設であり、1982年より運転されている。原子炉FTRは様々な照射試験が可能であり、この中でMOTA (Materials Open Test Assembly) は、照射中の温度を正確にコントロールできるなどの特徴を持った材料照射用リグである。

日本の大学が中心となったFFTF/MOTAを用いた材料照射研究は、1987年より8か年計画で始められ、現在着々とその成果が出されてきている。FFTF/MOTAにおける材料照射試験の考え方をまとめると、①信頼性の高い重照射に至る材料データをMOTAの温度制御性および中性子データなどを生かして取得し評価を行うこと、②重照射に至る重要な材料照射特性評価手法の高度化と多様化を行うこと、③照射下における材料挙動の予測を行うための材料モデルの高度化と検証を行うこと、④これらに基づき、また並行して耐照射性の高い材料への改良と開発を行うこと、⑤さらに新しい材料技術を育成し積極的に導入すること、となろう。本稿では、これらをふまえ、①強力中性子源における材料照射研究の前段階としての核分裂炉による照射研究としてのFFTF/MOTA、②強力中性子源と並行して利用される照射手段としての核分裂炉照射研究を意識して、核融合炉材料研究における位置付けと課題について述べる。

なお、FFTF/MOTA照射研究の具体的な進捗状況と成果については、Annual Progress Report にまとめられているので、そちらを参照していただきたい。

2. FFTF/MOTA材料照射研究の現状と課題

FFTFは典型的な高速炉中性子エネルギースペクトルを持っており、PKA (1次はじき出し原子) エネルギーは低エネルギー側ほど多い。これらは、はじき出し損傷の連鎖過程による欠陥クラスターの形成や自由点欠陥の生成、核反応生成物の生成、試料の放射化に影響することは改めて述べる必要はないだろう。FFTF/MOTAには多くのドジメトリー用試料が入れられており、中性子スペクトルの計算も含め、中性データの評価は非常に高いレベルである。しかし、それでもなお損傷量の評価精度は30%程度に留まっていることは、核データの信頼性が低い高エネルギー領域の中性子による材料損傷の評価を行おうとする際には考慮すべきことである。

FFTF/MOTAは、それぞれ異った温度を設定可能なキャニスターと呼ばれる試料容器が、炉心部で30個、炉心下部で6個、炉心上部で18個 (いずれも最大個数) 装荷できる。キャニスターは、ウィーパーキャニスターとガスギャップキャニスターの2種があり、前者は冷却材である液体ナトリウム温度で試料が照射されるのに対して、後者はヘリウムとアルゴンのガス成分比をコントロールすることによって温度制御を行っている。いずれも液体ナトリウム温度より低い照射温度を達成することはできず、また最高温度は1200℃程度である。これらは、核融合炉のコンポーネントの広い温度範囲をカバーし

きれない。

試料の温度が中性子照射下のマイクロ組織発達に大きな影響を及ぼすことは、良く知られた事実である。サイクル10及び11の比較から、FFTFの起動・停止時における温度履歴がマイクロ組織発達に影響を与えたことが明らかにされている。

MOTAの照射はFFTFの1サイクル(300 EFPD: Effective Full Power Day)が単位であり、これより短い期間での試料取り出しは現実的でない。1サイクルの間に炉心では約35 dpa (ステンレス鋼)の照射を受け、3サイクルの照射によって約100 dpaが達成される。しかし、材料照射効果のメカニズムを明らかにして行く立場からは、低照射量から高照射量に至るマイクロ組織発達過程が必要となる。このためには、炉心上部あるいは炉心下部における中性子フラックスの低い領域を使うことができるが、これらによって得られた低照射量のデータは、損傷導入速度が低い照射によるものである。

MOTAのキャニスターの体積は約80 ccであり、機械的特性に関するデータを得る場合には微小試験片技術を利用する必要がある。FFTF/MOTA照射研究では、破壊靱性試験や引き張り試験の試料寸法効果の検証などを始め、遠隔操作型全自動微小引き張り試験装置の開発、微小バルジ試験法や腐食試験への微小試験片の適用など、総合的な微小試験片技術が進められている。

原子炉は一般に炉心への接近性が良くなく、中性子照射下のその場測定は極めて限られた経験しかない。しかしFFTF/MOTAにおいては、核融合炉のトリチウム増殖材料からのトリチウムのその場回収実験が行われてきたほか、現在セラミックスの電気伝導度のその場測定が準備が行われている。

3. 今後の核融合炉材料照射研究における核分裂炉照射と強力中性子源

今後の核融合炉工学の中核としての材料研究を考える場合、①核融合炉の開発と工学設計、②材料照射手段の充実、③材料の開発と評価の3つの柱がバランスよく発展することが必要である。これらの中で見ると、強力中性子源が利用可能となっても、核分裂炉による照射研究はこれと相補的な役割として重要である。

照射体積を大きくとれ、損傷量を稼ぐことができることはFFTFでの照射の大きなメリットであり、既に述べたように材料開発と材料特性評価手法の発展と結びついて、核融合炉材料照射研究において主要な役割を果たしてきた。これらは、強力中性子源での照射実験内容の絞り込みに生かされなければならない。核分裂炉での材料特性の照射下その場測定は、電気伝導特性について端緒についたばかりである。この他照射下発光特性、照射下構造材料の水環境による腐食などの核分裂炉照射では困難な分野には、強力中性子源の接近性が生かされるべきである。

一方で、中性子照射損傷過程の原理的理解については、カスケード損傷の核分裂中性子と核融合中性子間のPKAスペクトルの差に起因するマイクロ組織変化が、RTNS-IIと温度制御性を改善した材料試験炉の照射データから明らかになっているなど、最近大きな進展が見られている。核変換生成物(特にガス原子の多量生成)の効果は、スペクトル調整法やアイソトープ調整法から、限られた材料についてデータが得られている。これらの核融合炉環境での特徴をどこまで高エネルギー中性子による照射によって研究しうるかは、強力中性子源の初期に詳細な検討が必要である。また、試料温度範囲と制御性の問題は、核分裂照射での材料照射効果評価に決定的な影響を及ぼし、その改善が望まれるが、強力中性子源においては、低温から高温に至る照射が可能な試料容器の開発が必要である。

4. まとめ

核融合炉材料照射試験のための核分裂炉照射は様々な制限、欠点を持ち、その改善にはかなりの努力を要する。総合的な材料パフォーマンス評価モデルを構築するために、個々の照射手段の特徴を生かしてゆくことが重要であり、その中で核分裂炉での照射は今後とも大きな位置付けを占める。また、核分裂炉技術が成熟し、研究炉・実験炉の今後のあり方として照射利用が大きくクローズアップされており、核融合炉材料照射に必要な照射場のあり方をさらに具体的に検討していかねばならない。

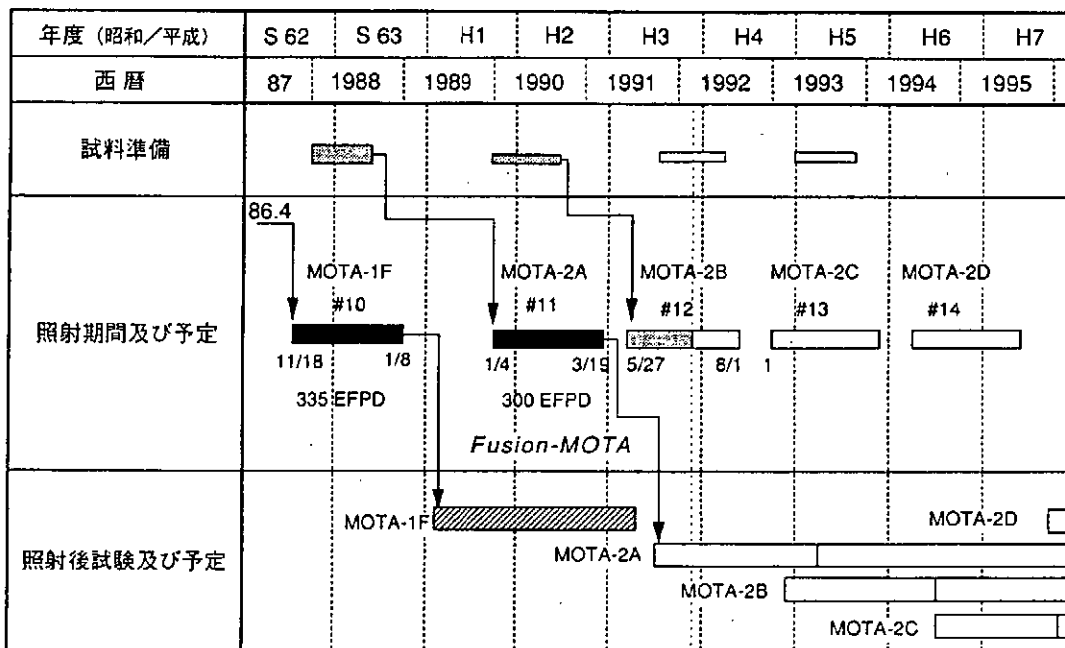
— 照射研究の現状と将来 —

核分裂炉照射 (FFTF/MOTA)

東京大学工学部原子力工学研究施設 関村 直人

1. はじめに
2. FFTF/MOTA材料照射研究の現状と課題
3. 核融合炉材料照射研究の今後
強力中性子源と核分裂炉照射
核融合炉開発と材料研究
4. まとめ

FFTF/MOTA スケジュール



--- FFTF/MOTA照射研究の意義とこれを取り巻く状況 ---

(1) 材料照射研究のバックグラウンド

照射手段の多様化・制御性の向上・・・・・・・・情報の質・量

電子線照射、イオン照射（多重ビーム照射を含む）

RTNS-IIによる14MeV中性子照射

各種原子炉による中性子照射（国内例：JOYO、JMTR、KUR、YAYOIなど）

核融合以外の原子力関連分野からの要請

軽水炉炉心材料の長寿命化に伴う照射量の増加

高速増殖炉炉心材料の開発、重照射を考慮した設計

宇宙用材料

材料開発におけるブレイクスルー

(2) 材料照射科学の発展

基礎研究の積み重ねによる照射効果メカニズムの解明

← 計算機シミュレーション（分子動力学法など）

← 材料照射手段の多様性と制御性の向上

多様な材料での照射損傷メカニズムの解明

核融合中性子-核分裂中性子照射相関法に関する進展

照射材料評価手法の開発と有効性の科学的実証

ミクロ-マクロ相関（微小試験片法）

計算機シミュレーション

スペクトル調整法・同位体調整法による核変換生成ヘリウム効果の解明

(3) 核融合炉設計の進展と材料課題の認識

核融合実験炉の設計と材料研究者の貢献

材料使用条件の定量的明示

応力、温度、中性子フラックス・フルエンス、中性子スペクトル、環境、粒子負荷など
以上の時間的変動

核融合炉設計における材料課題の重要性の認識と設計へのフィードバック

既存材料の限界の明示

核融合炉材料として最適化された材料への要求

材料開発への具体的な要求（高熱伝導度材料、傾斜機能材料など）

炉の成立性と材料寿命の例示

照射効果を考慮した設計基準への貢献

材料データベースの構築と評価

(4) 国際協力による共同研究

日米協力の進展

国内研究手段の限界

国内研究者人口の豊富さ

日本の研究の特徴

材料照射研究における国際協力の有効性

FFTF/MOTA材料照射研究の現状と課題

— 核分裂炉照射手段としてのFFTF/MOTAの特質 —

(1) 中性子エネルギースペクトル

- ・ はじきだし損傷の形成とその連鎖
高エネルギーPKAによるカスケード損傷の形成
自由点欠陥の生成確率
荷電粒子放出反応、(n, γ) 反応等によるPKAの生成評価
- ・ 核変換生成物
ヘリウム、水素とはじき出し損傷との同時効果
同位体調整法による多量ヘリウム生成
固体核変換生成物に材料成分変化
- ・ 試料の放射化と照射後試験

(2) 中性子照射量、フラックス

- ・ トータル損傷量：炉心で、1サイクル(300 EFPD、14カ月)あたり 8.5×10^{22} n/cm²
ステンレス鋼で、 ~ 35 dpa
- ・ 損傷導入速度：炉心で、 $\sim 1.3 \times 10^{-6}$ dpa/sec
- ・ ドジメトリー：スペクトル測定用を含むドジメトリーフォイルを各所に配置
試料による自己遮蔽、中性子フラックスの試料中勾配

(3) 照射体積、試料体積

- ・ キャニスター数(最大)
炉心部 30個、炉心下部 6個、炉心上部 18個
- ・ キャニスター体積： ~ 80 cc
- ・ 試料重量
ウィーパーキャニスター：200 g
ガスギャップキャニスター：150 g

(4) 試料温度と雰囲気

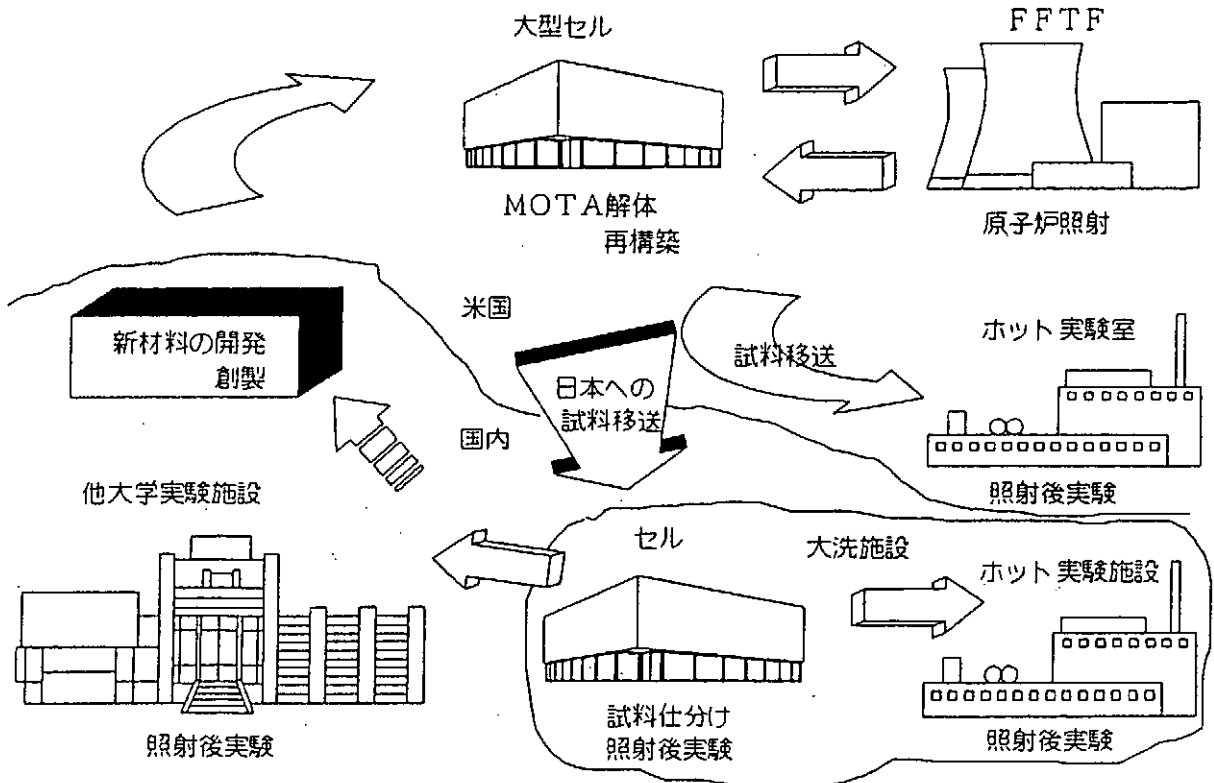
- ・ 温度設定範囲：最低温度 ～ 365℃ (ナトリウム冷却材温度による制限あり)
最高温度 ～ 1200℃
- ・ 雰囲気：ヘリウムガス
液体ナトリウム (冷却材)
液体リチウム

(5) 照射条件の制御性

- ・ 照射中の温度モニターと制御可
- ・ 炉の起動停止時の温度/中性子フラックス履歴の影響
- ・ 炉の運転目的と材料照射の重要性
- ・ その場測定技術：トリチウム回収実験
照射下電気伝導度測定の前準備が進行中

FFTF/MOTA照射研究プロジェクトの概要

実験試料の流れと照射後試験



FUSION MOTA DOSIMETRY: MOTA-1F (CYCLE 10)

Spectral information at 3 locations, gradient information at 9 other locations

Maximum measured fluence: 1.27×10^{23} n/cm², 40.6 dpa in SS*

(midplane)

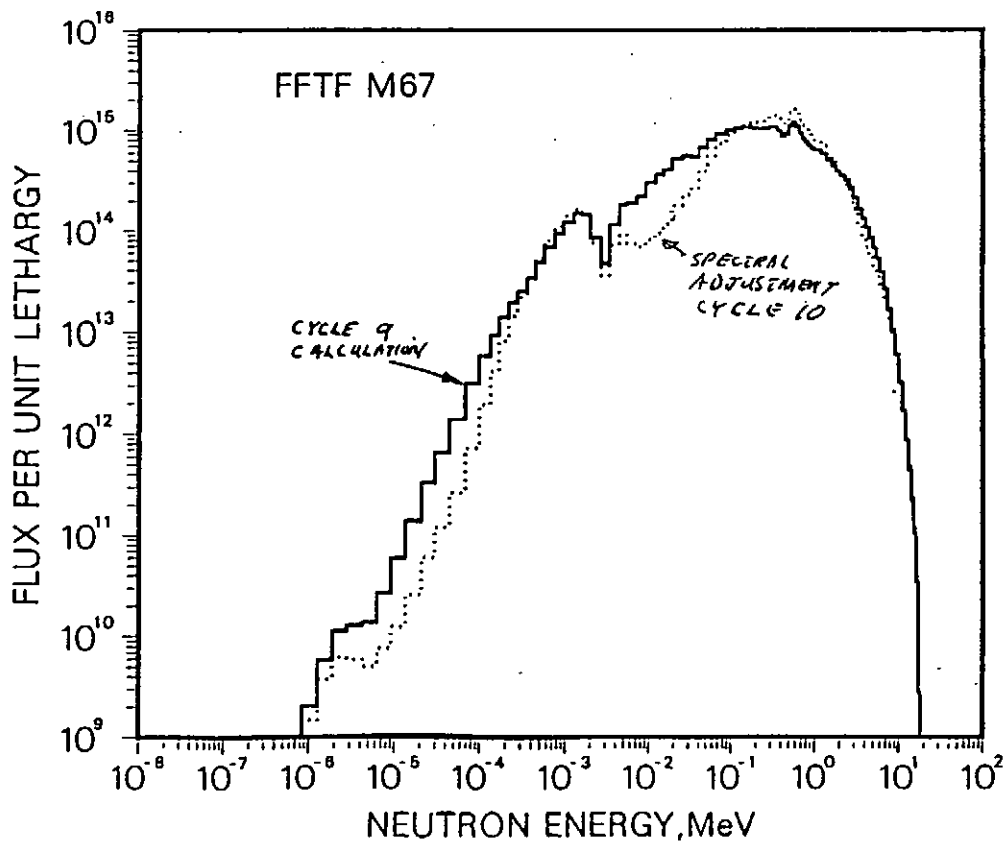
6.0 appm He in SS**

(9.56×10^{22} n/cm², E > 0.1 MeV)

Neutron fluence and dpa maps were generated for the entire MOTA.

* SS = Fe - 18 Cr - 8 Ni.

** He includes ⁵⁹Ni contribution.



FUSION MOTA DOSIMETRY: MOTA-2A (CYCLE 11)

Much more comprehensive dosimetry than any previous MOTA experiment

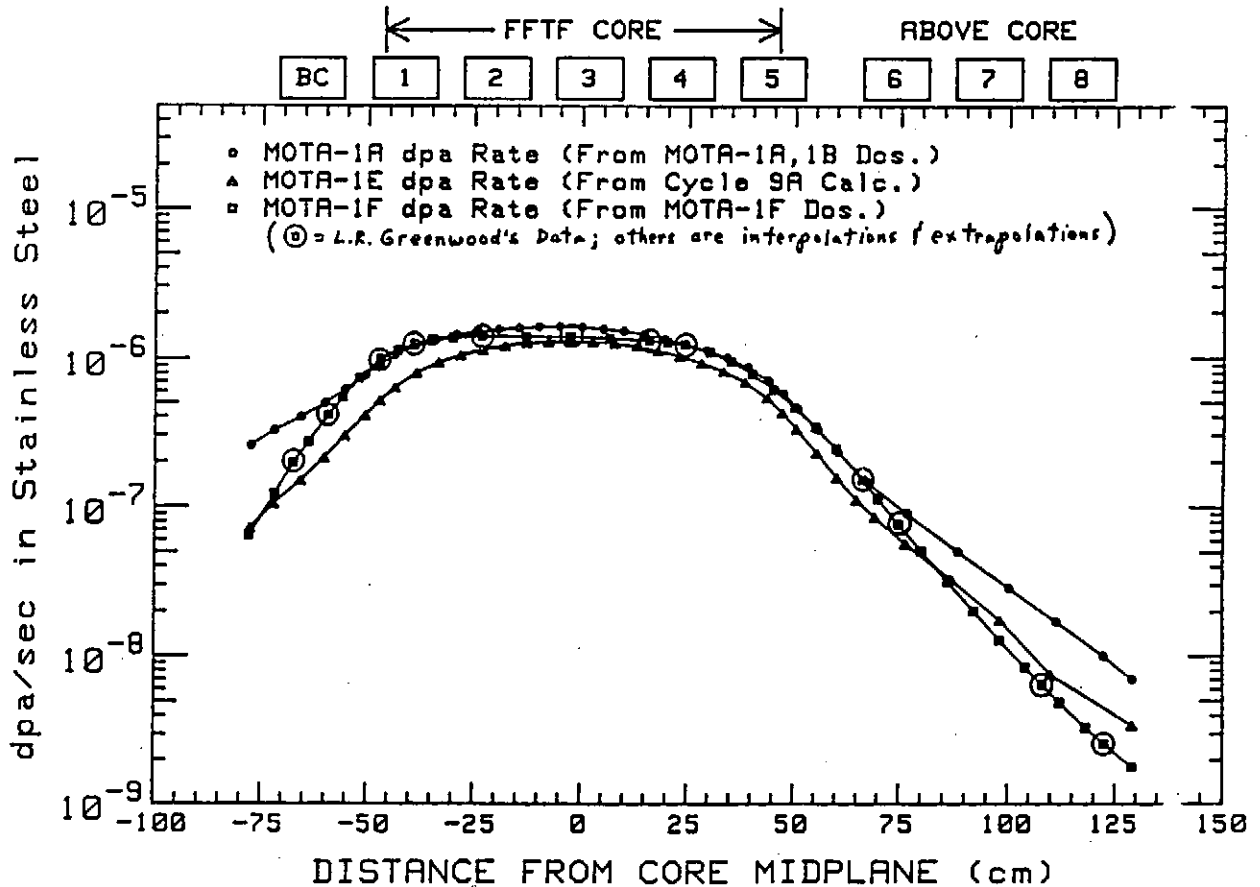
- 12 spectral dosimetry wire sets
- 21 flux gradient dosimetry wire sets

Samples will be received from MOTA-2B in about June, 1991

MOTA-2B (Cycle 12)

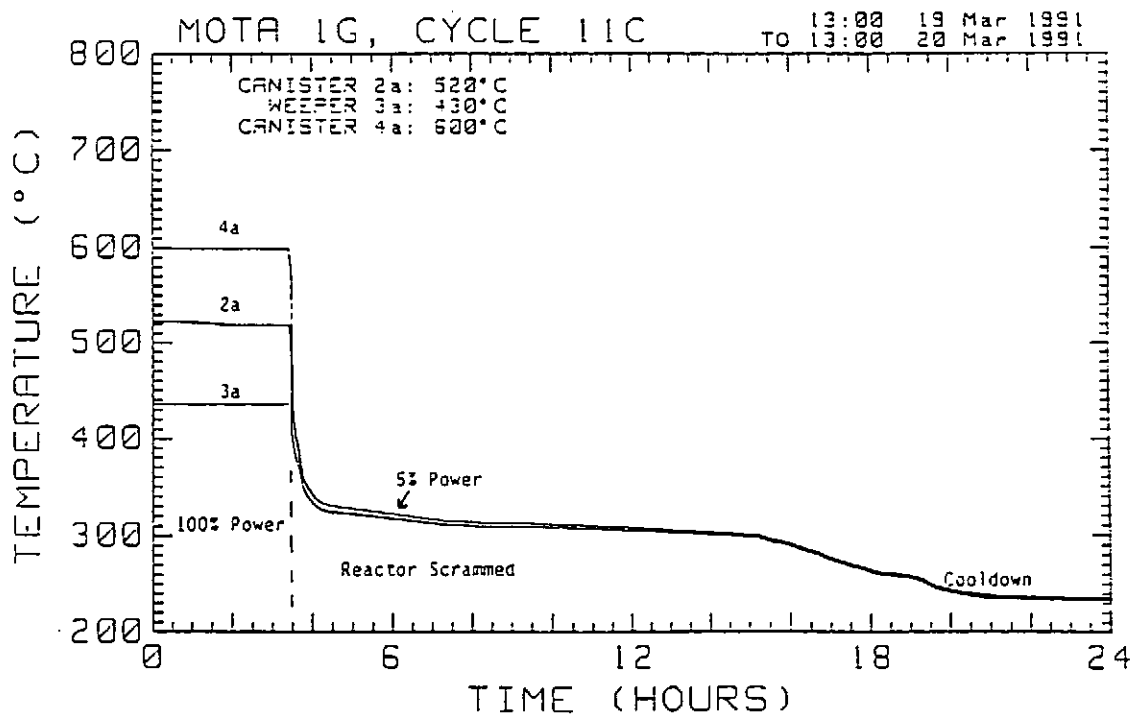
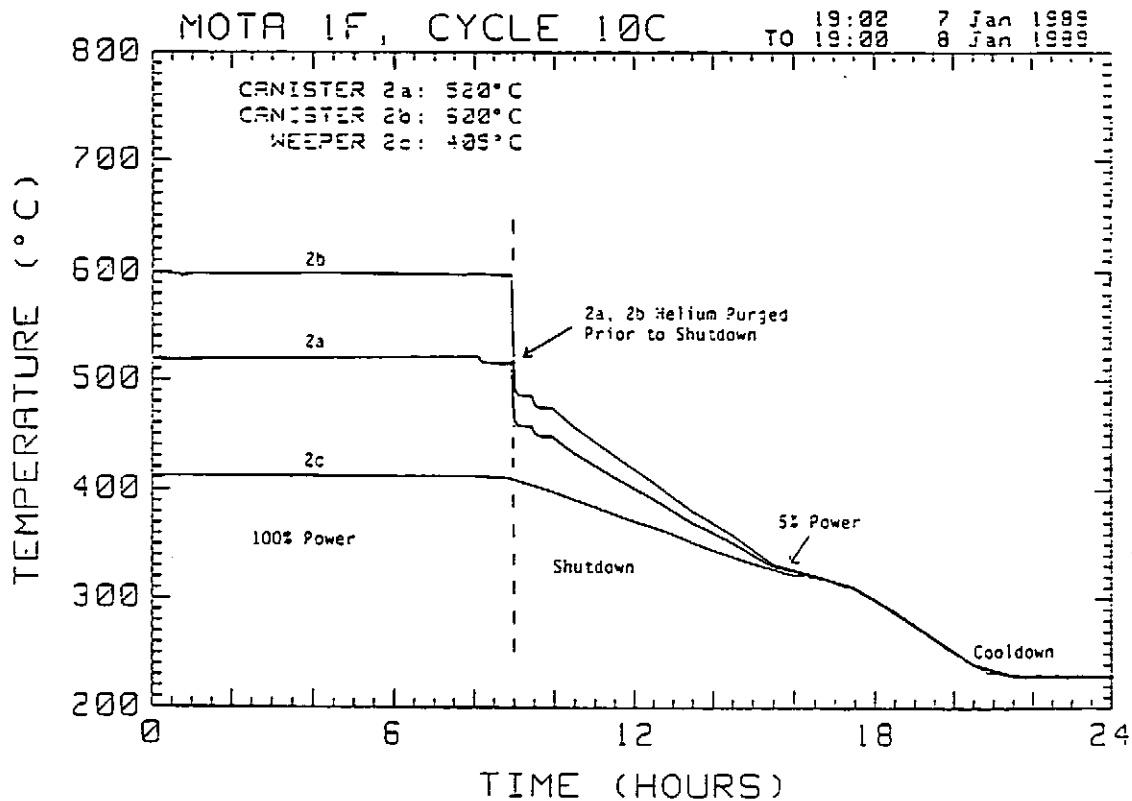
Dosimetry plan reviewed by dosimetry experts from U.S. and Japan

- 11 spectral sets
- 18 gradient sets



原子炉起動・停止時の試料温度制御

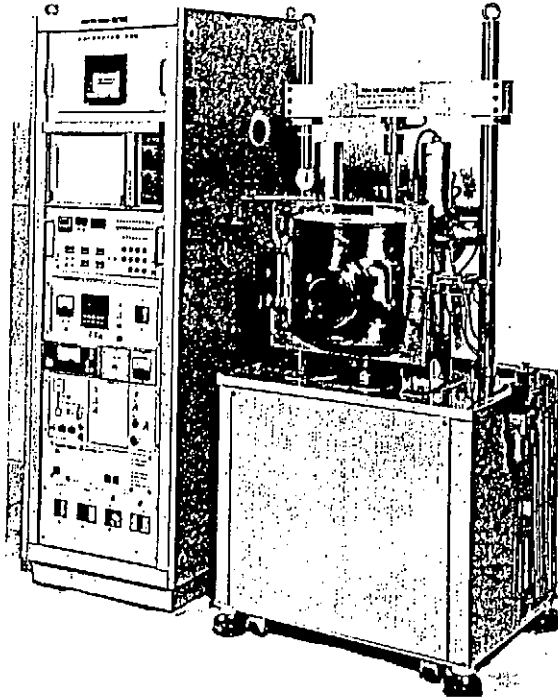
— FFTF/MOTAの最近の照射実績より —



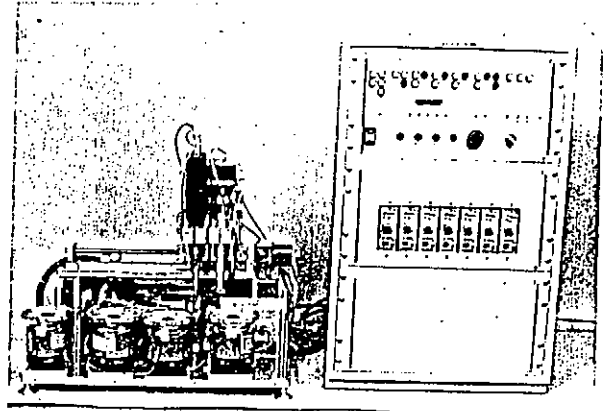
遠隔操作型全自動微小引張り試験装置の開発

(MATRON: Monbuscho Automated Tensile Machine)

微小試験片の装置への脱着作業も含めた全自動化の達成



- ☆ホットセル内作業に適した装置の完成
- ☆高温・真空中での微小引張り試験の全自動化
- ☆MOTA用標準微小試験片でのデータ信頼性の確認



FFTF/MOTA照射研究プロジェクトの概要

微小試験片による材料評価

各種微小試験片を用いた試験法が確立され、照射試験への本格的適用が開始された。

★微小試験片の規格化および標準化

- 通常サイズ試験片に比べて1/100~1/1000の大きさ(体積比) -
- 限られた照射容積の克服 -
- 取り扱い時の放射線被曝の低減 -

★微小試験片を用いた各種試験技術の確立

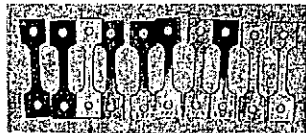
- 引張り試験、シャルピー衝撃試験、3点曲げ試験、バルジ試験 -



Sタイプ引張り試験片



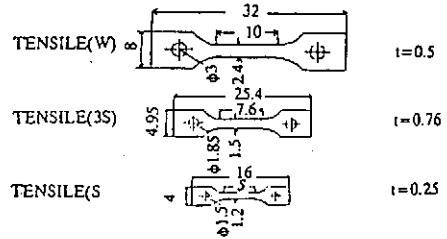
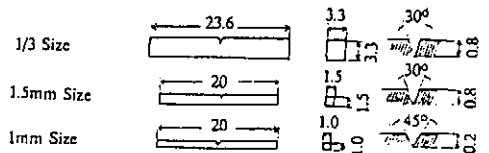
1.5mmサイズ
シャルピー衝撃試験片



Wタイプ引張り試験片



1/3サイズ
シャルピー衝撃試験片



FFTF/MOTA照射研究で用いられている各種微小試験片の例

FFTF/MOTA照射試験の考え方

- (1) 信頼性の高い照射データの取得と評価
- (2) 照射材料評価手法の高度化・多様化
- (3) 材料挙動モデルの高度化と検証
- (4) 耐照射性の高い材料開発
- (5) 革新的材料技術の育成

今後のFFTF/MOTA照射研究により期待される成果

重照射下の種々の材料強度特性変化

核変換生成物効果の解明

DHCE法による核変換ヘリウム生成効果

微小試験片法の重照射試料への適用

各種機能材料の照射効果の評価

照射下電気伝導度変化その場測定

低照射量から高照射量に至る材料特性変化

上部コアを利用した低フラックス照射

損傷導入速度効果

材料照射効果モデルの精密化

範囲の拡大、材料の一般化、照射条件の広範囲化

Static Model → Dynamic Model

核融合炉材料研究の今後

(1) 核融合開発における長期路線の中での位置付け

材料の多様性と複数路線の必要性
照射手段の多様化とそれらの間の相関性

(2) 核融合炉工学における材料研究

核融合炉工学の中核としての核融合炉材料
材料データベースの充実
核融合炉設計とのインターラクション

(3) 先端科学としての材料照射科学：未知現象の宝庫

材料照射科学の体系化

核融合炉材料照射研究の次のステップ

短期

F T F / M O T A 研究の推進
F T F / M O T A 研究の成果の取りまとめ
次期材料照射試験での研究課題の定義

中・長期

強力中性子源での照射研究
高エネルギー中性子照射効果の基礎科学の発展
核融合炉材料照射挙動のモデル (Static, Dynamic) の検証
核融合炉のコンポーネント試験

核融合実験炉、核融合炉実証炉における照射実験、実証試験

まとめ

— 核融合炉材料照射研究のための、核分裂炉と強力中性子源 —

(1) 核分裂炉照射試験（特に現在のFFTF/MOTA）の役割

材料開発と確性試験を行う候補材料の選択

照射下材料挙動の原理的理解とモデル化

このためのヘリウム効果、損傷導入速度効果などを知る試験

他の照射手段の援用および照射相関則の確率

照射下機械的特性評価：微小試験片技術とサイズ効果

(2) 強力中性子源の核分裂炉照射との相補性

候補材料の（準）確性試験

照射下材料挙動モデルの評価（Static → Dynamic）

コンポーネント試験

照射下その場測定

2-2 スポレーション中性子源(LASREF)

東北大学・金属材料研究所
四電 樹男

L A S R E F (Los Alamos Spallation Radiation Effects Facility) は米国ロスアラモス国立研究所中間子物理施設 (L A M P F: Los Alamos Meson Physics Facility) に設置された材料照射施設である。800 MeV, 0.8-1 mAの水素ビームを金属ターゲット(現在は銅)にあて、核破砕により生ずる中性子を材料照射に利用するものである。最高800 MeVから熱中性子までの幅広いスペクトルを持つ中性子源であり、強いビーム中性子源的性格を有する。中性子スペクトルピークは約0.1 MeV程度であり、ターゲット近傍での全中性子束は $10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$ 程度、1年間に到達しうるdpaとしては1-2程度である。現在装置のグレードアップが検討されており、ビームカレントの増強、ターゲットのタングステンへの変換等により、年間2-5 dpa程度が可能と見積もられている。水素ビームを直接照射源として利用した場合、損傷率としてはFMI程度(年間10 dpa程度)が現在でも見込まれる。

材料照射施設としては長年の運転経験を有するが、概述すれば、中間子物理研究等の他の研究の合間に細々と続けられてきたのが実態と考えられる。最近では、中性子相関等の損傷基礎の立場から本施設を積極的に利用する動きがみられ、実績が挙げられつつある。また、照射場へのアクセスの用意さ、電離放射線強度が中性子強度と比較して低い、ビーム源的性格であること等の特徴を生かした、いわゆるインシツ(in-situ)照射研究が核融合関連で進められようとしている。

これまでの研究の進展、今後の研究展望を考えた場合、ダイナミック照射効果、及び、中性子相関等の基礎的損傷研究といった主要な材料照射研究の分野で本施設は、非常に魅力的な照射場を提供してくれるものと期待される。

一方、IFMIFに代表される核融合炉開発のための材料照射用高エネルギー中性子源として本装置を考えた場合、過去の実績に基づく照射技術開発の場として高いポテンシャルを有していると考えられる。

LAMPFの位置づけ 材料研究のための照射場として

今後重要な照射研究の一つとなる

ダイナミック照射効果の研究には非常に魅力的な照射場

中性子/中性子相関, フラックス効果, ヘリウム効果,

ソリッドトランスミューテーション効果

等の良くディファインされた

研究領域での照射手段との併用で用いるに魅力的な照射場

水素ビーム照射と中性子照射の併用から新たな照射研究が展開できる可能性

↓
単純重照射研究には不向き

核融合炉開発のための高エネルギー中性子材料照射施設として

過去の技術的蓄積

運転のメンテナンスのノウハウ

人的ストック

ビーム型中性子源との関連

照射技術開発の場

LASREF of LAMPF in Los Alamos

LAMPFを用いた材料照射施設

Los Alamos Meson Physics Facility

Los Alamos Spallation Radiation Effects Facility

800 MeV, 0.8-1 mAの水素ビームを利用した

スポーレーション型中性子源

非常に幅広い中性子エネルギー・スペクトル

(最大800 MeVから熱中性子, ピークエネルギー約0.1 MeV)

中程度の中性子フラックス

(全中性子束: 約 $10(14) \text{ n/cm}^2$ (現状))

比較的低い到達フルエンス

(約 $1-5 \text{ dpa}$: 現状)

照射場としてのLAMPF

非常に幅広い中性子スペクトル

高エネルギー中性子によるはじき出し損傷がドミナント

幅広いフラックス・バリエーション

ビーム型中性子源 (準)

照射場のモディファイケーションへのアクセスの容易さ

原子炉ではない

高い核変換率

幅広いDPA/電子励起比率

水素ビーム照射可

比較的高いDPAを得る事ができる可能性

今後の改造

水素ビーム照射

LAMPFの位置づけ 材料研究のための照射場として

今後重要な照射研究の一つとなる

ダイナミック照射効果の研究には非常に魅力的な照射場

中性子/中性子相関, フラックス効果, ヘリウム効果,

ソリッドトランスミューテーション効果

等の良く定義された

研究領域での照射手段との併用で用いるに魅力的な照射場

水素ビーム照射と中性子照射の併用から新たな照射研究が展開できる可能性



単重照射研究には不向き

核融合炉開発のための高エネルギー中性子材料照射施設として

過去の技術的蓄積

運転のメンテナンスのノウハウ

人的ストック

ビーム型中性子源との関連

照射技術開発の場

照射場としてのLAMPF

非常に幅広い中性子スペクトル

高エネルギー中性子によるはじき出し損傷がドミナント

幅広いフラックス・バリエーション

ビーム型中性子源 (準)

照射場のモディフィケーション, へのアクセスの容易さ

原子炉ではない

高い核変換率

幅広いDPA/電子励起比率

水素ビーム照射可

比較的高いDPAを得る事ができる可能性

今後の改造

水素ビーム照射

LASREF of LAMPF in Los Alamos

LAMPFを用いた材料照射施設

Los Alamos Meson Physics Facility

Los Alamos Spallation Radiation Effects Facility

800MeV, 0.8-1mAの水素ビームを利用した

スポレーション型中性子源

非常に幅広い中性子エネルギー・スペクトル

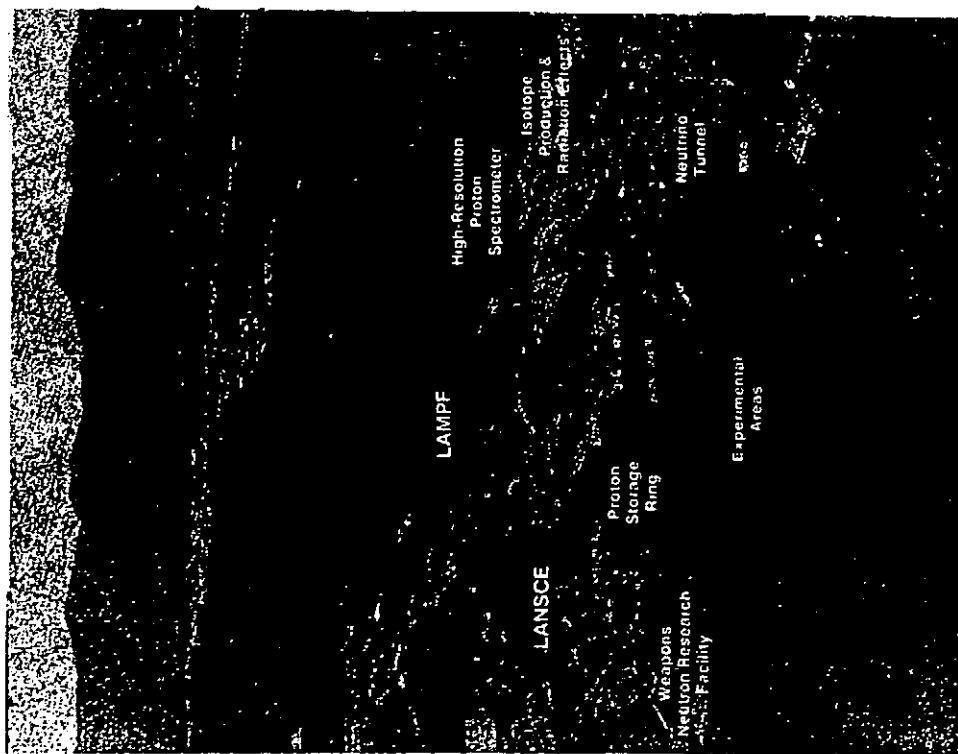
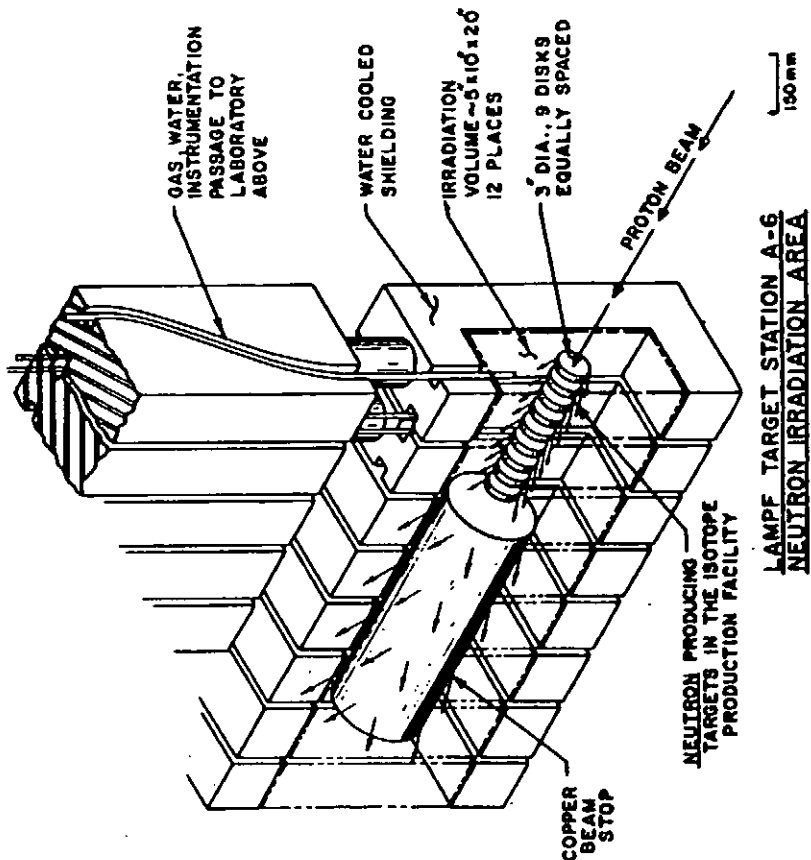
(最大800MeVから熱中性子, ピークエネルギー約0.1MeV)

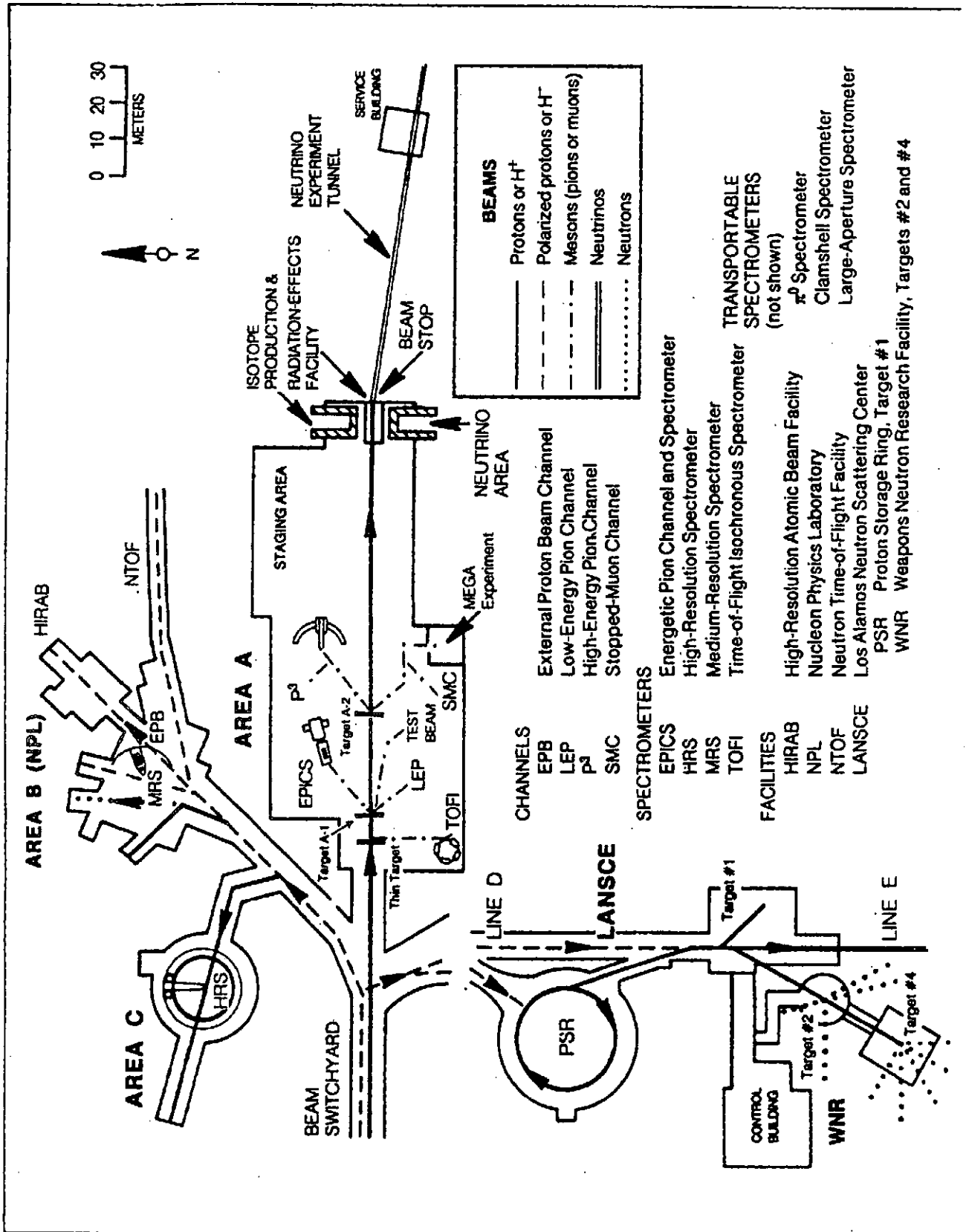
中程度の中性子フラックス

(全中性子束: 約 $10(14) \text{ n/cm}^2$ (現状))

比較的低い到達フルエンス

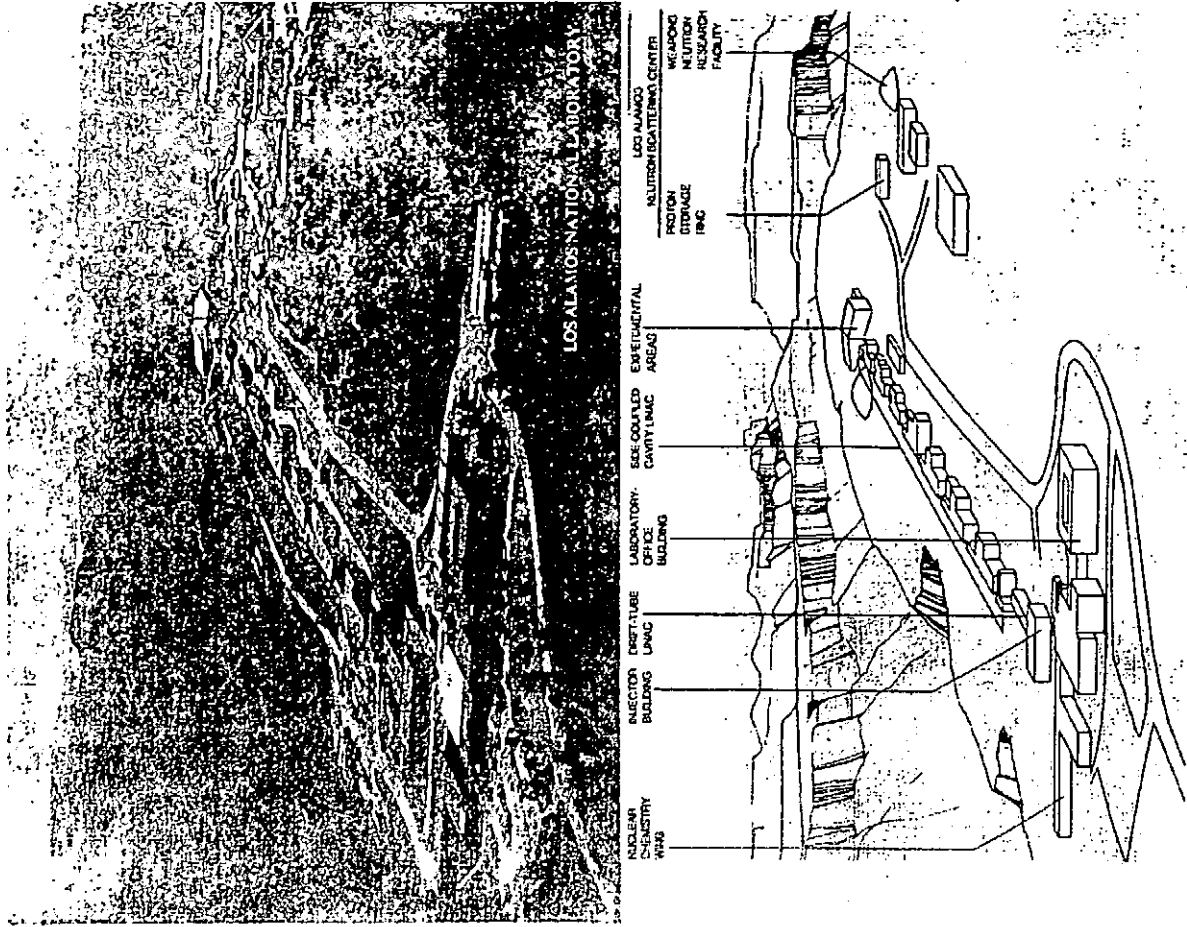
(約1-5 dpa: 現状)





- Future

- Size Effects - Charpy Impact
PNL
UC-Santa Barbara
MO-Rolla
- Superconducting Materials-SSC
U. Houston
- Property/Property Correlation
PNL
UC-Santa Barbara
MO-Rolla
- Additional Flux/Spectrum Measurements
MO-Rolla
- In-Situ Mechanical Testing
People's Republic
or China
- Accelerator Transmitted Waste
Los Alamos, AT-Div.



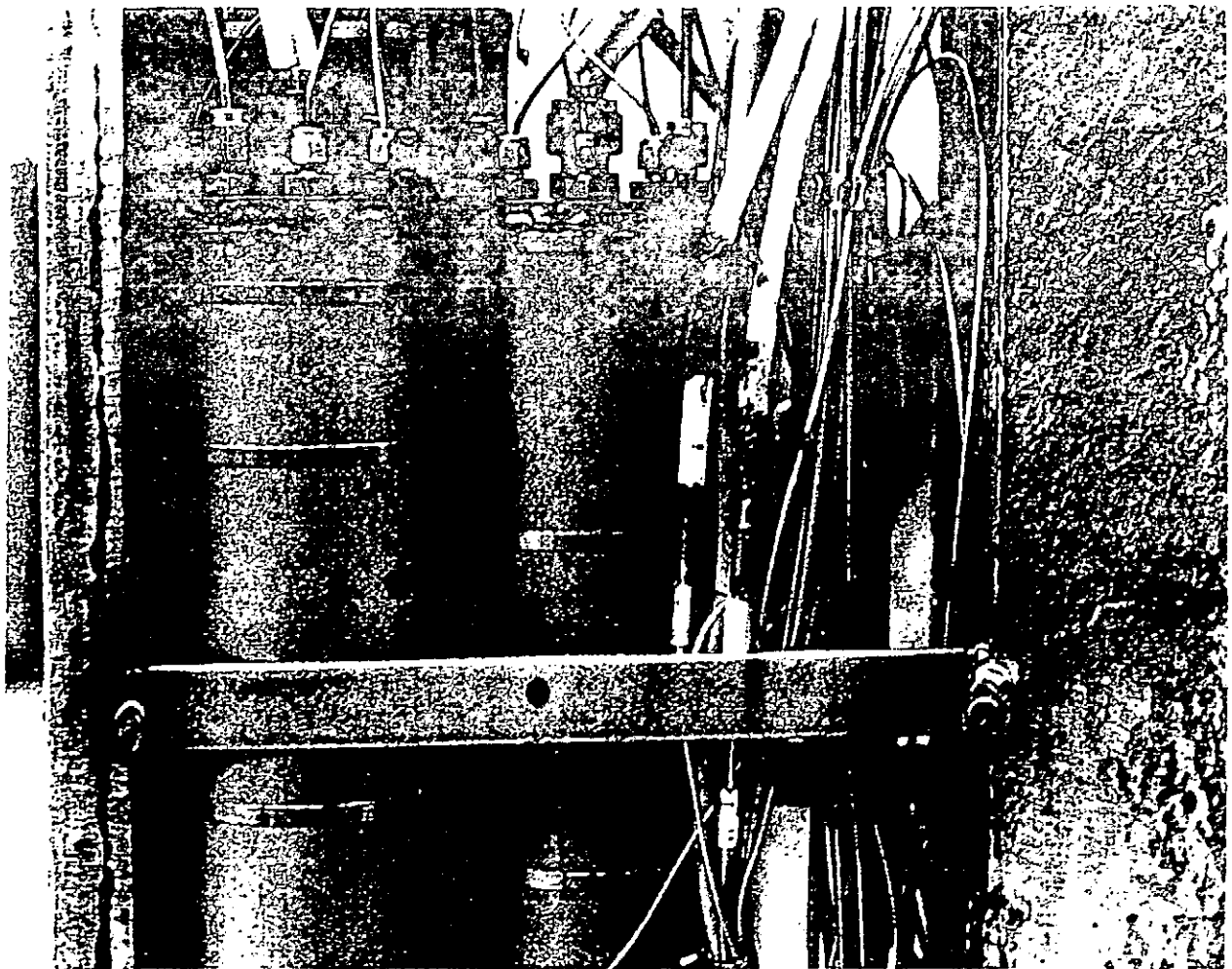
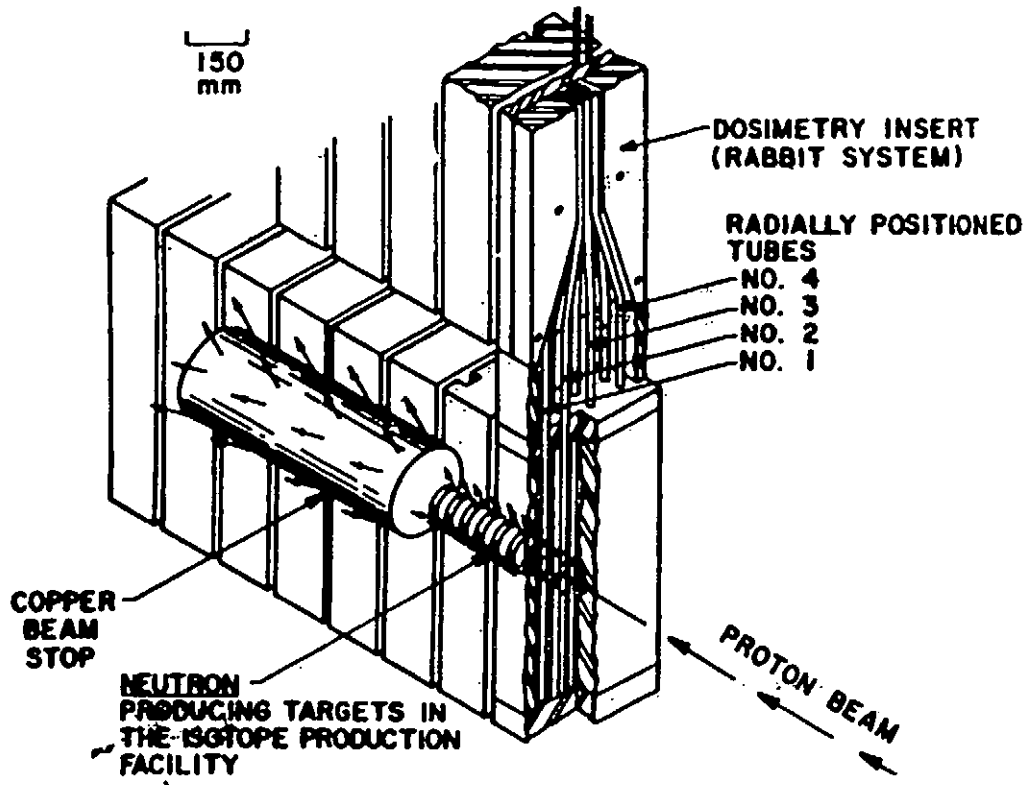
CAPTION: LAMPF, today's "flagship" of nuclear science, extends more than a mile eastward from its grassy lawn toward the azure Sangra do Cristo mountains. The Laboratory-Office Building is in the foreground; experimental areas are in the background.

LASREF

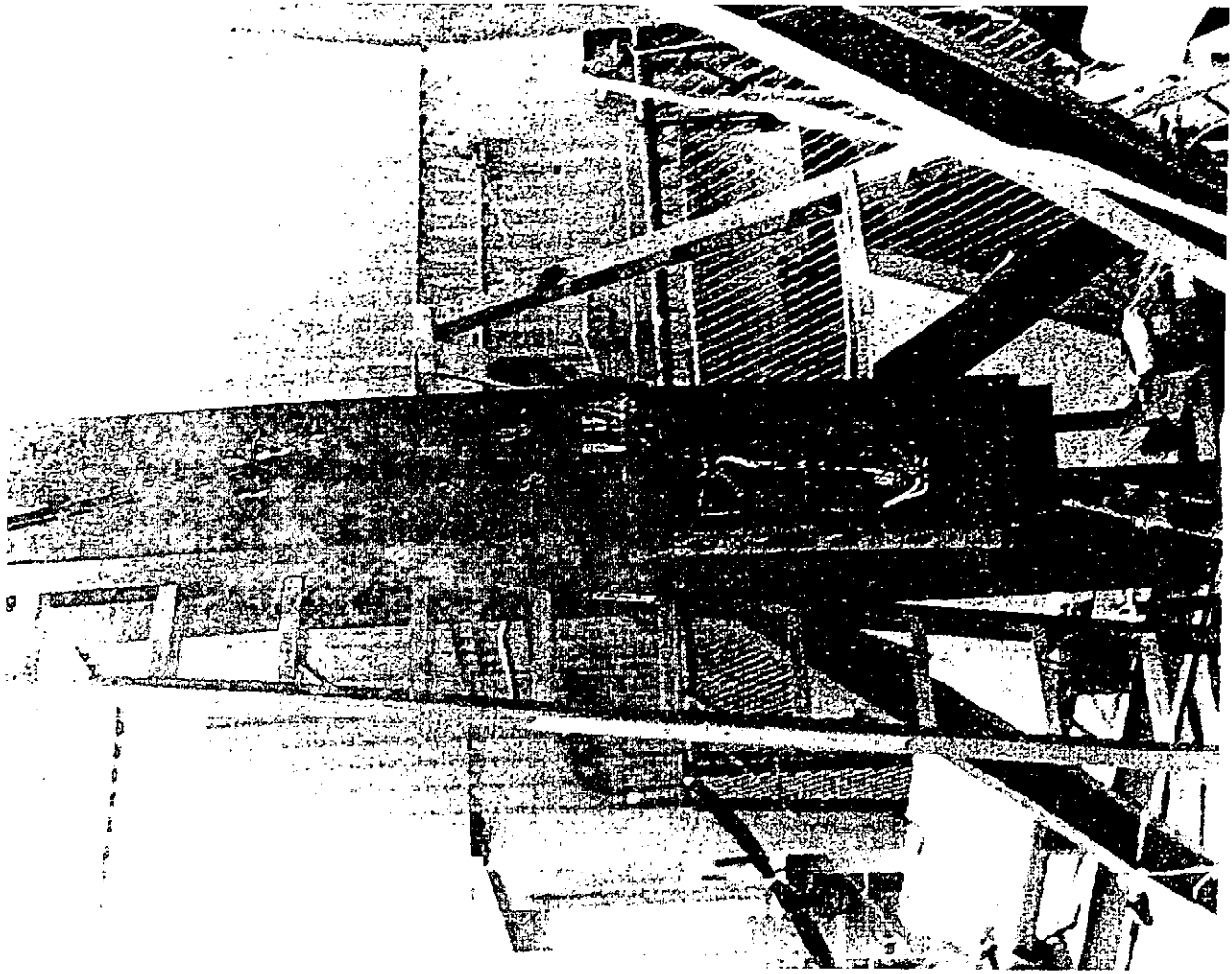
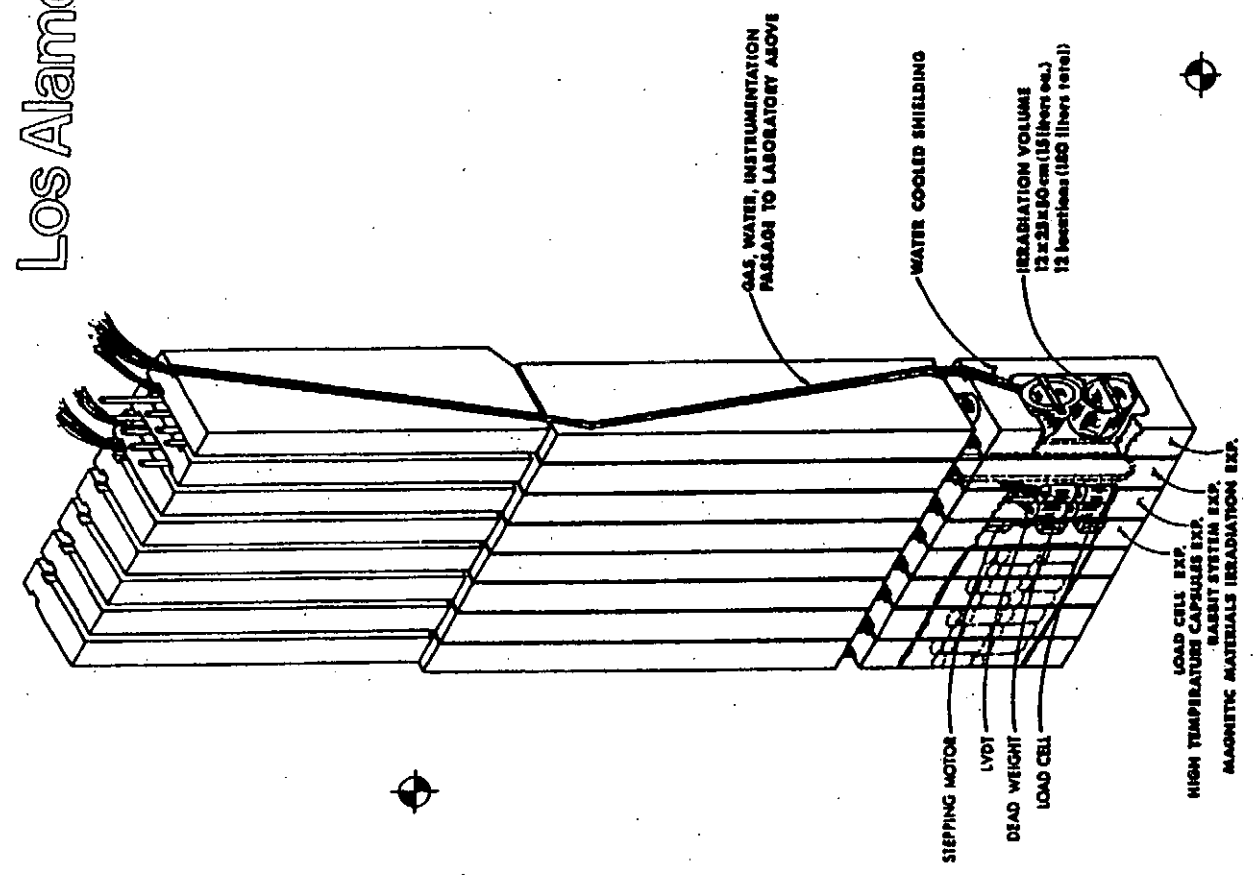
SUMMARY OF EXPERIMENTS (BRIEF OVERVIEW)

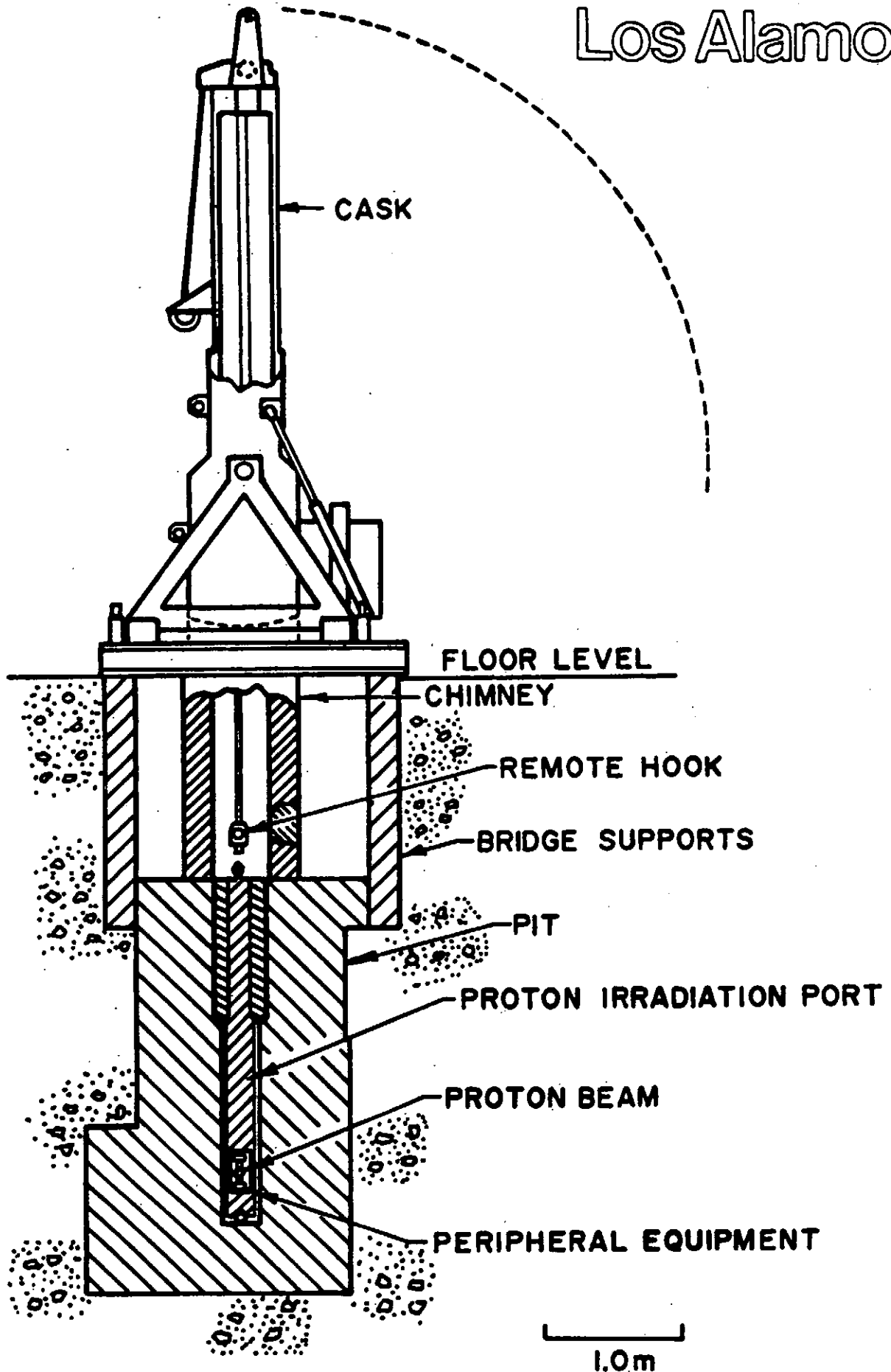
- Past 1985 - 1989	Exp. #	Collaborator	Particle/Fluence cm ⁻²
• SNQ Target Cell	769	KFA-Jülich	H ⁺ ; 8x10 ²⁰
• Flux/Spectrum Measurement	936	Iowa State	H ⁺ , n ⁰ ; low
• FIM Studies in W	932	New Mexico Tech.	H ⁺ , n ⁰ ; 10 ²⁰
• Magnetic Materials	LAMPE	LAMPE	n ⁰ ; 10 ²⁰
• Glass to Metal Seals	LAMPE	LAMPE	n ⁰ ; 10 ²⁰
• Ceramics and Graphites	986,987	KFA-Jülich	n ⁰ ; 5x10 ²⁰
• Microstructure Evolution- Spectrum Differences	1014	RISO, Denmark	H ⁺ , n ⁰ ; low to 5x10 ²⁰
• Microstructure Evolution and Mechanical Properties- Spectrum Differences	932	People's Republic of China	H ⁺ , n ⁰ ; low to 5x10 ²⁰
• Resistivity of MZC	LAMPE	People's Republic of China	H ⁺ , 2x10 ¹⁸
• Stability of Beam Entry Window Material	LAMPE	PSI	H ⁺ , 5x10 ²⁰
• Helium Generation/Protons	LAMPE	PSI	H ⁺ ; low to 5x10 ²⁰
- Present			
• SSC Detectors	1139	UC-Santa Cruz U. of Tennessee U. of Oklahoma	n ⁰ ; 10 ¹⁴
• Beam Entry Window (HT-8)	1165	PSI	H ⁺ ; to 10 ²²
• SSC Detectors Structure	—	Group MEE-12	
• In-Situ Ceramic Conductivity	—	MST, Los Alamos	
• Spectral Effects	—	PNL	n ⁰ ; to 5x10 ¹⁹
• Spectral Effects	1014	RISO, Denmark	n ⁰ ; to 5x10 ¹⁹

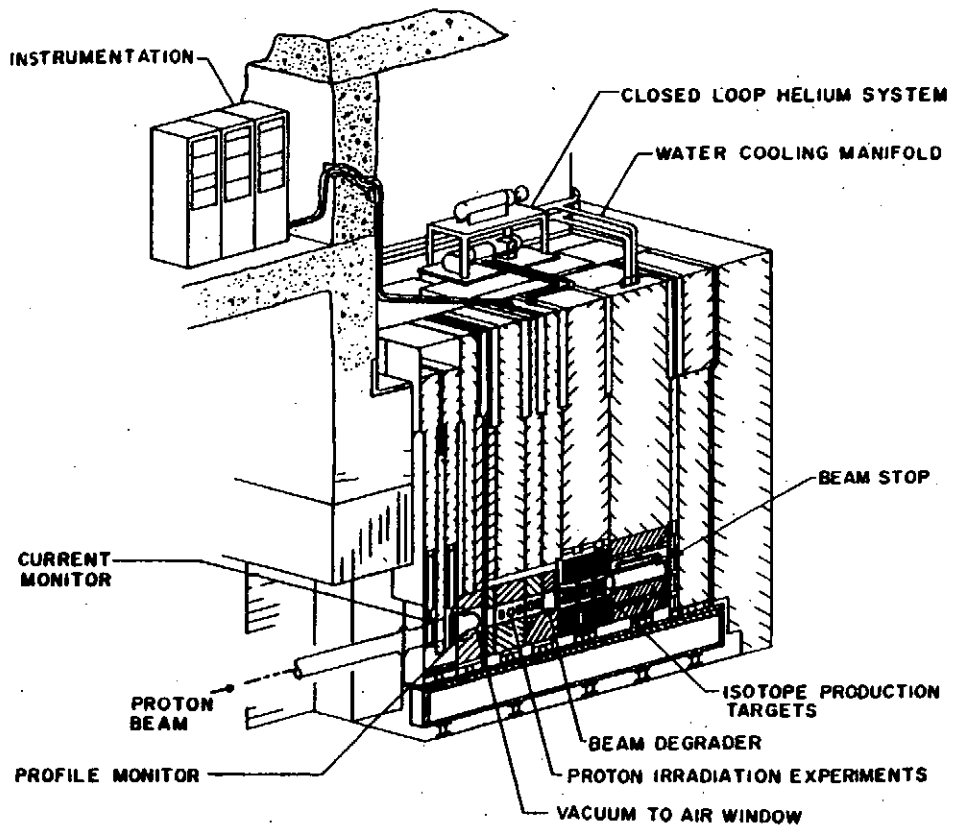
(Continued)



Los Alamos

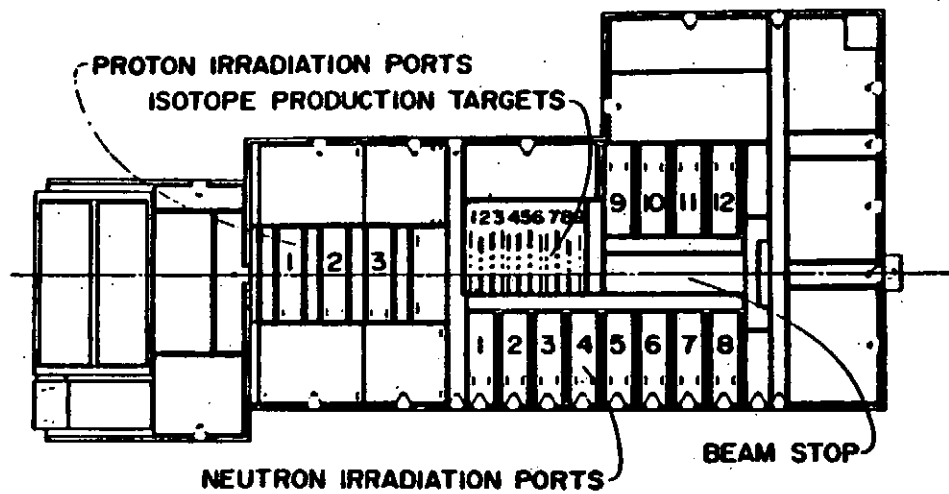






TARGET STATION A-6

1'-0"



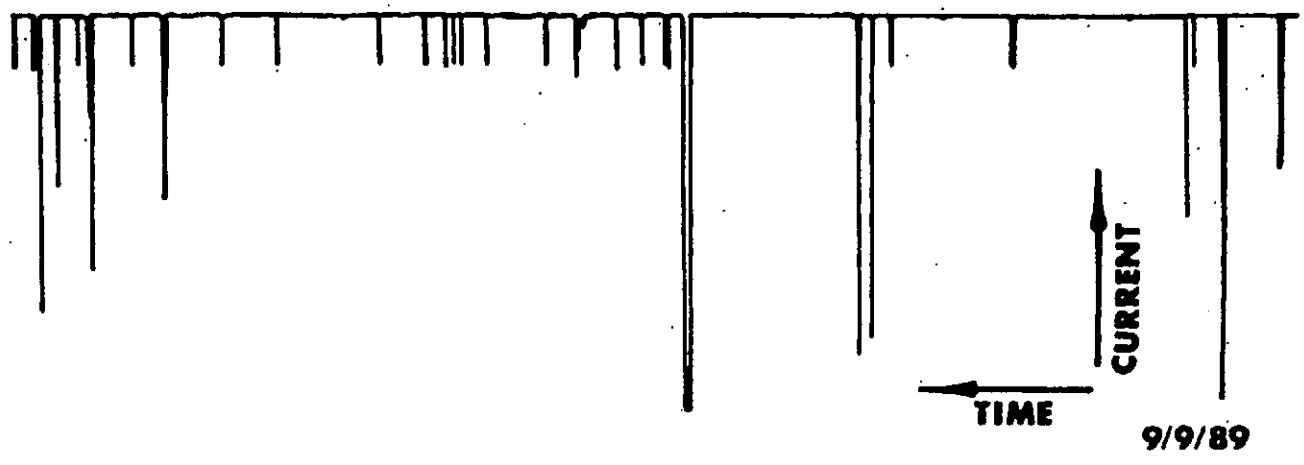


図1. プロトンビームの時間変化の例 (マクロスケール)

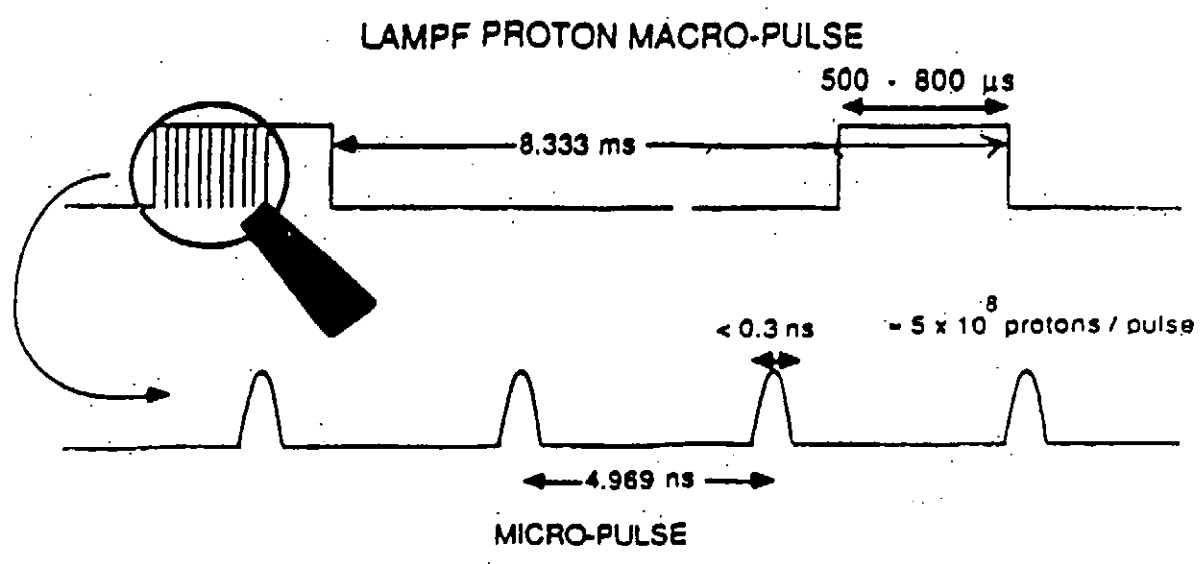


図2. プロトンビームの時間変化 (ミクロスケール)

After T. Muroga

表1. LASREF照射速度、照射量の実験、計算値

	Wchsler et al.	Davidson et al.	Cu Beam Stop		W Alloy Beam Stop	
	Ip = 1 mA Calculated Cu Beam Stop	Measurement Ip = 800 μ A Cu Beam Stop	Calculated Ip = 800 μ A R = 10.5	Calculated R = 5.25	Calculated Ip = 800 μ A R = 10.5	Calculated R = 5.25
K_d 10^{18} dpa/s	4	2.7	4.7	10.5	11.0	24.4
K_d 10^{17} appm/s	7	4.7	8.2	18.4	19.2	42.8
10^{-1} Displacements Per Atom Per Week @ 90% Availability		1.5	2.6	5.9	6.2	13.8
10^{-1} appm He Per Week @ 90% availability		2.5	4.4	9.9	10.3	22.9
Displacements Per Atom in						
2500 hours		0.22	0.39	0.87	0.91	2.02
4000 hours		0.35	0.62	1.39	1.46	3.23
6500 hours		0.57	1.01	2.26	2.36	5.30

$\sim 8760 \text{ hr/yr}$

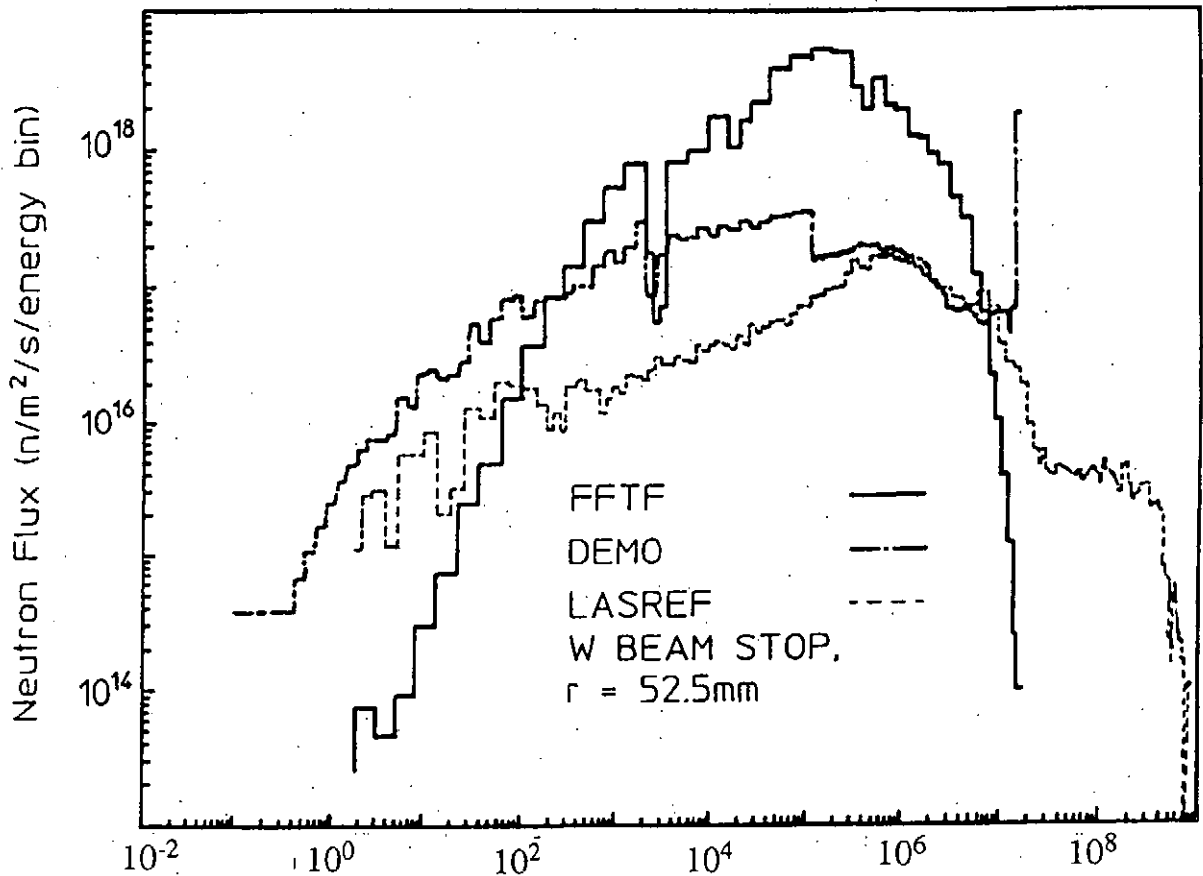
Spectral Differences Were Not Taken Into Account

Copper Metal $K_d/K_d \approx 18$

現在のVTR

改造後

After Ti Muraga



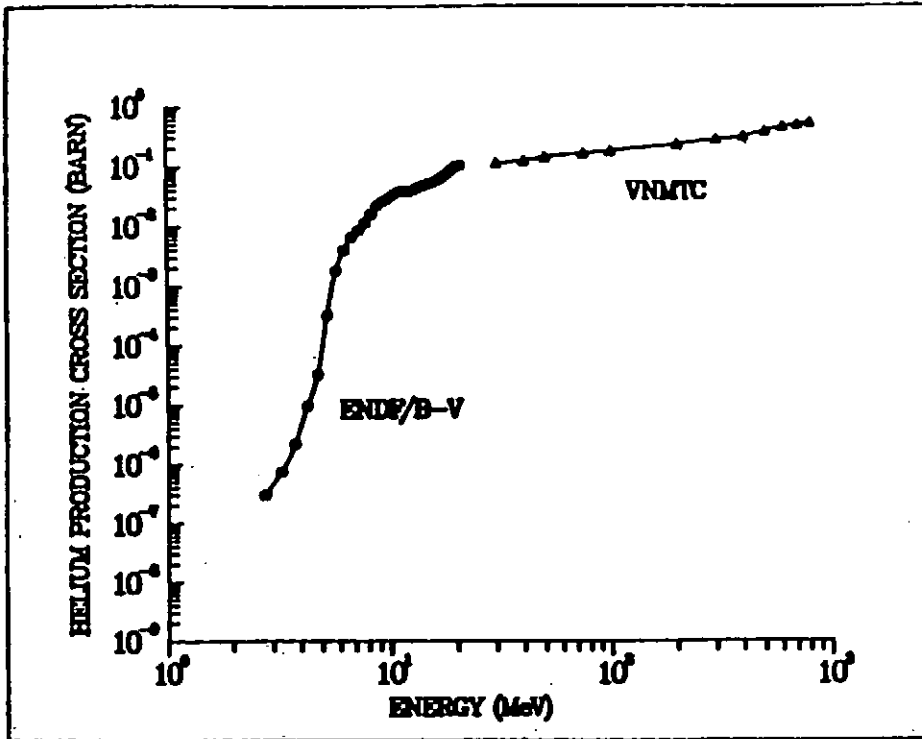
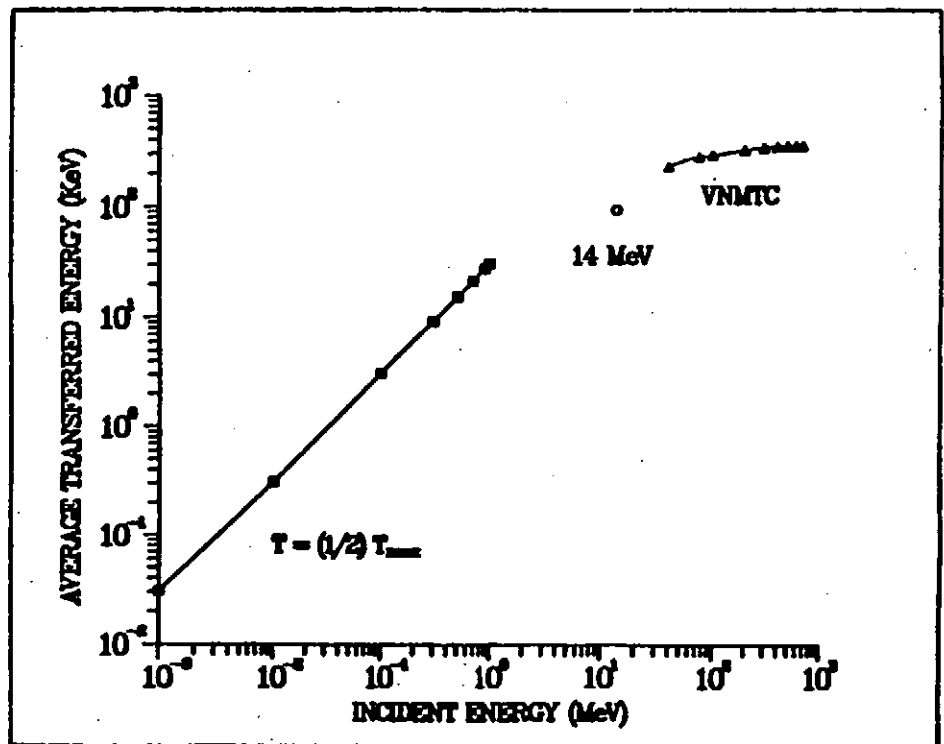
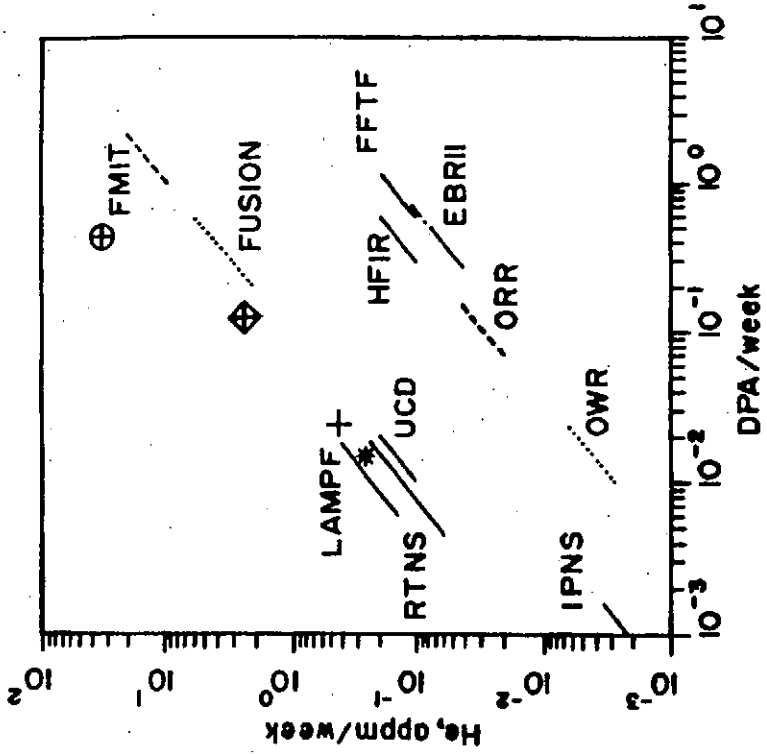


Figure 6 - Helium production cross section versus neutron energy based on ENDF/B-V and as calculated by VNMTC.





- + LAMPF NEUTRONS, Cu BEAM STOP, PRESENT CONFIGURATION, FOR Cu FOLLOWING WECHSLER, et. al. (PROTON CURRENT = 1mA).
- ◇ FUSION
- ⊕ LAMPF PROTONS, $I_p = 600 \mu A$, $2 \sigma = 3.5 \text{ cm}$.
- * LAMPF NEUTRONS, PROPOSED SMALL DIAMETER W ALLOY BEAM STOP. (PROTON CURRENT = 0.8 mA, 90% AVAILABILITY)
- ⊕ LAMPF NEUTRONS, Cu BEAM STOP, PRESENT CONFIGURATION, FOR Cu FOLLOWING MEASUREMENTS BY DAVIDSON (PROTON CURRENT = 800 μA , 90% AVAILABILITY)

Expected Future of United States Fusion Program

Decreased emphasis on small plasma experiments

Increased emphasis on

large tokamaks (ITER, TFTR upgrade)

technology

- magnets
- tritium handling
- remote maintenance
- etc.

materials

- radiation resistance
- low activation

← 材料内建 (materials)
B. R. R. A. optical +

GOAL

The goal of this program is to establish the materials and environmental parameters that affect performance and lifetime of insulators for thermonuclear converters in nuclear power systems, in order to guide development efforts and predictive capabilities.

APPROACH

- Perform initial tests involving high temperature (1100 K) and electric fields (1000 V/cm) at Rasor Associates
- Study added effects of neutron flux ($\approx 10^{13}$ n/cm²·s) and fluence ($\approx 2 \times 10^{20}$ n/cm²) at LAMPF; monitor electrical behavior in-situ
- Carry out post-irradiation examinations using electron microscopy
- Model materials response in terms of test parameters

TEST MATERIALS

Single-crystal Al₂O₃, undoped and with 150 wppm Ti

Polycrystalline Al₂O₃, undoped and with 150 wppm Ti

Bright future for Los Alamos fusion program

multi-discipline laboratory

team with universities and industry

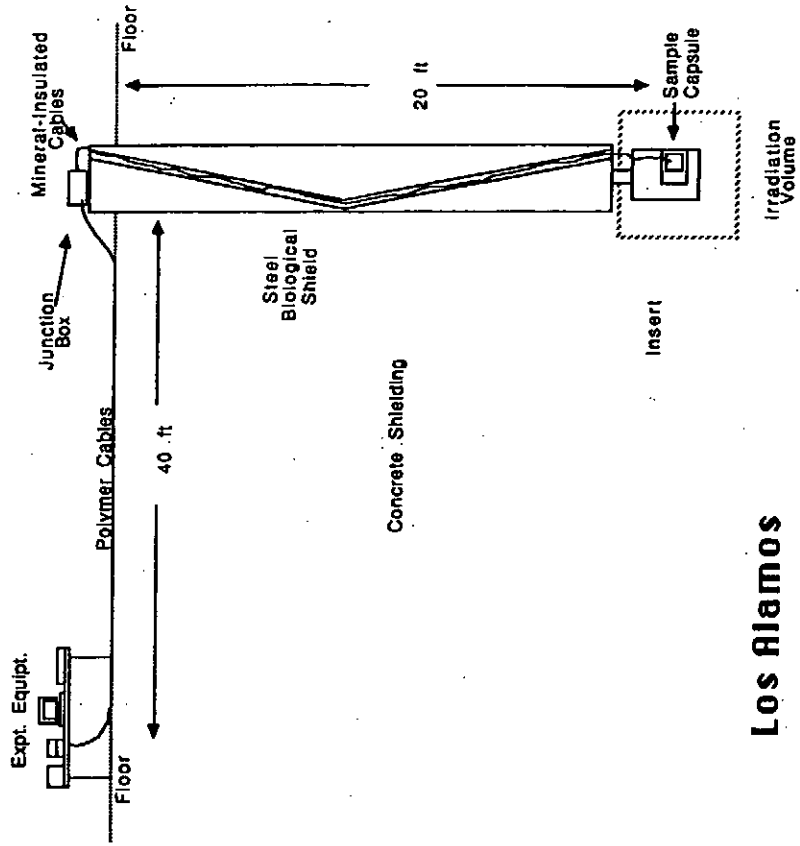
expertise for collaborating on large tokamaks

important facilities

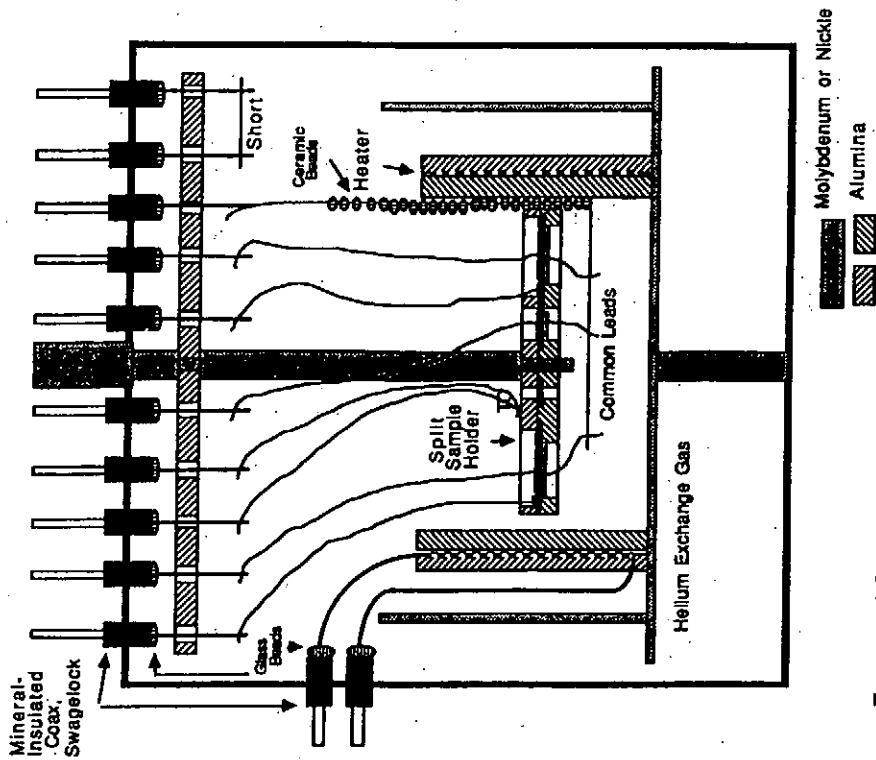
- Tritium System Test Assembly (TSTA)
- Los Alamos Spallation Radiation Effects Facility (LASREF)

Fusion: Science with a purpose.

LAMPF - Area A6



Los Alamos



Los Alamos

PROBLEMS WITH FIRST CAPSULE

- **Current Leakage**
- **Electrical Noise, Heater Leakage**
- **Chemical Reactions**
- **Heater Lifetime**

Los Alamos

3. ESNIT計画と他の強力中性子源のコンセプト

3-1 ESNITの概要と核融合炉材料照射装置としての位置付け

日本原子力研究所 燃料・材料工学部
野田 健治

1. はじめに

材料研究用エネルギー選択型中性子照射実験施設（ESNIT）は、原子力用基礎基盤研究を指向し、1988年より原研でその概念検討が開始された中性子照射実験施設である。ESNITはD-Liストリッピング反応（例： ${}^7\text{Li}+D^+(35\text{ MeV})\rightarrow 2n(\sim 14\text{ MeV})+{}^7\text{Be}$ ）を利用したFMITの発展型の高エネルギー中性子照射実験施設であり、

- ① 加速器系
- ② ターゲット系
- ③ 実験系（照射後実験施設も含む）

より構成される。

ESNITの研究対象は原子力材料全般にわたり、その主目的は原子力材料研究の最大の課題である中性子照射効果の解明とそれに基づく優れた原子力材料の開発である。これらの材料研究の内、最大の重点の1つが核融合炉材料開発である。

2. ESNITの材料照射実験施設としての特徴

ESNITは材料照射実験施設として以下の特徴をもつことが想定されている。

- 1)中性子エネルギースペクトルはピーク性をもつ。
- 2)重陽子の加速エネルギーを変化させることによりピークエネルギーを選択できる（FMITでは14 MeVに固定）。
- 3)高中性子束における高エネルギー中性子を発生する。但し、FMITのように年間積算照射量100 dpa（ss換算）にこだわらず、技術的及びコストの実現性を考慮し、50mAの最大加速重陽子電流を想定している。
- 4)D-Li中性子源としては比較的平坦な中性子束勾配と大きな照射体積を確保する。
- 5)照射場への接近性が良い。（その場実験や実験条件の高度の制御を狙う）
- 6)照射条件の制御性が高い（中性子束／エネルギーを独立に可変できる等）。
- 7)中性子照射場に高効率で自由度の大きい照射後実験施設が隣接している。

3. 材料研究側から提出された中性子照射場への必要条件

材料研究側から要求されているESNITの中性子照射場の必要条件は以下の通りである。

- 1) D-Li反応中性子のエネルギースペクトルのピーク特性をもつこと。
- 2) ピークエネルギーが3段階以上に選択性できること（例：5, 10, 14 MeV）。
- 3) 最大中性子束： $1.5\text{--}3.0 \times 10^{14}$ n/cm²/s、10-20 dpa/y（SS換算）以上（但し、照射体積を小さく限定しても数年間で100 dpa、すなわち、30 dpa/yが達成されることが望ましい）。
- 4) 照射体積： 1.5×10^{14} n/cm²/s以上の所が100 cm³（5X5X5 cm³）程度以上必要である。
- 5) 中性子束勾配：10 %/cm以下。
- 6) パルス照射の影響の影響を避けるため、ビームの休止時間は 10^{-6} s以下とする。
- 7) 中性子束及びエネルギー変動：5 %以下。
- 8) 中性子束、エネルギーの制御性：互いに独立で良好な制御性が必要である。
- 9) 照射場（照射セル）への高い接近性を確保す。
- 10) 施設の利用効率を高めるため、2個以上の照射セル（4mx3mx2m）必要である等。

4. 概念構成

上記要求を満たした上で、材料研究を行うため、以下の様なESNITの概念的構成を想定し、技術検討を進めている。

1) 加速器系

- ① 複数のイオン源（D⁺, D⁻, H₂⁺, Max. 50 mA、正負イオン同時加速）

→ 2つの照射セルで各々中性子発生可能。

- ② 2 MeV規模のRFQ（CW運転；120 MHz、正負イオン同時加速）

→ ビーム休止期間； 10^{-8} s以下、パルス照射の影響なし。

- ③ 40 MeV規模のタンク分割方式（5 MeVステップ）のDTL（CW運転；120 MHz、正負イオン同時加速、Max. 50 mA）

→ 重陽子加速エネルギーを10-40 MeVの範囲で5 MeVステップで可変、これに対応し、中性子ピークエネルギーが4-15 MeVの範囲で選択可能。

→ 1.5×10^{14} n/cm²/s以上の照射体積が5x5x5 cm³程度確保できる。照射体積を15 cm³に限定すれば 4.5×10^{14} n/cm²/s（30 dpa/y、ss換算）が可能。

④ RF電源

1 MWクラス、周波数120 MHzのRFQ及びDTL用RF電源

- ⑤ 正負イオン同時加速に対応し、ビーム形・サイズ・分布の制御用レンズ系を備えたビーム輸送系（ターゲットの複数化も考慮）

→中性子束／照射体積、中性子束勾配を可変。

2)ターゲット系

①FMIT型を基本とする流動Liターゲット部

(ビームパワー; 2 MW Max.、Li流速; 15-20 m/s、流動Li厚さ; 7-20 mm)

②FMIT型を基本とするLi循環系

(Li循環速度; 40 l/s、Li純化システム; ホットトラップ (Y、Tiゲッター)、
コールドトラップ)

3)実験系

①複数個の照射セル (照射装置、その場実験装置、遠隔操作系等を含む)

②照射後実験施設 (主に微小試験片試験技術に対応するのモジュール型ホットラボ)

5. ESNITを用いる研究

1)基礎基盤型材料研究

ESNITは、その発生できる中性子束及び中性子照射量において、現実的な照射期間内にきわめて多くの材料照射研究が可能となる初めての中性子照射装置ある。また、その照射場の特徴を生かして、中性子エネルギー依存性の研究、互い独立な損傷速度と中性子エネルギーをパラメータとする研究、その場実験、それらを通しての照射損傷及び照射による材料特性変化に関する基本的知見の取得や耐放射線性原理の追究等が行え、耐放射線性新材料や低放射化新材料の開発等に役立つと期待される。

ESNITを用いて行うべき主な基礎基盤型材料研究として以下の研究項目が選ばれている。

①高エネルギー中性子による照射損傷及び材料特性変化の研究

②中性子／中性子照射関連の研究

③中性子照射下における材料挙動の研究

2)核融合炉材料開発研究

ESNITにおける中性子束はDEMO炉や商用炉の中性子壁負荷に匹敵するので、核融合炉稼働時の材料研究や試験をその場実験により適切に行うことができる。さらに、照射耐久性試験に関してもほとんど全ての核融合炉材料に対し、その寿命評価のための加速照射試験を行うことが可能である。(但、第1壁構造材料については照射体積を15 cm³程度に限定する必要がある。)また、D-Li中性子源や核破砕中性子源を用いる核融合炉材料開発研究では14 MeV以上のエネルギー成分(高エネルギーテイル)の影響が問題となる場合あることが懸念されているが、ESNITではエネルギー選択性を生かし、その影響評価ばかりでなく、そ

の影響を低減化できる。

ESNITを用いて行うべき主な核融合炉材料開発研究として以下の研究項目が選ばれている。

①D-Li中性子源の核融合炉材料照射試験施設としての適合性の検証

- ・ 計算された核データや損傷パラメータの実験的検証
- ・ 損傷組織や材料特性変化に及ぼす高エネルギーテイルの影響の実験的研究

②基礎基盤材料研究に基づく材料開発

- ・ 中性子／中性子照射相関等の研究に基づくDEMO炉用材料等の開発

③核融合炉運転条件下での材料特性試験

- ・ 国際熱核融合実験炉（ITER）やDEMO炉の中性子壁負荷に相当する中性子束下でのその場試験（クリープ、電気特性、腐食等）

④寿命試験（加速照射試験）

- ・ ITER用材料の寿命確認試験
- ・ DEMO炉用セラミック増殖材、絶縁セラミック材料、計測材料等の寿命試験
- ・ 限定された数のDEMO炉用構造材料寿命試験（まずDEMO炉用構造材料の開発が必要）

6. 開発スケジュール（案）

概念検討、技術検討	1988～92年度
チェックアンドレビュー	1992年度
— 計画を進めることになった場合 —	
建設に必要なR&Dの開始予定	1993年度
建設開始予定	1995年度
運転開始予定	1999年度

7. ESNITの核融合炉材料照射装置としての位置付け

ESNITは上述のごとくD-Li中性子源の核融合炉材料用照射施設としての適合性の実験的検証が必要であるが、国内的規模で見れば、DEMO炉用材料の開発、核融合炉運転条件下での材料特性試験、ITER用材料寿命確認試験、DEMO炉用増殖材、絶縁体セラミック材料、計測材料等の加速照射寿命試験を行える等極めて有効で、しかも近未来的に非常に実現性の高い核融合炉材料照射装置である。但し、中性子束／照射体積の制限から限られた数量のDEMO炉用構造材料の加速照射寿命試験しかできないため、DEMO炉用材料の開発スケジュールに合わせて、ある程度のグレードアップが望まれるであろう。

核融合炉材料の国際的戦略では、IEA国際核融合材料照射施設（IFMIF）構想がある。IF

MIFでは構造材料を含むDEMO炉等の核融合炉材料についての工学段階における国際的な材料試験の要求に応えるためその中性子照射場における中性子束／照射体積の条件に関する要求レベルは非常に高い（2 MW/m²相当の中性子束（ 9×10^{17} n/m² Uncollided）以上の照射体積が10 l必要としている）。D-Li中性子源としてのESNITは、そのスペクトルが核融合炉材料試験に適切であることの確認が必要であるが、上記中性子束／照射体積の条件以外のIFMIFの中性子照射場の適合性基準をほぼ満足する。

最近、IFMIFの技術的実現性、核融合炉開発スケジュールに合わせた材料開発構想、IFMIF候補としての加速器型中性子源の中性子スペクトルの適合性の確認等の観点から、国際的にもIFMIFについての段階的戦略構想が検討されている。この構想において、技術的実現性の極めて高い50-100 mAのD-Li中性子源が将来的にフルスケールIFMIF（国際的な工学段階の材料試験のための理想的規模を目指した施設）の基本モジュールとすることを想定した第1段階の施設の有力候補として考えられ始めている。今後、ESNITの概念及び核融合炉材料開発における役割等について、IFMIFの段階的戦略構想との関連を検討する必要がある。

[はじめに]

原研では1988年より原子力材料研究委員会のもとに加速器型強力中性子源専門部会を設置し、その活動を通じて、“材料研究用エネルギー選択型中性子照射実験施設”（ESNIT）の概念及び技術検討を進めている。

ESNITはD-Liストリッピング反応（例： ${}^7\text{Li} + \text{D} + (35 \text{ MeV}) \rightarrow 2\text{n}(\sim 14 \text{ MeV}) + {}^7\text{Be}$ ）を利用したFMITの発展型の高エネルギー中性子照射実験施設であり、

- ① 加速器系
- ② ターゲット系
- ③ 実験系（照射後実験施設も含む）

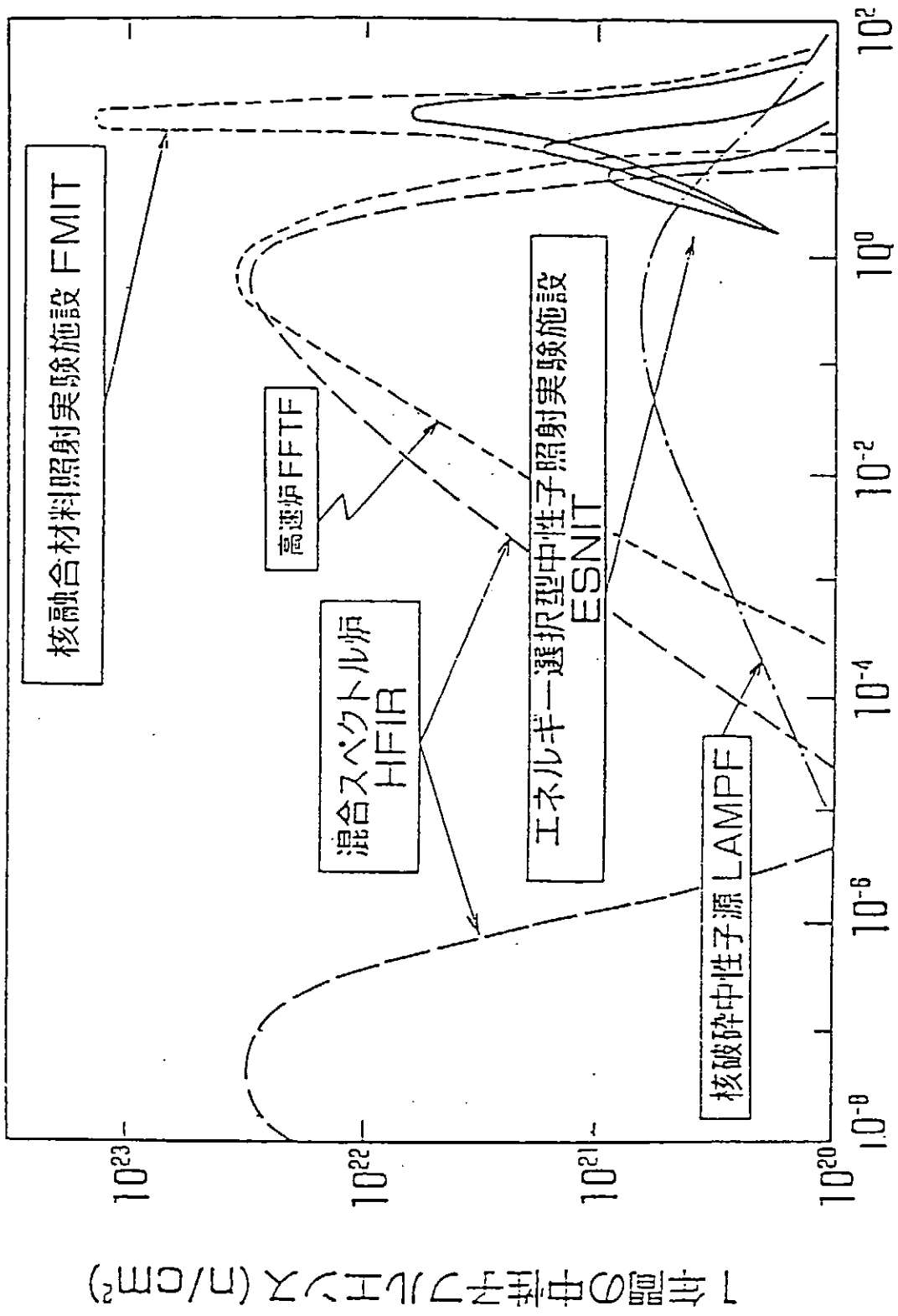
より構成される。

ESNITの研究対象は原子力材料全般にわたり、その主目的は原子力材料研究の最大の課題である中性子照射効果の解明とそれに基づく優れた原子力材料の開発である。これらの材料研究の内、最大の重点の1つが核融合炉材料開発である。

本発表ではESNITの概要、ESNITを用いる研究、核融合炉材料照射装置としての位置付け等を紹介する。

[ESNITの材料照射実験施設としての特徴]

- 1)中性子エネルギースペクトルはピーク性をもつ。
- 2)重陽子の加速エネルギーを変化させることによりピークエネルギーを選択できる（FMITでは14 MeVに固定）。
- 3)高中性子束における高エネルギー中性子を発生する。但し、FMITのように年間積算照射量100 dpa（ss換算）にこだわらず、技術的及びコスト的実現性を考慮し、50mAの最大加速重陽子電流を想定している。
- 4)D-Li中性子源としては比較的平坦な中性子束勾配と大きな照射体積を確保する。
- 5)照射場への接近性が良い。（その場実験や実験条件の高度の制御を狙う）
- 6)照射条件の制御性が高い（中性子束／エネルギーを独立に可変できる等）。
- 7)中性子照射場に高効率で自由度の大きい照射後実験施設が隣接している。



中性子エネルギー (MeV)

材料研究中性子源におけるESNITの位置づけ

[材料研究側から提出された中性子照射場への必要条件]

- 1) D-Li反応中性子のエネルギースペクトルのピーク特性をもつこと。
- 2) ピークエネルギーが3段階以上に選択性できること(例: 5, 10, 14 MeV)。
- 3) 最大中性子束: $1.5-3.0 \times 10^{14}$ n/cm²/s、10-20 dpa/y (SS換算)以上(但し、照射体積を小さく限定しても数年間で100 dpa、すなわち、30 dpa/yが達成されることが望ましい)。
- 4) 照射体積: 1.5×10^{14} n/cm²/s以上の所が100 cm³ (5X5X5 cm³)程度以上必要である。
- 5) 中性子束勾配: 10 %/cm以下。
- 6) パルス照射の影響の影響を避けるため、ビームの休止時間は 10^{-6} s以下とする。
- 7) 中性子束及びエネルギー変動: 5 %以下。
- 8) 中性子束、エネルギーの制御性: 互いに独立で良好な制御性が必要である。

9) 照射場(照射セル)への高い接近性を確保する。

10) 施設の利用効率を高めるため、2個以上の照射セル(4mx3mx2m)必要である等。

[概念構成]

材料研究側の要求を満たした上で、材料研究を行うため、以下の様なESNITの概念的構成を想定し、技術検討を進めている。

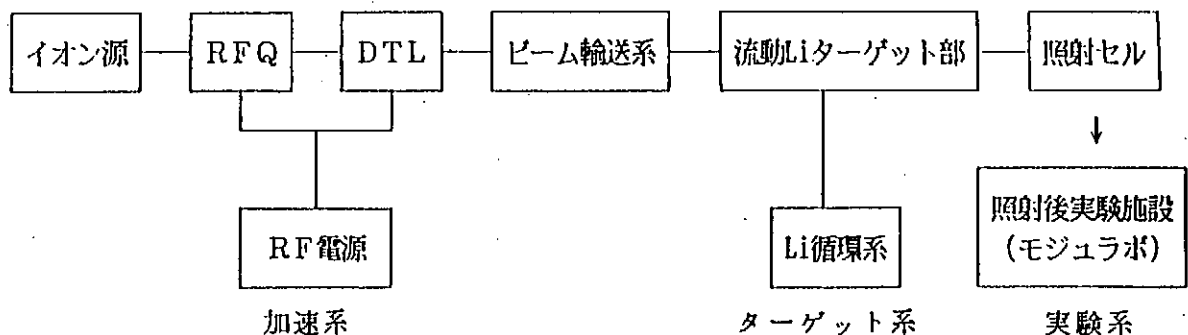
1) 加速器系

① 複数のイオン源(D⁺, D⁻, H²⁺, Max. 50 mA、正負イオン同時加速)

→ 2つの照射セルで各々中性子発生可能。

② 2 MeV規模のRFQ(CW運転; 120 MHz、正負イオン同時加速)

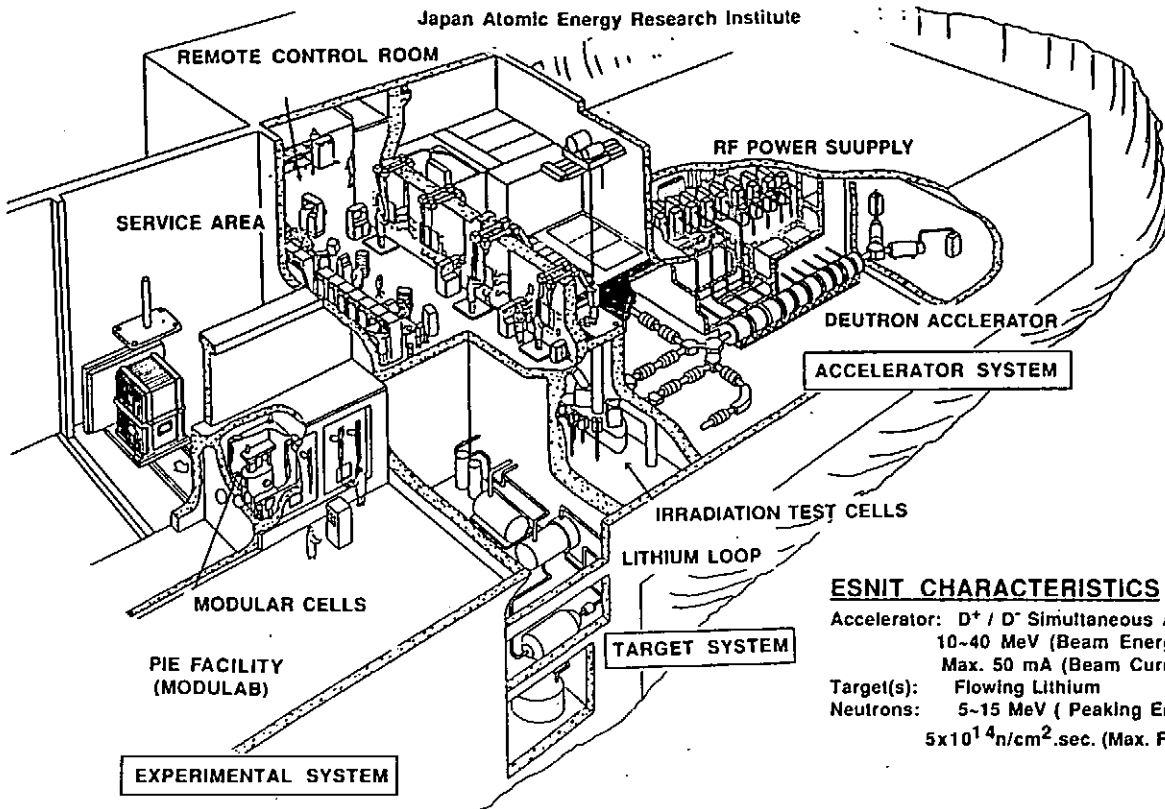
→ ビーム休止期間; 10^{-6} s以下、パルス照射の影響なし。



ESNITの概念構成

ESNIT

(Energy Selective Neutron Irradiation Test Facility)
Japan Atomic Energy Research Institute



ESNIT CHARACTERISTICS 1991

Accelerator: D⁺ / D⁻ Simultaneous Accel.
10-40 MeV (Beam Energy)
Max. 50 mA (Beam Current), CW
Target(s): Flowing Lithium
Neutrons: 5-15 MeV (Peaking Energy)
5x10¹⁴ n/cm².sec. (Max. Flux)

③ 40 MeV規模のタンク分割方式（5 MeVステップ）のDTL（CW運転；120 MHz、正負イオン同時加速、Max. 50 mA）

→ 重陽子加速エネルギーを10-40 MeVの範囲で5 MeVステップで可変、これに対応し、中性子ピークエネルギーが4-15 MeVの範囲で選択可能。

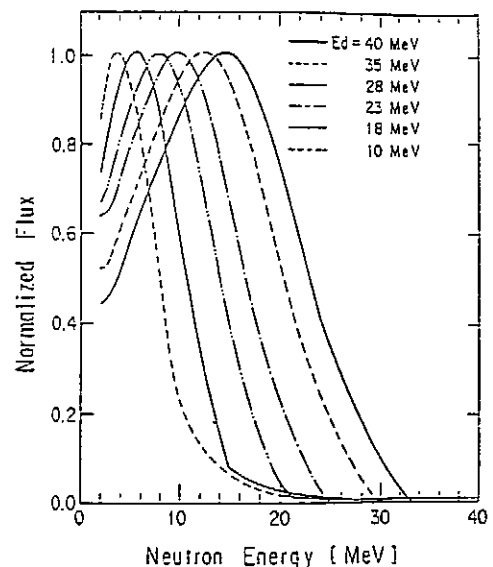
→ 1.5x10¹⁴ n/cm²/s以上の照射体積が5x5x5 cm³程度確保できる。照射体積を15 cm³に限定すれば4.5x10¹⁴ n/cm²/s（30 dpa/y、ss換算）が可能。

④ RF電源

1 MWクラス、周波数120 MHzのRFQ及びDTL用RF電源

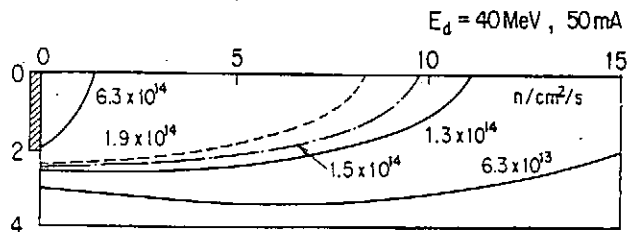
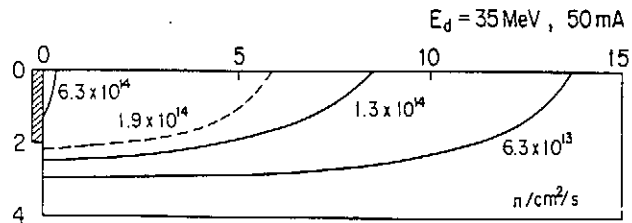
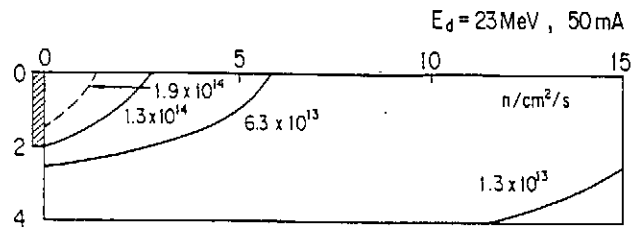
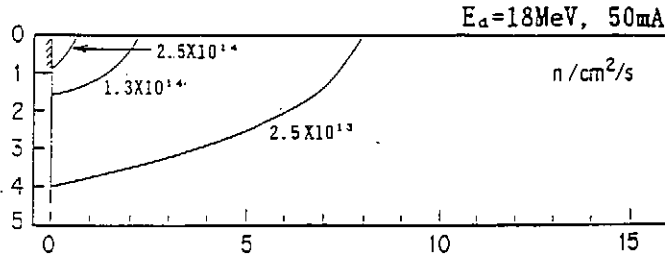
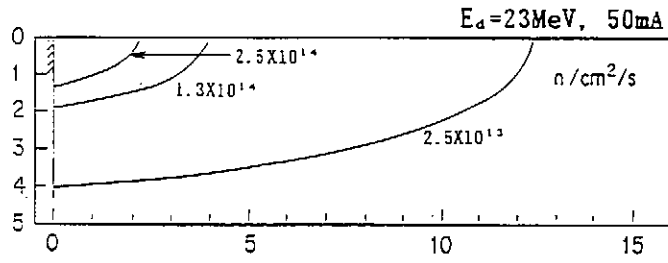
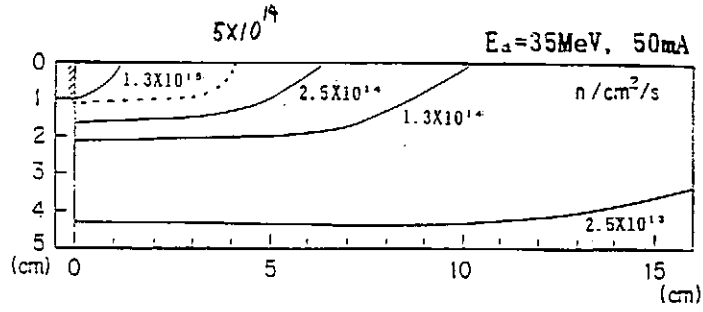
⑤ 正負イオン同時加速に対応し、ビーム形・サイズ・分布の制御用レンズ系を備えたビーム輸送系（ターゲットの複数化も考慮）

→ 中性子束／照射体積、中性子束勾配を可変。



Neutron Energy [MeV]

種々の重陽子エネルギーについて計算されたd-Li反応中性子エネルギースペクトル(dビーム方向)



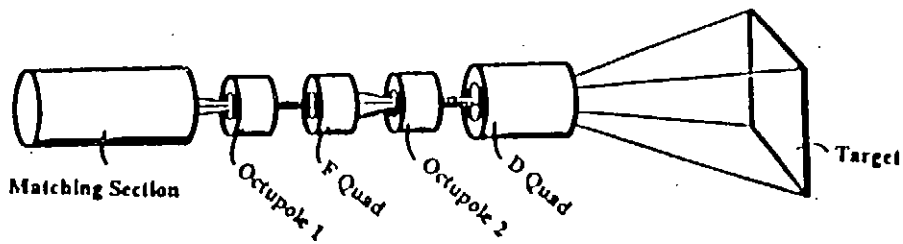
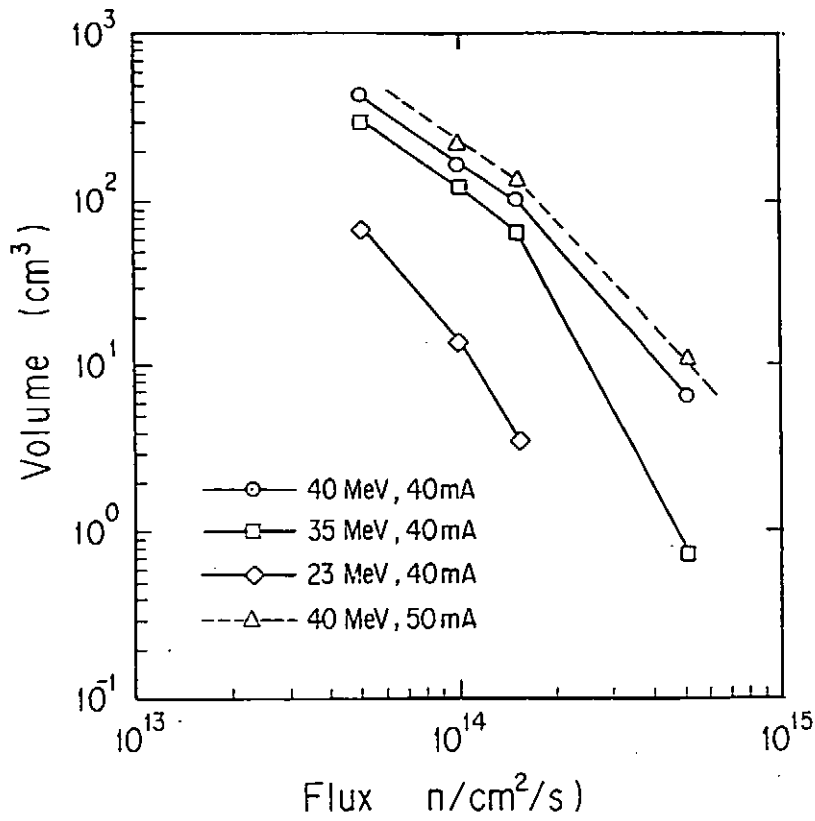


Fig. 3. Multipole magnet and drift system to produce a rectangular, uniform beam distribution from an initially peaked distribution. The magnets are practical, with pole tip fields ≤ 1.5 T.

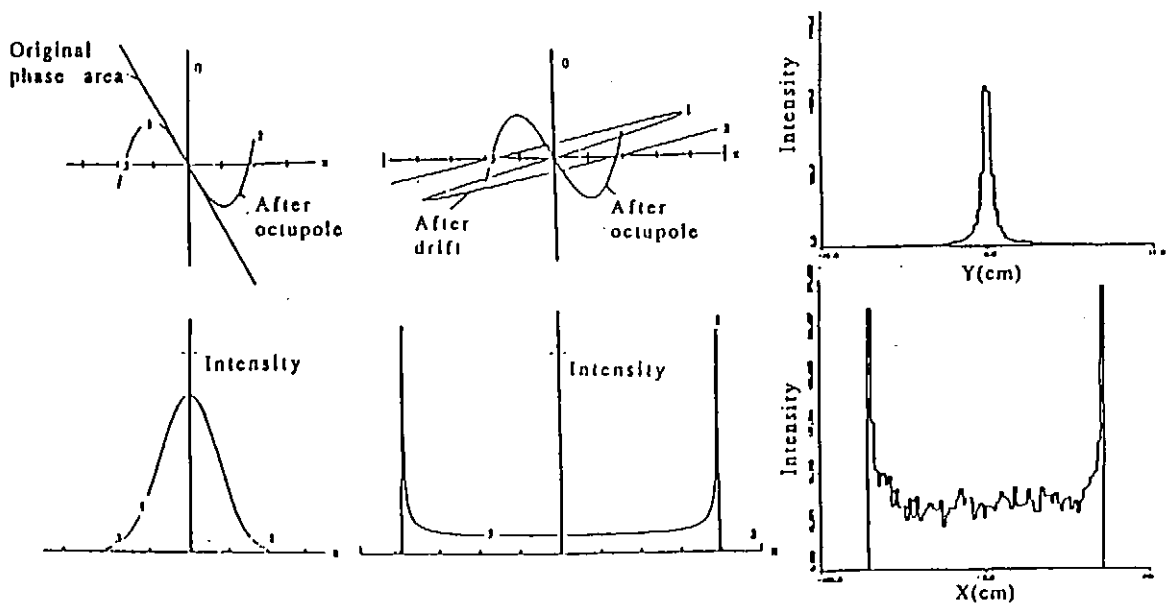


Fig. 4. Octupole and drift system to change an originally gaussian distribution beam (left side) to a highly uniform beam distribution (middle), in one dimension. On the right are shown computer simulation results.

2)ターゲット系

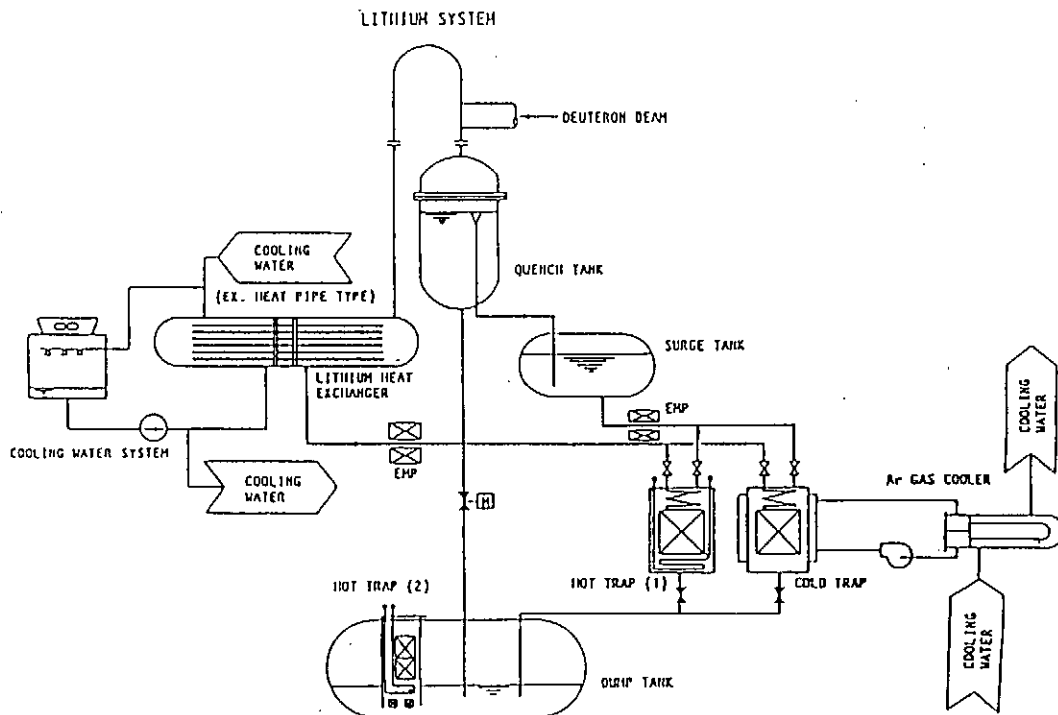
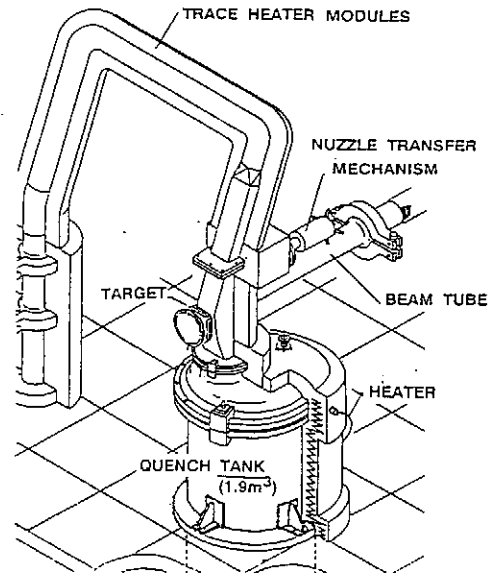
①FMIT型を基本とする流動Liターゲット部
 (ビームパワー; 2 MW Max.,
 Li流速; 15-20 m/s,
 流動Li厚さ; 7-20 mm)

②FMIT型を基本とするLi循環系
 (Li循環速度; 40 l/s,
 Li純化システム; ホットトラップ (Y、Ti
 ゲッター)、コールドトラップ)

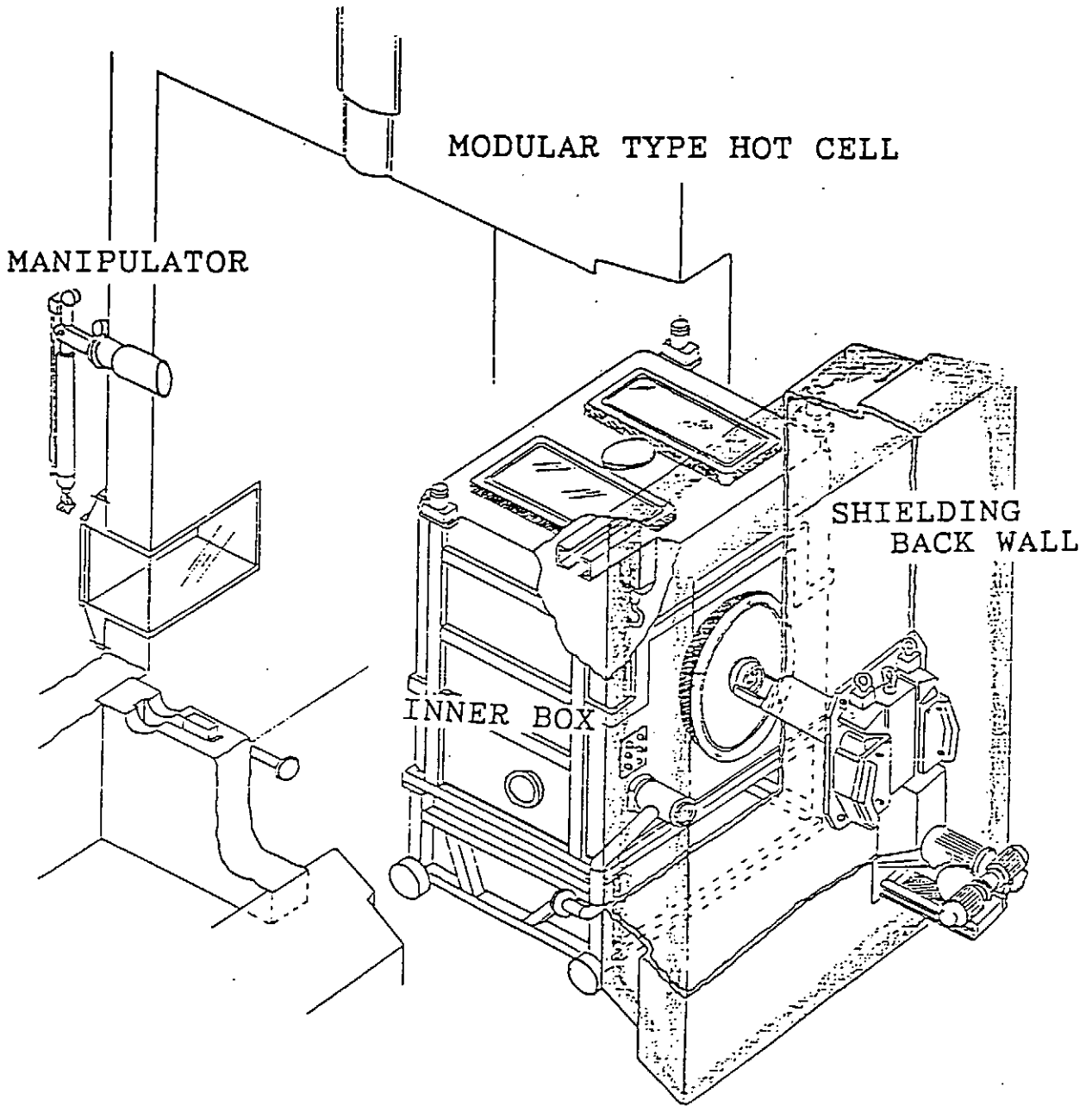
3)実験系

①複数個の照射セル (照射装置、その場実験
 装置、遠隔操作系を含む)

②照射後実験施設 (主に微小試験片試験技術
 に対応するのモジュール型ホットラボ)



Flow Sheet of ESNIT Li Circulation System.



INNER BOX IS BEING MOVED FROM HOT CELL
TOGETHER WITH SHIELDING BACK WALL

[ESNITを用いる研究]

1)基礎基盤型材料研究

ESNITは、その発生できる中性子束及び中性子照射量において、現実的な照射期間内にきわめて多くの材料照射研究が可能となる初めての中性子照射装置である。

その照射場の特徴を生かして、中性子エネルギー依存性の研究、互い独立な損傷速度と中性子エネルギーをパラメータとする研究、その場実験、それらを通しての照射損傷及び照射による材料特性変化に関する基本的知見の取得や耐放射線性原理の追究等が行え、耐放射線性新材料や低放射化新材料の開発等に役立つと期待される。

ESNITを用いる研究項目

- ①高エネルギー中性子による照射損傷及び材料特性変化の研究
- ②中性子／中性子照射関連の研究
- ③中性子照射下における材料挙動の研究

2)核融合炉材料開発研究

ESNITにおける中性子束はDEMO炉や商用炉の中性子壁負荷に匹敵するので、核融合炉稼働時の材料研究や試験を“その場実験”により適切に行うことができる。

照射耐久性試験に関してもほとんど全ての核融合炉材料に対し、その寿命評価のための加速照射試験を行うことが可能である。(但、第1壁構造材料については照射体積を15 cm³程度に限定する必要がある。)

D-Li中性子源や核破砕中性子源を用いる核融合炉材料開発研究では14 MeV以上のエネルギー成分(高エネルギーテイル)の影響が問題となる場合があることが懸念されているが、ESNITではエネルギー選択性を生かし、その影響評価ばかりでなく、その影響を低減化できる。

ESNITを用いる研究開発項目

- ①D-Li中性子源の核融合炉材料照射試験施設としての適合性の検証
 - ・計算された核データや損傷パラメータの実験的検証
 - ・損傷組織や材料特性変化に及ぼす高エネルギーテイルの影響の実験的研究
- ②基礎基盤材料研究に基づく材料開発
 - ・中性子／中性子照射関連等の研究に基づくDEMO炉用材料等の開発
- ③核融合炉運転条件下での材料特性試験
 - ・国際熱核融合実験炉(ITER)やDEMO炉の中性子壁負荷に相当する中性子束下での“その場試験”(クリープ、電気特性、腐食等)
- ④寿命試験(加速照射試験)
 - ・ITER用材料の寿命確認試験
 - ・DEMO炉用セラミック増殖材、絶縁セラミック材料、計測材料等の寿命試験
 - ・限定された数のDEMO炉用構造材料寿命試験(まずDEMO炉用構造材料の開発が必要)

[開発スケジュール(案)]

概念検討、技術検討:	1988~92年度
チェックアンドレビュー:	1992年度
—計画を進めることになった場合—	
建設に必要なR&Dの開始予定:	1993年度
建設開始予定:	1995年度
運転開始予定:	1999年度

[ESNITの核融合炉材料照射装置としての
位置付け]

(1)国内的位置付け

- ①D-Li中性子源の核融合炉材料用照射施設としての適合性の実験的検証が必要であるが
- ・基礎データの取得とそれに基づくDEMO炉用材料の開発、
 - ・核融合炉運転条件下での材料特性試験
 - ・ITER用材料寿命確認試験
 - ・DEMO炉材料加速照射寿命試験（増殖材、絶縁体セラミック材料、計測材料等）
- を行える核融合炉材料開発研究に不可欠な照射装置である。
- ②近未来的に非常に実現性の高い核融合炉材料照射装置である。
- ③限られた数量のDEMO炉用構造材料の加速照射寿命試験しかできないため、DEMO炉用材料の開発スケジュールに合わせて、ある程度のグレードアップが望まれるであろう。

(2)国際的位置付け

- ①IEA国際核融合材料照射施設（IFMIF）では構造材料を含むDEMO炉等の核融合炉材料についての工学段階における国際的な材料試験の要求に応えるためその中性子束／照射体積の条件に関する要求レベルは非常に高い（ 2 MW/m^2 の中性子束（ $9 \times 10^{17} \text{ n/m}^2/\text{s}$ Uncollided）以上の照射体積が10 l）。
- ②D-Li中性子源としてのESNITは、そのスペクトルが核融合炉材料試験に適切であることの確認が必要であるが、上記中性子束／照射体積の条件以外のIFMIFの中性子照射場の適合性基準をほぼ満足する。
- ③最近、IFMIFの技術的実現性、核融合炉開発スケジュールに合わせた材料開発構想、IFMIF候補としての加速器型中性子源の中性子スペクトルの適合性の確認等の観点から、国際的にもIFMIFについての段階的戦略構想が検討されている。この構想において、技術的実現性の高い50-100 mAのD-Li中性子源が将来的なフルスケールIFMIFの基本モジュールとなることを想定した第1段階の施設の有力候補として考えられ始めている。
- 今後、ESNITの概念及び核融合炉材料開発における役割等について、IFMIFの段階的戦略構想との関連を検討する必要があるであろう。

3-2 ESNITにおける材料照射環境評価と核データ整備

日本原子力研究所

大山 幸夫

はじめに

原研で計画している材料研究用エネルギー選択型中性子照射実験施設（ESNIT）では、D-Liストリッピング反応を用いた加速器型中性子源を検討している。この施設は材料損傷効果へのエネルギー依存性を調べるため加速エネルギー可変となっており、広範な基礎研究を基に核融合中性子場での材料の照射効果との相関を得ることも目指している。この中性子源を設計および利用していくためには、得られる中性子束のエネルギー分布や空間分布を最適化するとともに、原理的に存在する非常に高いエネルギーの中性子成分の効果の評価する必要がある。しかしこのためには、20MeV以上の中性子に対して現在日本で利用可能な核データがないため、その核データの整備を行い且つDPA、PKAスペクトル等の照射環境評価を行わねばならない。ここでは、D-Li型中性子源の中性子場の特性及び照射サンプル中のエネルギースペクトルについて計算評価について説明し、現在進められている核データ評価および損傷パラメータ計算コード開発の現状を述べる。

中性子場の評価[1]

D-Li反応による中性子のエネルギースペクトルおよび中性子束分布は、定性的な特性を明らかにするため簡単な核反応モデルを仮定して、パラメータサーベイを行った。このモデルではD-Liストリッピング反応をSerberの理論式に基づいて定式化し、それに蒸発モデルのスペクトルを加えて中性子束角度分布の調整を行なった。このモデルでの計算は厚いターゲットに対するLone等の実験値をに示すように良く再現し、ある程度定量的議論もできることが分かった。但し、実験に見られる低エネルギー部での中性子束の急な立ち上がりは得られず、また高エネルギーテイルを打ち切る表現も含まれていないので、今後高精度の評価を行うためには、損傷パラメータへの影響の大きさによっては、それぞれの効果を検討する必要があると思われる。このモデルによってLi中での線源分布を計算しターゲット近傍での中性子束空間分布を求めた。この結果 $1.5 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 以上の照射体積として要求されている125cc以上を得るためには、40MeV・50mAの加速が必要であること

が分かった。但し、中性子束の空間勾配については、通常のビーム形状では前方方向で $1/r^2$ 依存性が避けられず、平坦な空間分布を持つためには円環形状のプロファイルをもつ重陽子ビームの加速の可能性などを考えねばならない。

材料照射環境の評価

Liターゲットの前面近傍に照射サンプルを置いたときのサンプル中での中性子場評価は上記モデルで得られた線源条件で中性子輸送計算コードMORSE-CGを用いて行った。この時利用した断面積はORNLで400MeV中性子までの高エネルギー加速器遮蔽のために作られたDLC87/HILOと呼ばれるもので、簡単なモデル計算で作られており精度は保証されていない。しかし、小さなサンプルではある程度の目安が得られるものとして計算を行った。計算は鉄とアルミナの5cmφ x 8cmのサンプルに対して行われ、照射室の壁からの反射中性子の影響も調べた。その結果サンプル内では実効ピークエネルギーが高めにシフトし、ターゲット室壁からの反射もターゲット近傍では直達線に比べほとんどないことがわかった。

核データ評価と損傷パラメータ計算コードの整備

損傷パラメータを評価は、PKAスペクトルとそれを基にしたDPA断面積そしてガス生成を含む核変換断面積が主な対象である。PKAスペクトルの道出では、原子の反跳エネルギースペクトルを計算するために、中性子だけでなく荷電粒子生成反応についてエネルギースペクトルを必要とし、これらは従来の中性子輸送計算用の核データファイルには無いものであり、難しい問題として3体反応などについての計算がある。[2]また核変換率に対しては、高エネルギーで開く多くの反応チャンネルに対応して、着目する核種を生成するすべての反応断面積を評価し合成しなければならない。これらは、20MeV以下の中性子に対しては、JENDL-3の特殊核ファイルとして整備されつつあるが、20MeV以上についてはこれからである。原研・核データセンターを中心にSINCROS-II[3]を用いて50MeVまでの核データ評価が進められており、また、損傷パラメータ計算のためDPA及び核変換生成量評価コードの整備も進められている。[4]

参考文献

- 1)Y. Oyama, et al., "Neutron Field Characteristics of Energy Selective Neutron Irradiation Facility for Material Research", Proc. 2nd Int. Symp. on Advanced Nuclear Energy Research, Jan. 24-26, Mito (1990)
- 2)S. Iijima and M. Kawai, "Simplified Method of Calculation of PKA Spectra, DPA Cross Section and Kerma Factors for Medium and Heavy Weight Nuclides", J. Nucl. Sci. Technol., 27[4], 375 (1990)
- 3)N. Yamamuro, "A Nuclear Cross Section Calculation System with Simplified Input -Format Version II (SINCROS-II)", JAERI-M 90-006 (1990)
- 4)N. Yamano, et al., "RADHEAT-V4:A Code System to Generate Multigroup Constants and Analyze Radiation Transport for Shielding Safety Evaluation", JAERI-1316 (1989)

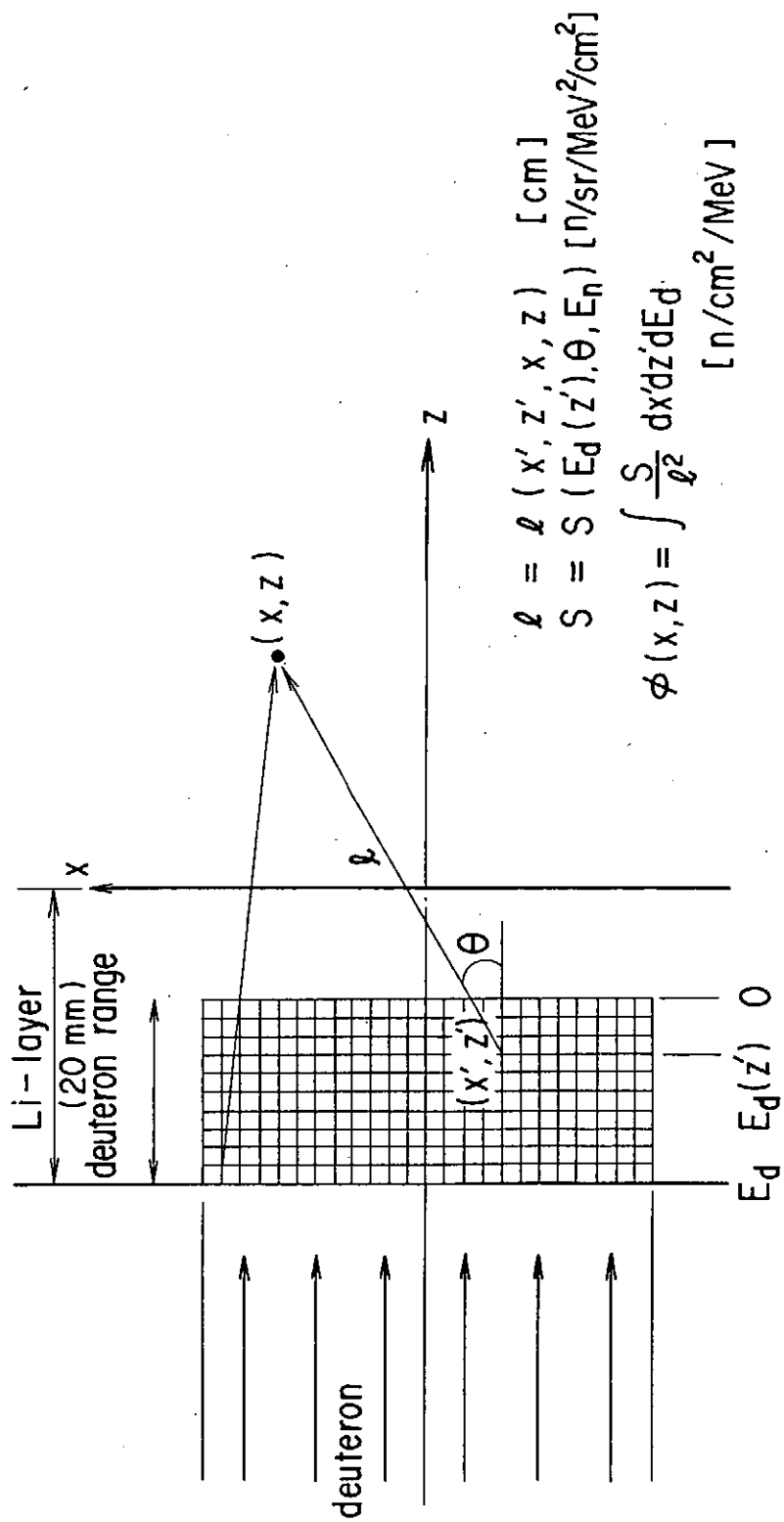
- 1) ESNIT中性子照射場の評価
- 2) 材料照射環境の評価
- 3) 高エネルギー核データの整備

ESNIT中性子照射場の評価

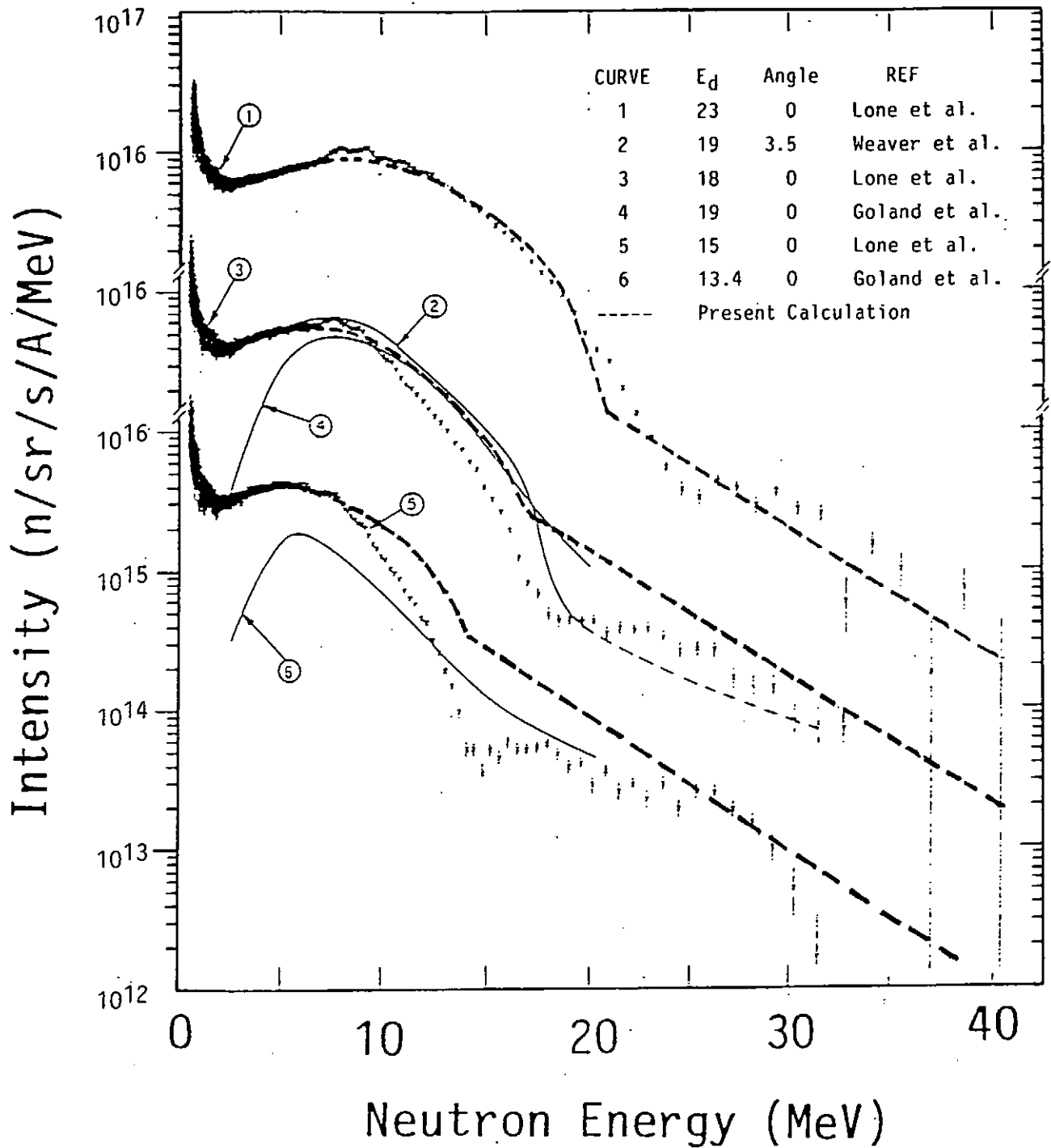
- 1)線源モデル
 - d-Li反応特性
 - 簡易評価核モデル
- 2)加速器条件と中性子場特性
 - 加速エネルギー、電流、ビームプロファイルと
 - 中性子場特性（フラックス、スペクトル）との関係

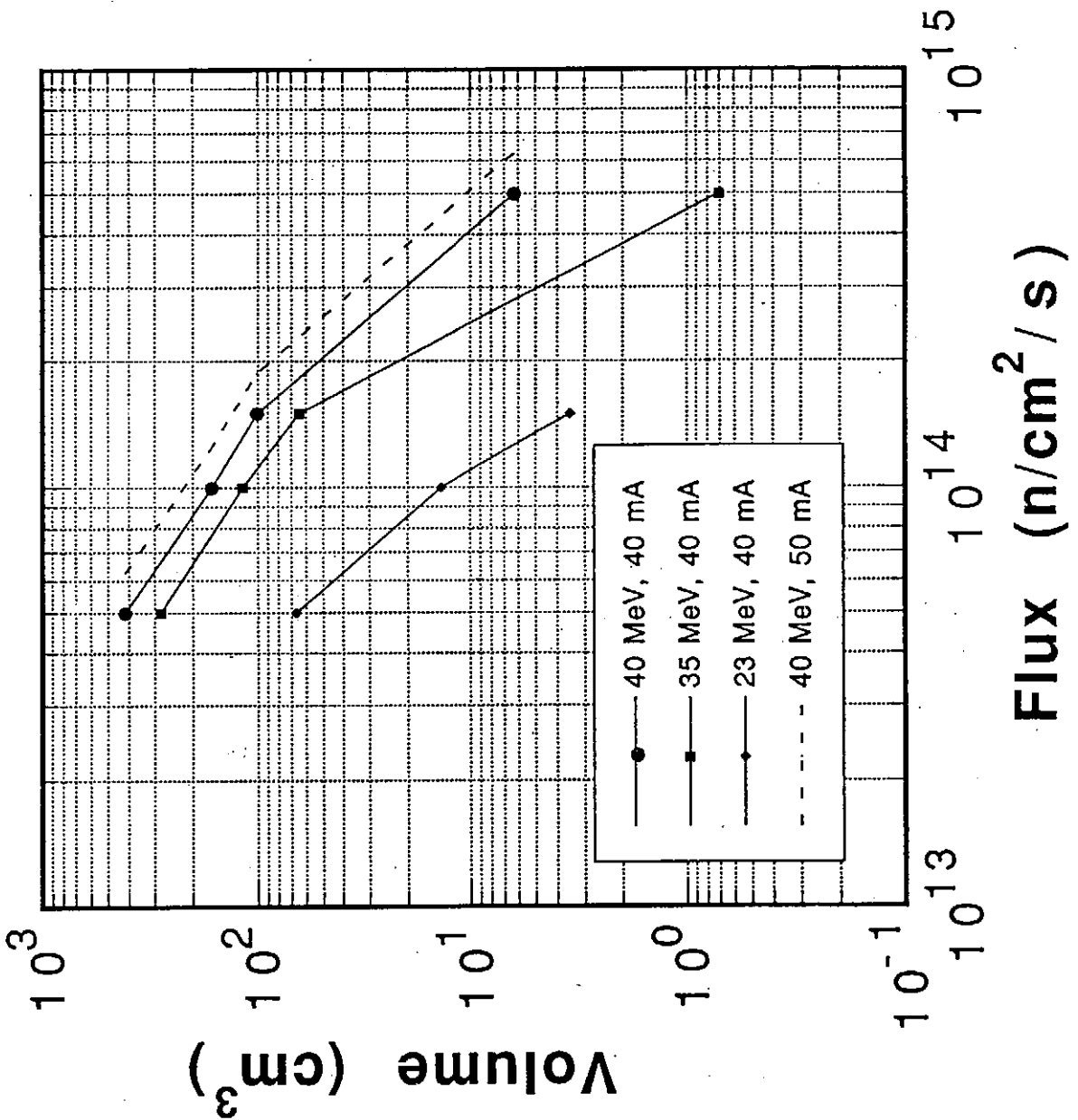
材料照射環境の評価

- 1)照射体積、中性子束勾配の要求
 - 1.5×10^{14} n/cm²/s で 125cm³以上
 - 勾配10%以下
- 2)照射サンプル内中性子場
 - 中性子輸送計算による散乱中性子評価
- 3)損傷パラメター
 - PKAスペクトル
 - DPA、核変換

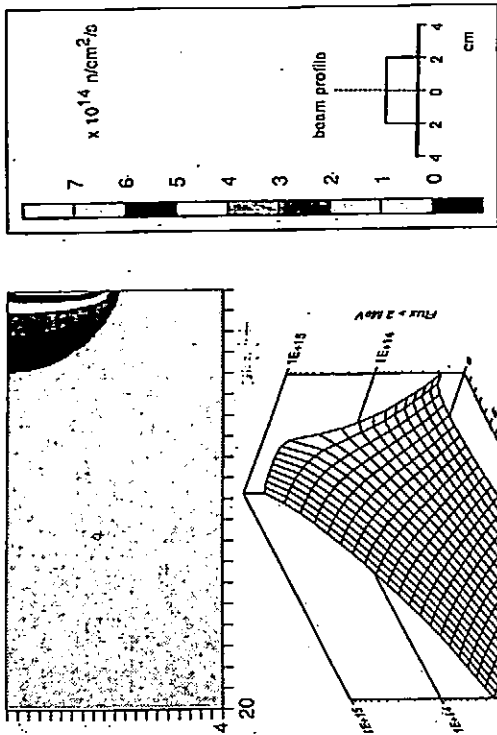


Calculational model for a thick target

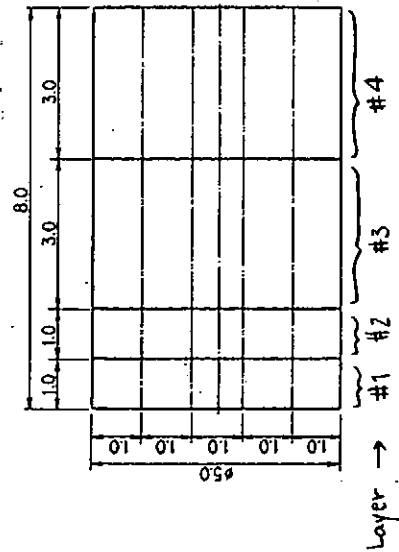
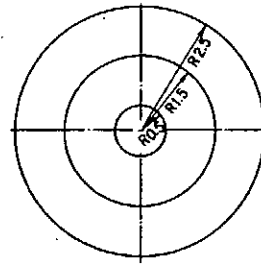
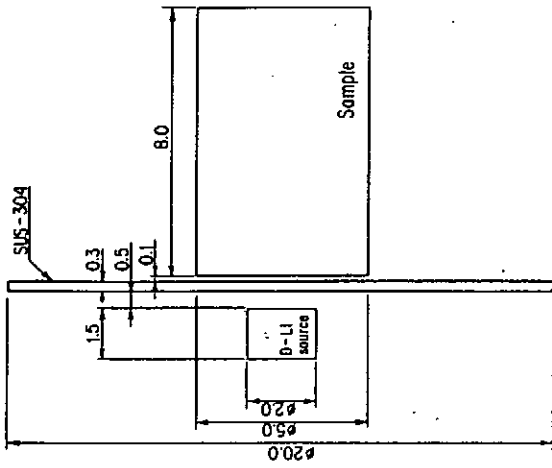
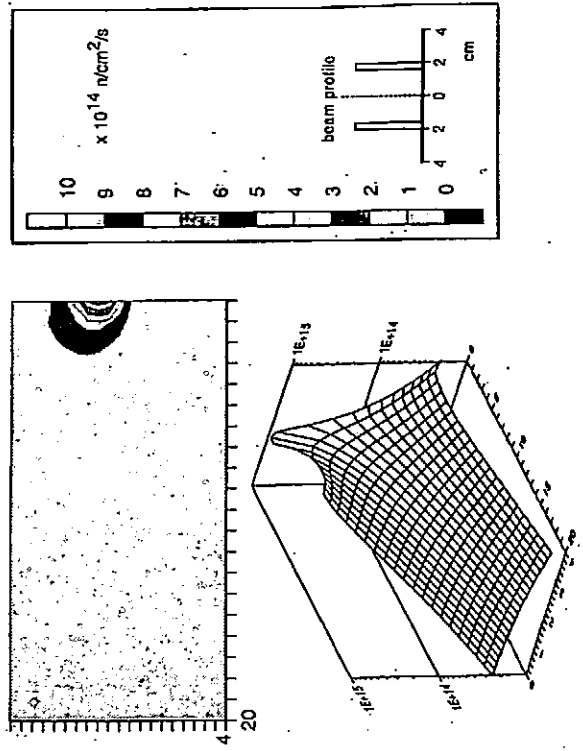




Neutron Flux Map for 40mA-40MeV D-LI Source

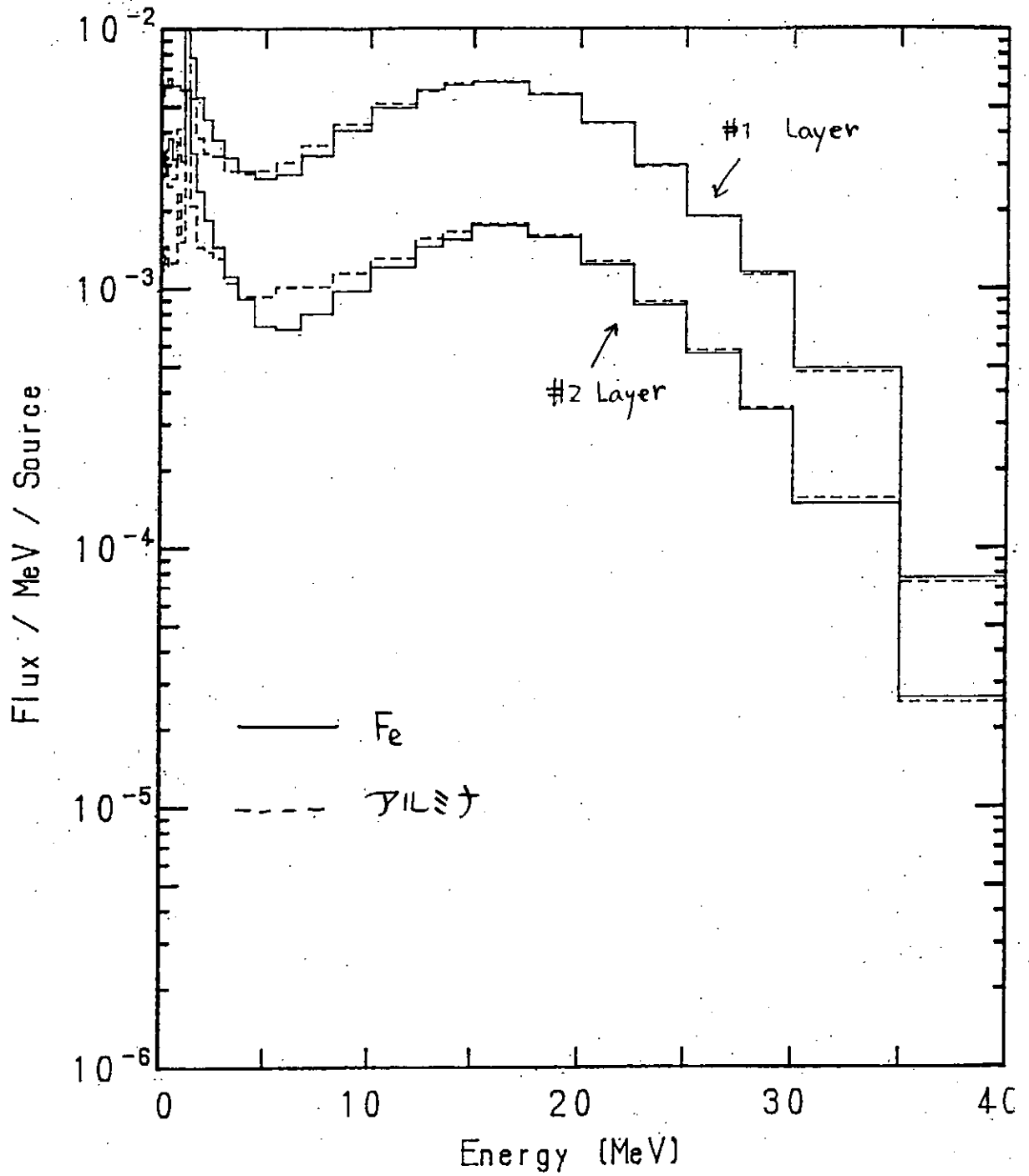


Neutron Flux Map for 40mA-40MeV D-LI Source



ESNIT irradiation sample

ESNIT D-Li - ($E_d=40\text{MeV}$)



高エネルギー核データの整備

- 1) 20-50MeV領域の核データ評価
-SINCROS-II
- 2) PKAスペクトルの計算手法
-DPA、KERMA評価の基礎
-放出粒子及び反跳原子のエネルギー角度分布
の高エネルギーでの取り扱い、
-ライブラリー化 (ファイル形式)
- 3) DPA計算コード(FAIR-CROSS)
-核データファイル形式(ENDF)
-NRTモデル
- 4) 核変換生成評価コード(TRANSM)
-照射/冷却条件、2600核種

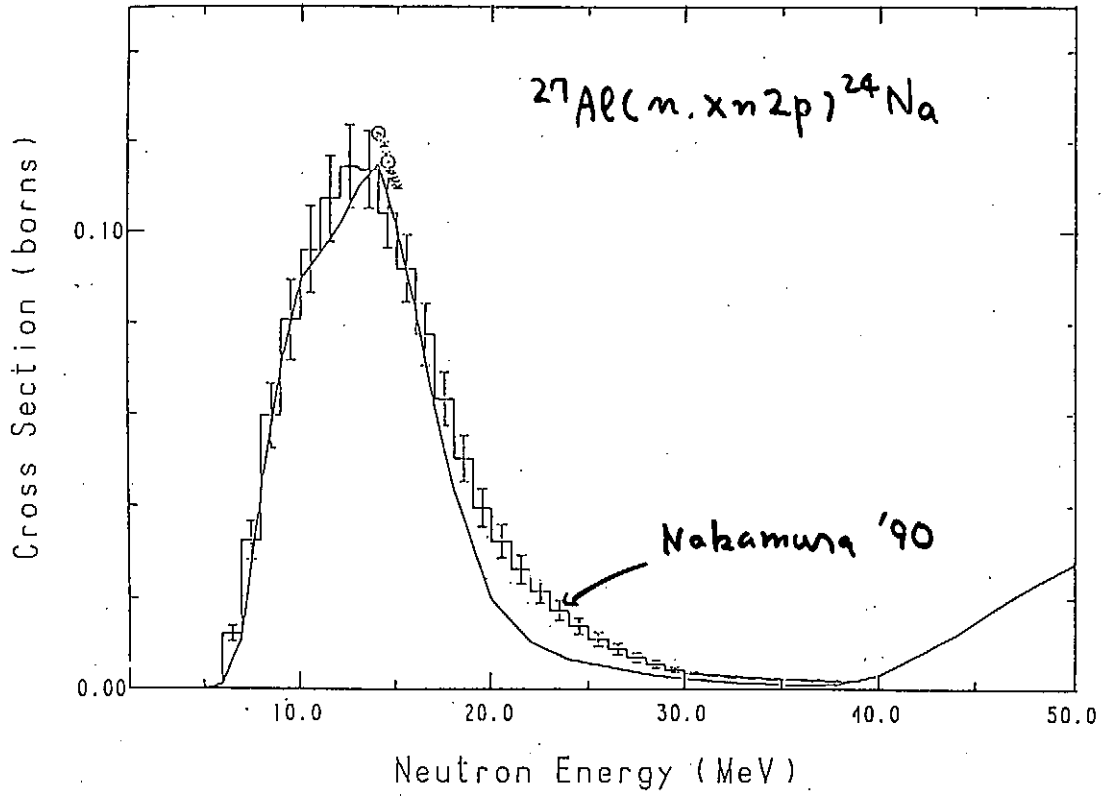
核データ評価の優先度

優先度	核種
1	(Fe), (Cr), (Ni), (Cu), (Al), (Si), O, Li, N, H
2	Ca, Na, C
3	Mg, (Mn), Mo, V, Ti, K

* Extended JENDL-3

| - |

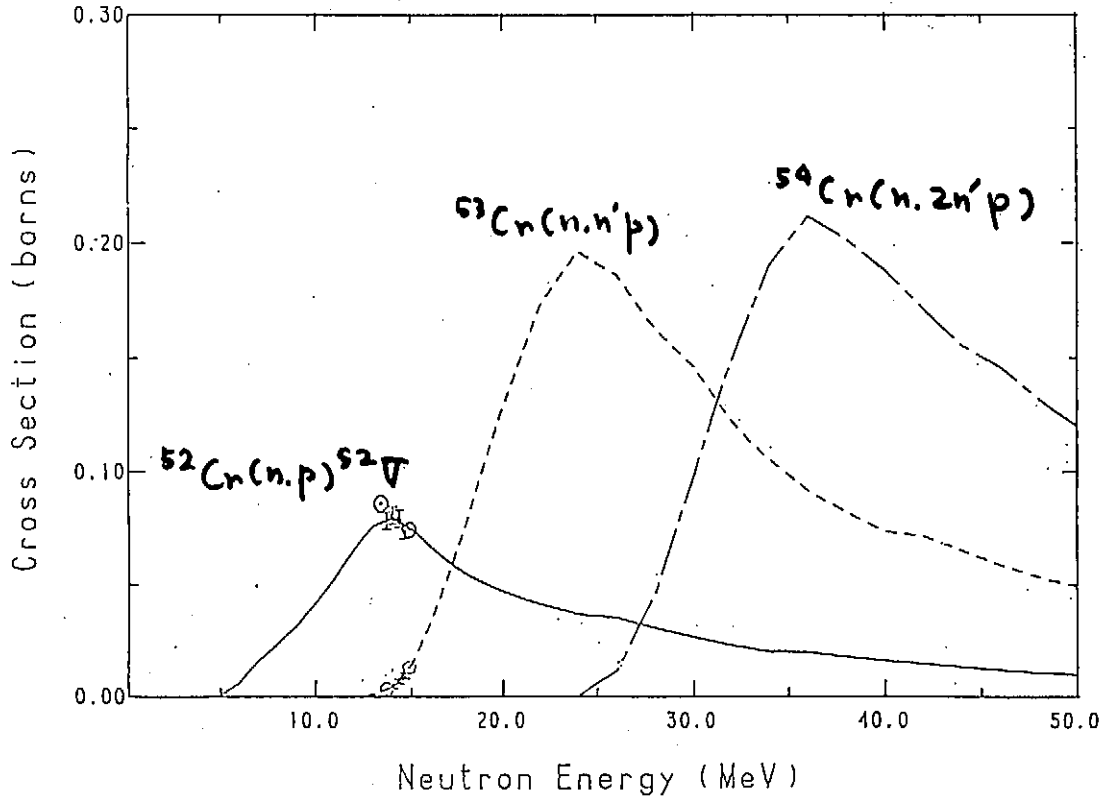
Al (n, xn2p) ²⁴Na PRODUCTION



| - |

$T_{1/2} = 3.75 \text{ m}$

Cr (n, xnp) ⁵²V PRODUCTION



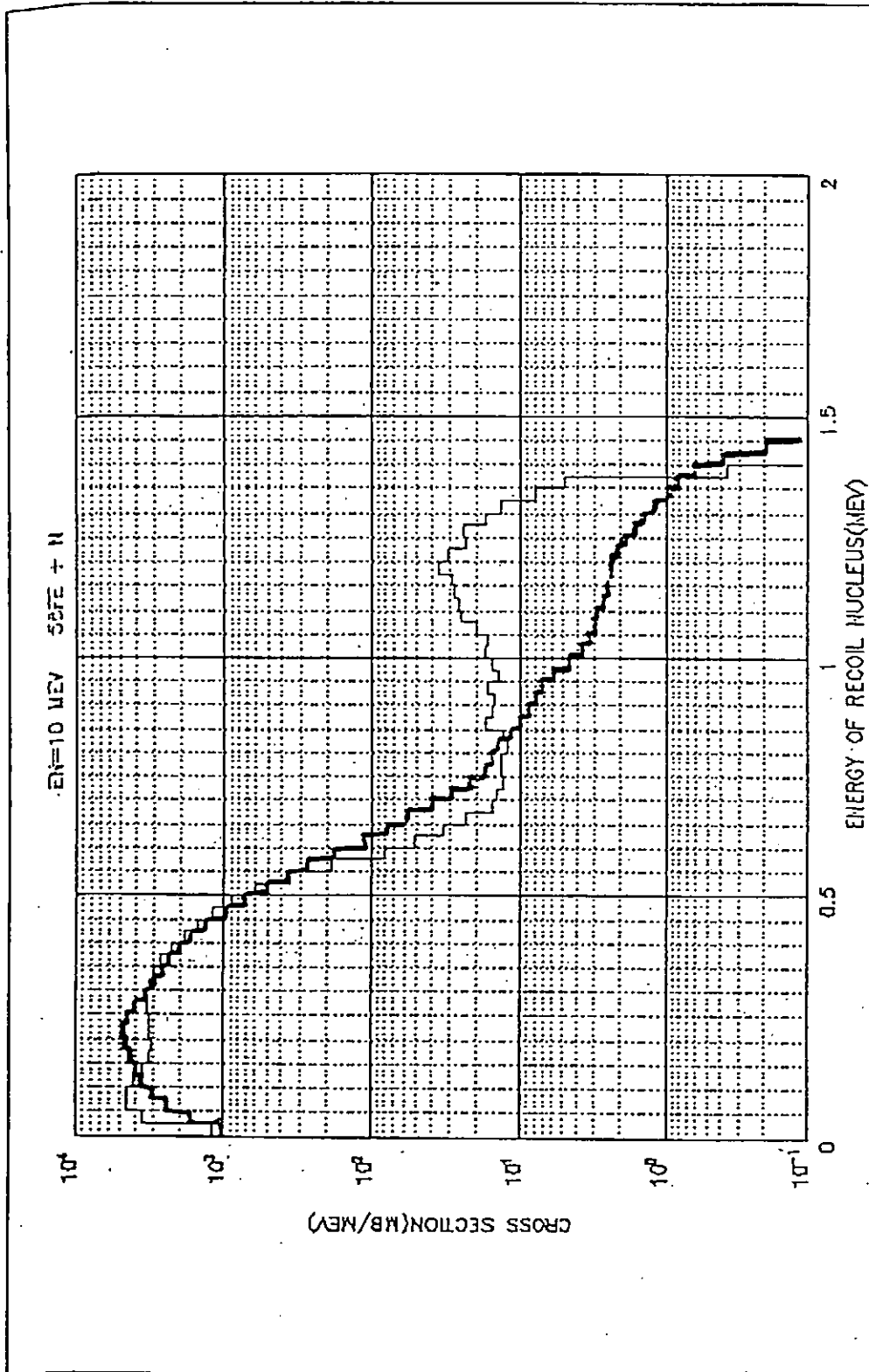


Fig. 5 $E_n = 10$ MeV での全PIKA 断面積。

Present
 MGE XITON

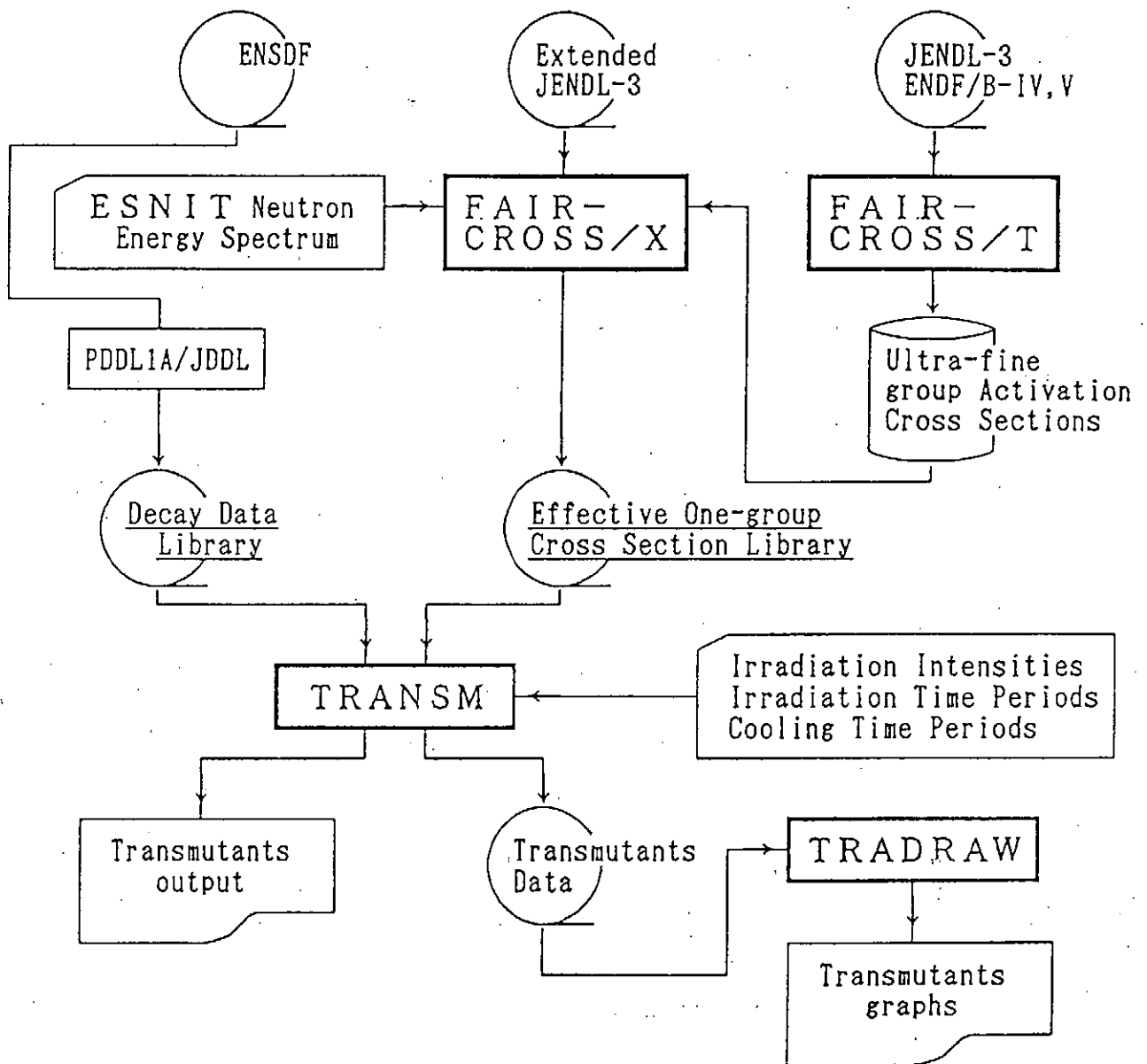


Fig. 1 System flow of the Transmutants Calculation Code System

まとめ

- 1) 設計のための定性的な中性子場評価をおこなった。
 - 実際の照射条件評価のためには定量的精度の向上が必要 (d-Li反応の測定)

- 2) 核データの整備は進行中である。
 - 評価精度向上のため実験値との比較が必要
 - 20MeVまでの損傷パラメータ計算コードの一部は完成した

3-3 回転ターゲットD-T中性子源

日本原子力研究所

大山 幸夫

はじめに

加速器を用いたD-T中性子源では、トリチウムの使用量を抑えるため重陽子を加速しまたトリチウムの原子密度を上げるためTi金属にトリチウムを吸蔵させるという方法が一般的である。このトリチウム・メタルターゲットは高温では水素を保持できないため通常のターゲットより高い冷却性能を必要とし、このためほとんどの強力中性子源は回転ターゲットを採用している。加速器D-T中性子源の限界はトリチウム・メタルターゲットの特性によって決まるといってよい。

回転ターゲットD-T中性子源の比較

現在稼働している中性子出力 1×10^{12} [n/s]以上の回転ターゲット強力中性子源としては、日本の原研FNS[1]と阪大OKTAVIAN[2]、中国蘭山大学[3]の装置があり、米国のRTNS-II[4]は数年前に閉鎖されコンポーネントも散逸している状態である。回転ターゲットではないが、同様のものとして重陽子ビームの方を回転する方式としてロシアのSNOW-13がある。[5] このほか全く別方式として、ドーナツ状のイオン源を用いて、DT混合ガスを封じ込め自己供給方式のLOTUS（スイス）がある。[6] 現在最も強力なのはFNSの 3×10^{12} [n/s]であり、短時間であれば更に二倍の出力が可能である。

加速器D-T中性子源の特徴

加速器型中性子源の特徴は、ほぼ単色のエネルギーを持つ中性子が得られることである。また、加速方向にたいしてKINEMATICSのために前方後方でエネルギーが約1MeV異なる。放出角分布はほぼ重心等方であるためd-Li反応のような指向性は期待できない。トリチウム・メタルターゲットを用いるため中性子発生効率が照射時間とともに減少し、ターゲットに実効的な寿命が存在する。FNSの場合発生率が半減する時間として二重回転をしてターゲット面をいっぱい使って100時間程度である。

実験上の条件としてメタルターゲット方式の設計によっては冷却構造を含めて試

料位置を中性子発生点から最小5mm程度まで近づけることが可能であり、高い中性子束を得ようとするとき有利である。また、発生点周りの構造物を極力減らすことによって放射化量を低減させ、ターゲット室へのアクセスをある程度容易にする。FNSの例では20-30時間野照射後2-3日たてばターゲット表面で数十mR/h程度となりターゲット室への立ち入りが可能になる。

中性子収量の限界とターゲット寿命

回転ターゲットDT中性子源を用いてどこまで中性子発生率を上げられるかというのは、最終的にはターゲットの問題であって加速器の問題ではない。トリチウムガスの放出を抑えるためには、ターゲット表面の温度を300度以下に保つ必要がある。加速電流はNBIの技術を利用すれば、数Aの加速は可能である。しかし、ターゲット近傍での中性子束の大きさは電流密度できまるため、熱除去性能を電流密度でながめる必要がある。回転ターゲットはこの熱負荷を回転円周上に分散させることで減少させ、この値はFNSでは約10kW/cm²であり、微細冷却チャネル構造をもつRTNS-IIでは約40kW/cm²に相当する。RTNS-IIの増力計画では 3×10^{14} [n/cm²/s]を得るために、4m直径のターゲットを3000rpmで回して200kW/cm²の負荷まで耐えるとしている。[7] しかし、ターゲット寿命を決める要因として加速重陽子の埋め込みによるトリチウムガスの追い出しの効果も大きく、RTNS-II/upgradeでは特殊な表面加工が提案されている。

参考文献

- 1)Y. Oyama, "Status of FNS and Proposal of FNS-II," presented at ITER Workshop on Radiation Effects on Diagnostic Components," Oct. 14-17, St. Petersburg (1991)
- 2)K. Sumita, et al., Nucl. Sci. Eng., 106, 249 (1990)
- 3)C.M Logan and D.W. Heikkinen, Nucl. Instrum. Meth., 200, 105 (1982)
- 4)SU Tongling, et al., Nucl. Instrum. Meth., A287, 452 (1990)
- 5)V. D. Kovalchuk, private communication (1991)
- 6)K.A. Schmidt and G. Reihold, "The Hafely-GFK Fast-Neutron Generator," Proc. Int. Conf. on Particles and Radiation Therapy, Sept. 15-17, LBL (1976)
- 7)D.B. Tuckerman, et al., "Fusion Materials Science at Reactor 14-MeV Neutron Fluxes: Upgrading RTNS Targets into the multi-Megawatt/m² Regime," UCID-20040, LLNL (1984)

回転ターゲットD-T中性子源
(FNS/OKATAVIAN/RTNS-11)

大山 幸夫

日本原子力研究所

NIFSシンポジウム
「核融合炉材料照射用強力中性子源
の設計と大学の役割」

平成4年3月5日
核融合科学研究所

- 1) 回転ターゲットD-T中性子源の比較
- 2) 加速器D-T中性子源の特徴
- 3) 中性子収量の限界とターゲットの寿命

Parameter of Existing Rotating Target D-T Neutron Source

	FNS (JAERI)	OKTAVIAN (Osaka Univ.)	RTNS-II (LLNL)*1	Lanzou Univ. (China)	SNOW-13 (Kurchatov)
Energy (keV) (maximum)	350 (400)	300	380 (400)	300	250
current (mA) (maximum)	20 (35)	10 (20)	125 (150)	30	80 (100)
Beam Size (mm)	20φ	30φ	10φ	18φ	-
Neutron Yield [n/s/4π]	3x10 ¹² (5x10 ¹²)	1x10 ¹² (3x10 ¹²)	1x10 ¹³ (4x10 ¹³)	3x10 ¹²	1.2x10 ¹³
Maximum Flux [n/cm ² /s]	1x10 ¹²	3x10 ¹¹	1.2x10 ¹³	5x10 ¹¹	2.4x10 ⁹
Practical FLux*2 [n/cm ² /s]	2x10 ¹¹	7x10 ¹⁰	2.4x10 ¹²	2x10 ¹²	2x10 ⁹

*1 Shut down at the present

*2 At the distance of 10 mm from the source

Rotating Target Performance

	FNS (JAERI)	OKTAVIAN (Osaka Univ.)	RTNS-II (LLNL) ¹	Lanzou Univ. (China)	SNOW-13 (Kurchatov)
Type	RTNS-I	Nukem (No Swing)	RTNS-II	RTNS-I	Beam rotation
Rotating Target Diameter (cm)	23	20	23,50	20	40
Rotating Speed (rpm)	800 (1100)	400 (800)	1000- 5000	1100	-
Tritium Amount (Ci, = 3.7×10^{10} Bq)	600- 950	400	1200- 5500	200- 1000	3000

RTNS II 50 cm Target System

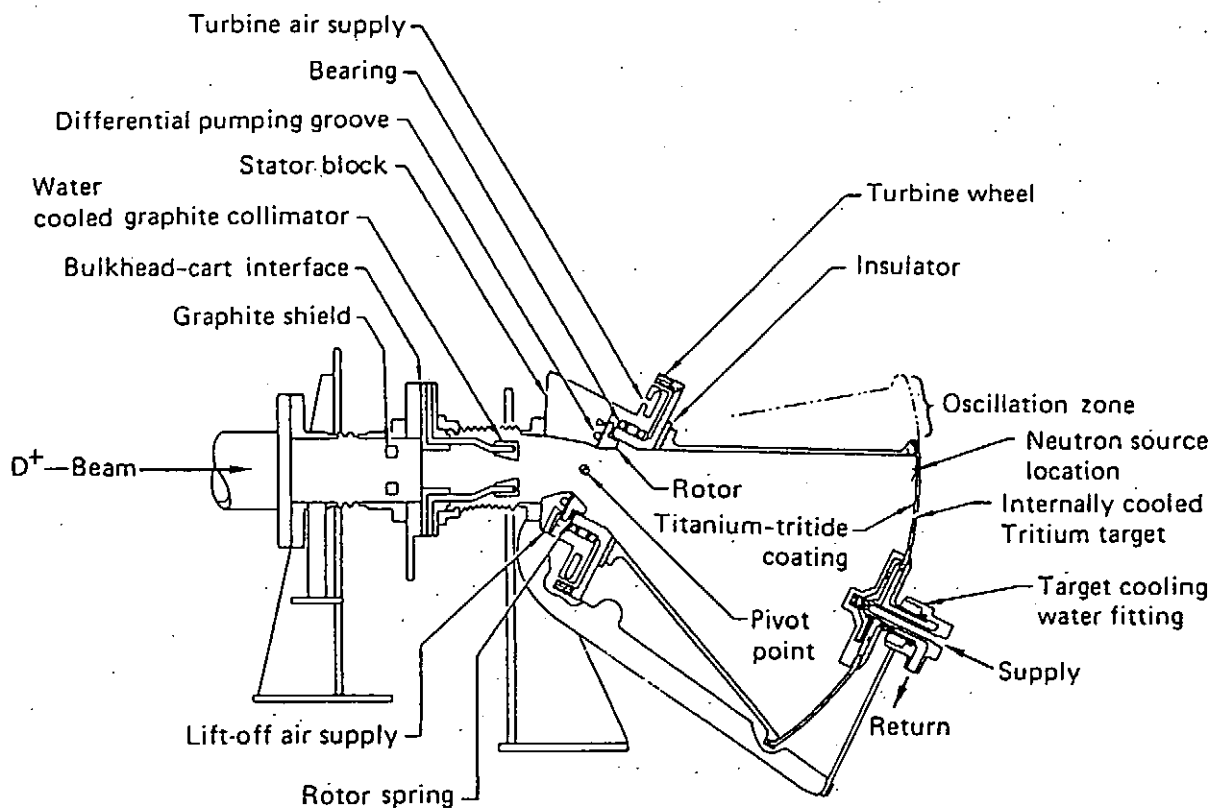
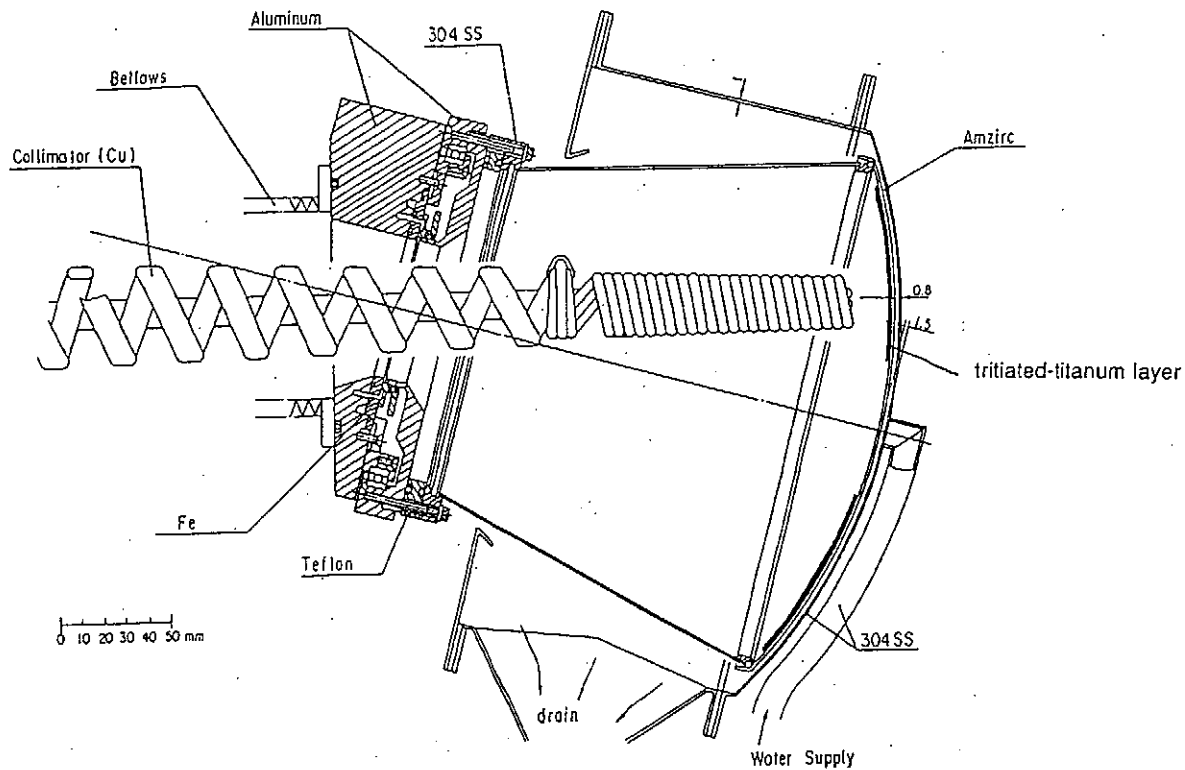


Figure 1: The RTNS target system (figure courtesy of C. M. Logan)



Rotating neutron target

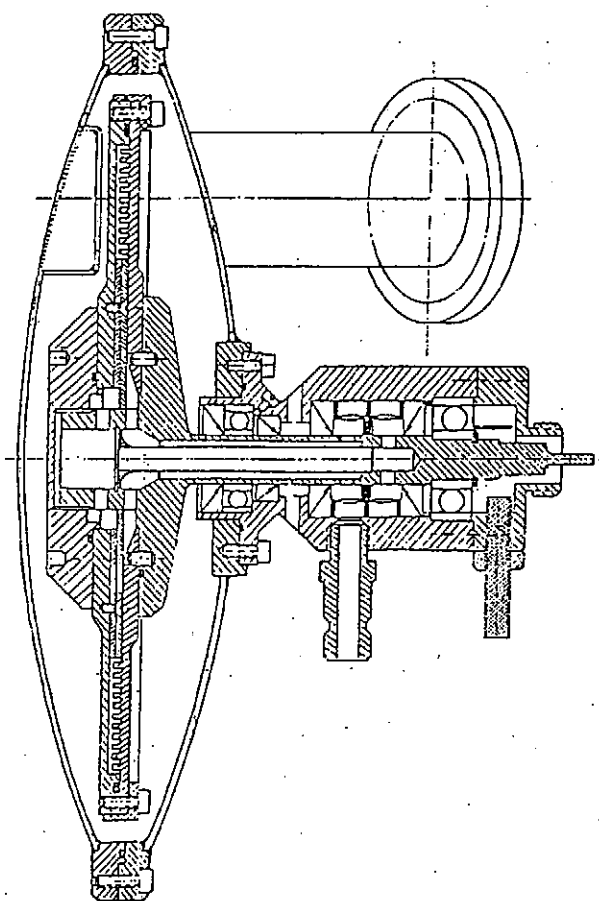


Fig. 9a. Cutaway view of the rotating target.

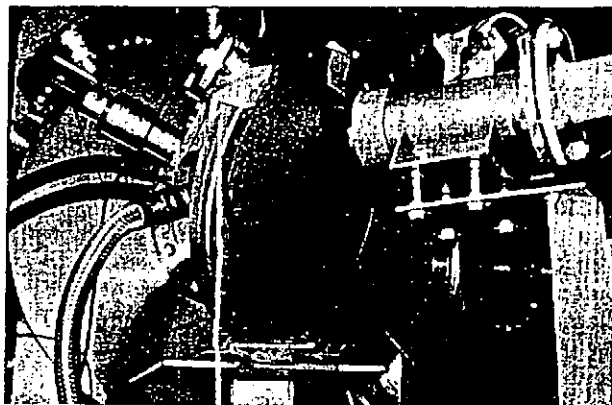
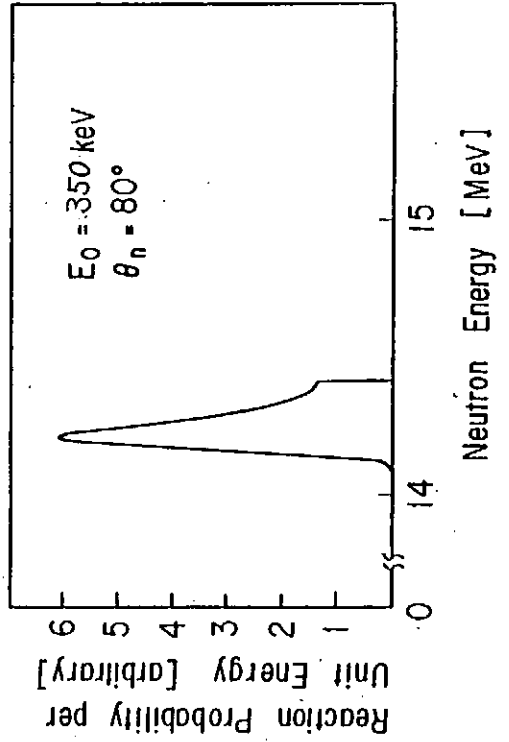
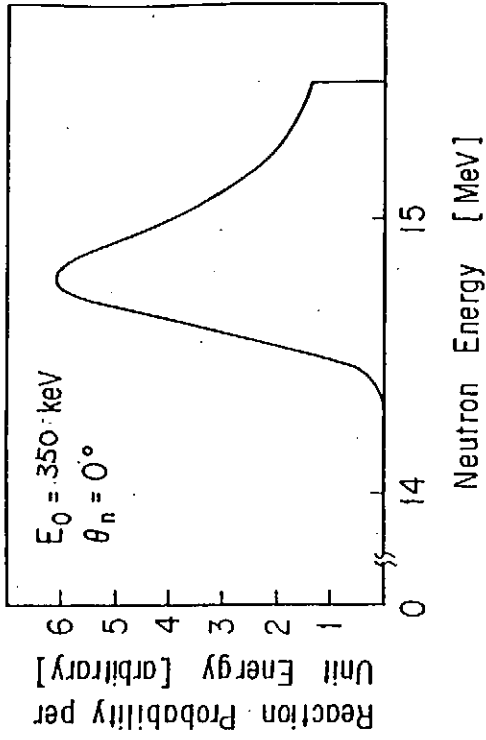
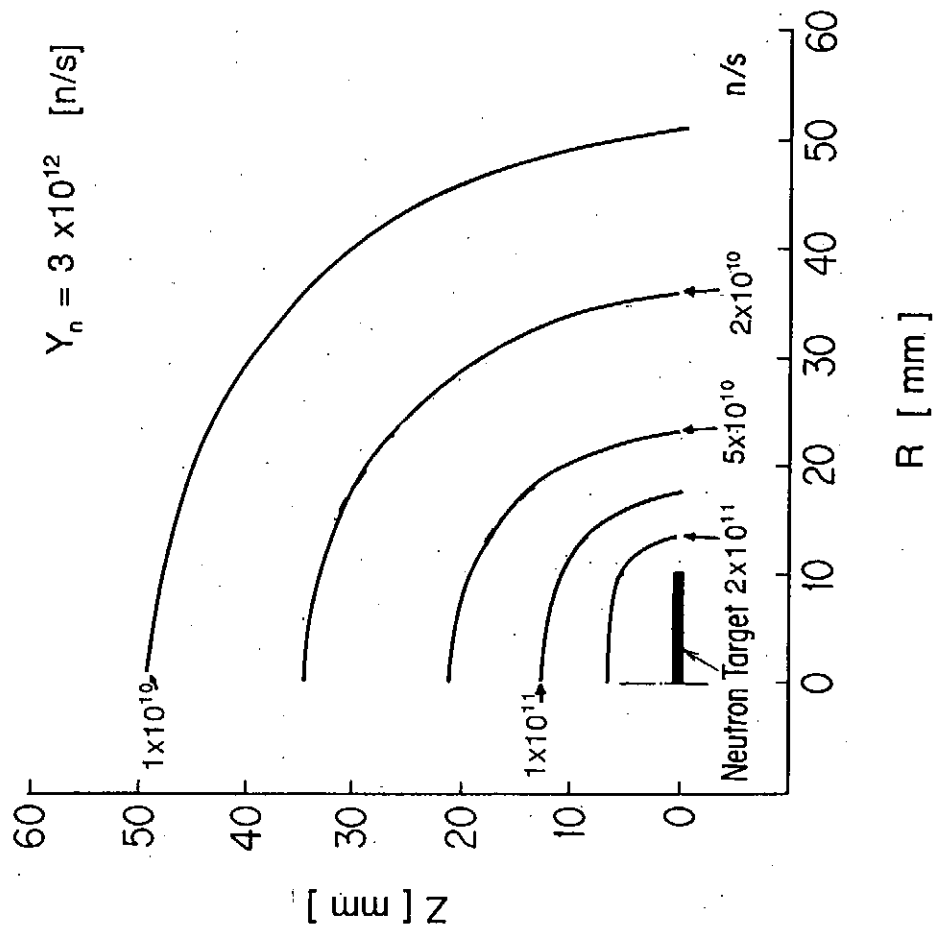


Fig. 8. Rotating target and tritium recovery system (TRS I).

回転ターゲットD-T中性子源の特徴

- Kinematicsによるエネルギー角度分布
14.8 MeV (0 deg) → 14.1 MeV (90 deg) → 13.6 MeV (180 deg)
ほぼ単色のエネルギースペクトル
- ほぼ等方な中性子放出分布
Flux = $S/4\pi r^2$ [n/cm²/s]; S: 中性子収量 [n/s]
- ターゲット寿命
トリチウムの放出と重陽子による置き換え
約100時間 (1/2収量まで)
- ターゲット周りが自由空間である
比較的放射化量が少ない
照射後2-3日で表面線量が数十mR/h r
実験装置の持ち込み(持ちだし)が容易

Flux contour map for D-T neutron source



厚いターゲットにおける中性子収量の限界要因

■重陽子のチタンターゲット中での減速

$$Y_n = 4\pi \int_0^{E_d} \frac{N \left(\frac{d\sigma(E)}{d\Omega} \right)_{cm}}{\left(\frac{dE}{dX} \right)} dE \quad : \text{重心系等方を仮定}$$

最大反応確率 120 keV
加速エネルギーを上げてても収量は増えない

■Ti中のトリチウム吸蔵

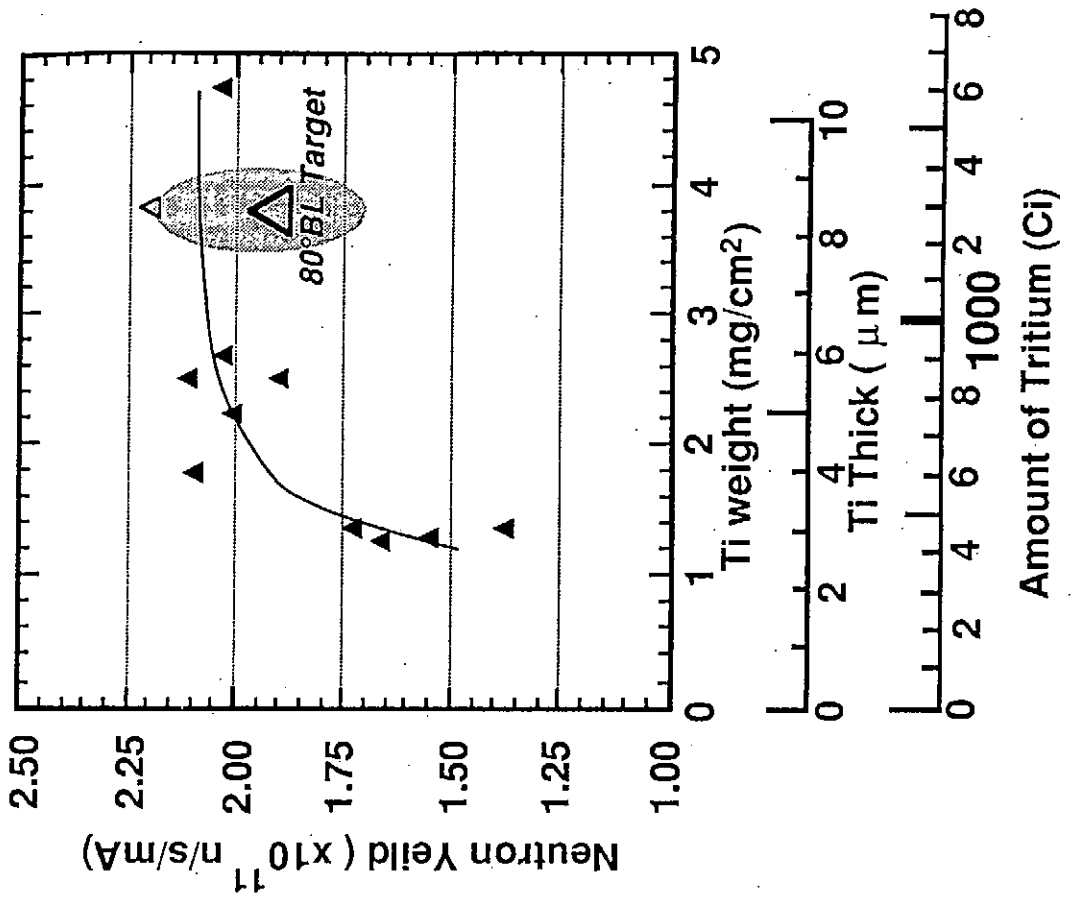
Ti : $^3\text{T} = 1:1.8$

300 °C 以上で急激にトリチウムの放出が起こる

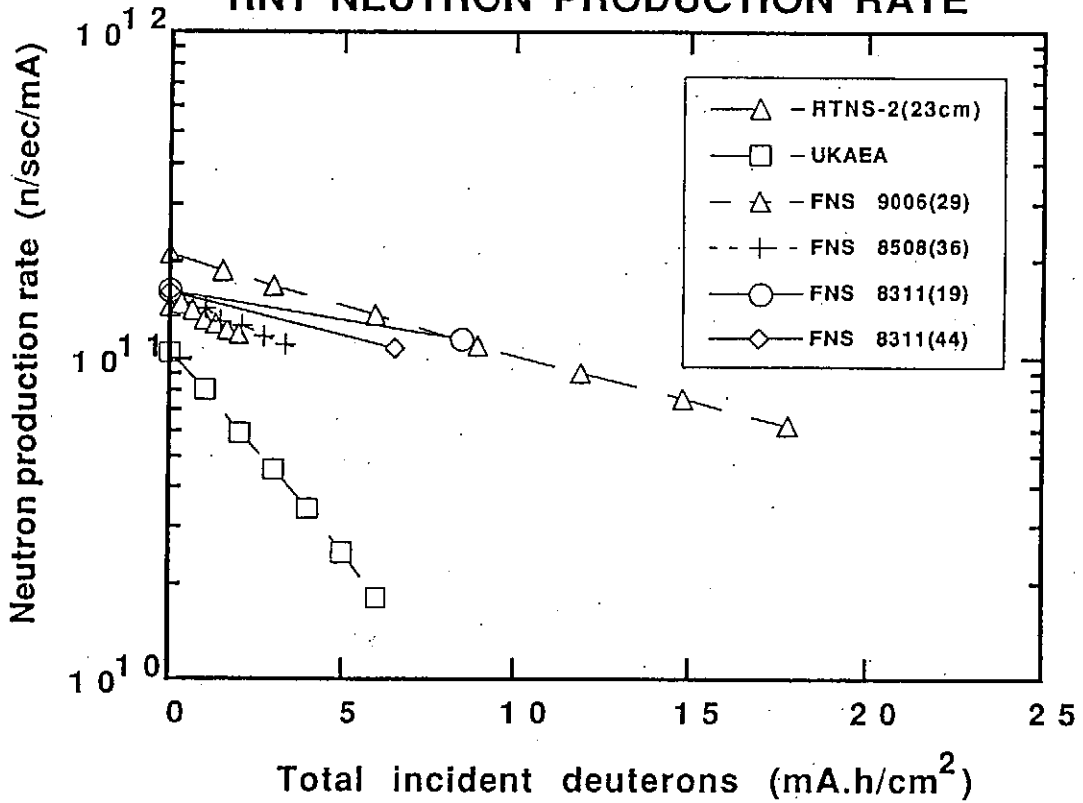
■冷却限界

- < 10 kW/cm² (FNS)
- < 40 kW/cm² (RTNS-II)
- < 200 kW/cm² (RTNS-II upgrade, 1.5A)

Neutron Yield on FNS Rotating Target



RNT NEUTRON PRODUCTION RATE



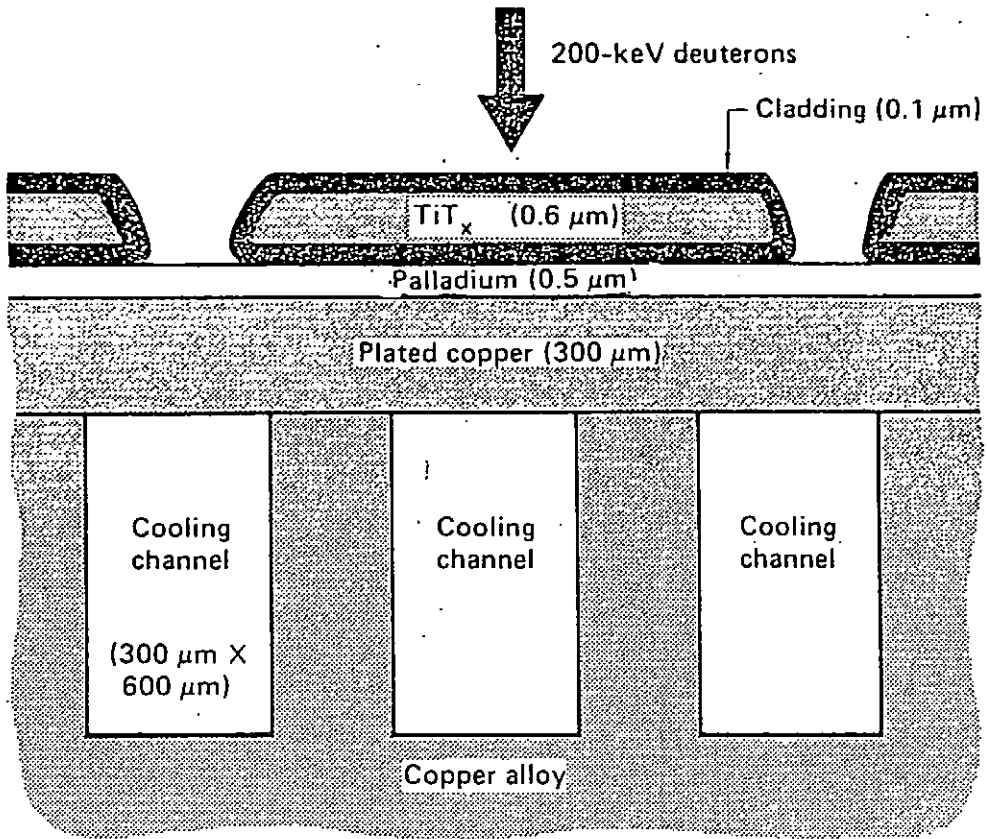


Figure 4: Cross section of the proposed upgraded RTNS target.

3-4 炉材料照射試験と炉工学試験用の 核融合プラズマ中性子源

筑波大学物理系
河辺 隆也

NIF Sシンポジウム

「核融合炉材料照射用強力中性子源の設計と大学の役割」

平成4年3月5日、核融合科学研究所

I. はじめに

核融合研究は近年めざましい発展を遂げ、まもなく臨界条件（ブレイクイーブン）を達成しようとし、いよいよ核融合炉材料の開発、核融合炉工学試験が要求されるようになった。そのための強力中性子源をどうするかが最も重要な問題視されるようになってきた。この様な14 MeV強力中性子源の候補には現在加速器を用いるものと、DTプラズマ型と分かれる。その内のDTプラズマ型はDTプラズマの核融合反応を持続的に行い、そこからでてくる中性子のエネルギースペクトルが実際の核融合炉のものと同様であることから、理想的な中性子源と考えられ、核融合プラズマ型中性子源、またはプラズマ型中性子源と呼ばれている。そしてそのような中性子源となるDTプラズマの閉じこめ装置として、ミラー型や、ULQトカマク型、プラズマフォーカス型などいろいろなアイデアに基づいて、概念設計や、工学的な検討が進められている。[1-10]。

核融合プラズマ型中性子源（FUSION PLASMA BASED NEUTRON SOURCE）の特徴は

- ①中性子のスペクトルが核融合炉ものとまったく同じであること、
 - ②照射面積、体積が大きく、大量の試料片に対する試験が同じ条件下で出来ること、
 - ③1個の中性子の生産に対する電力がかなり低いこと、
 - ④中性子源の運転に用いた技術がそのまま核融合炉に役立つこと、
 - ⑤将来にはさらに広い応用分野が開けていること
- など多く、期待されている。

ここではどのような炉材料照射試験、プラズマ対向壁材料試験が可能か、またブランケット試験などの炉工学試験が可能かを示し、その様な核融合プラズマ中性子源の設計例を示す。

参考文献

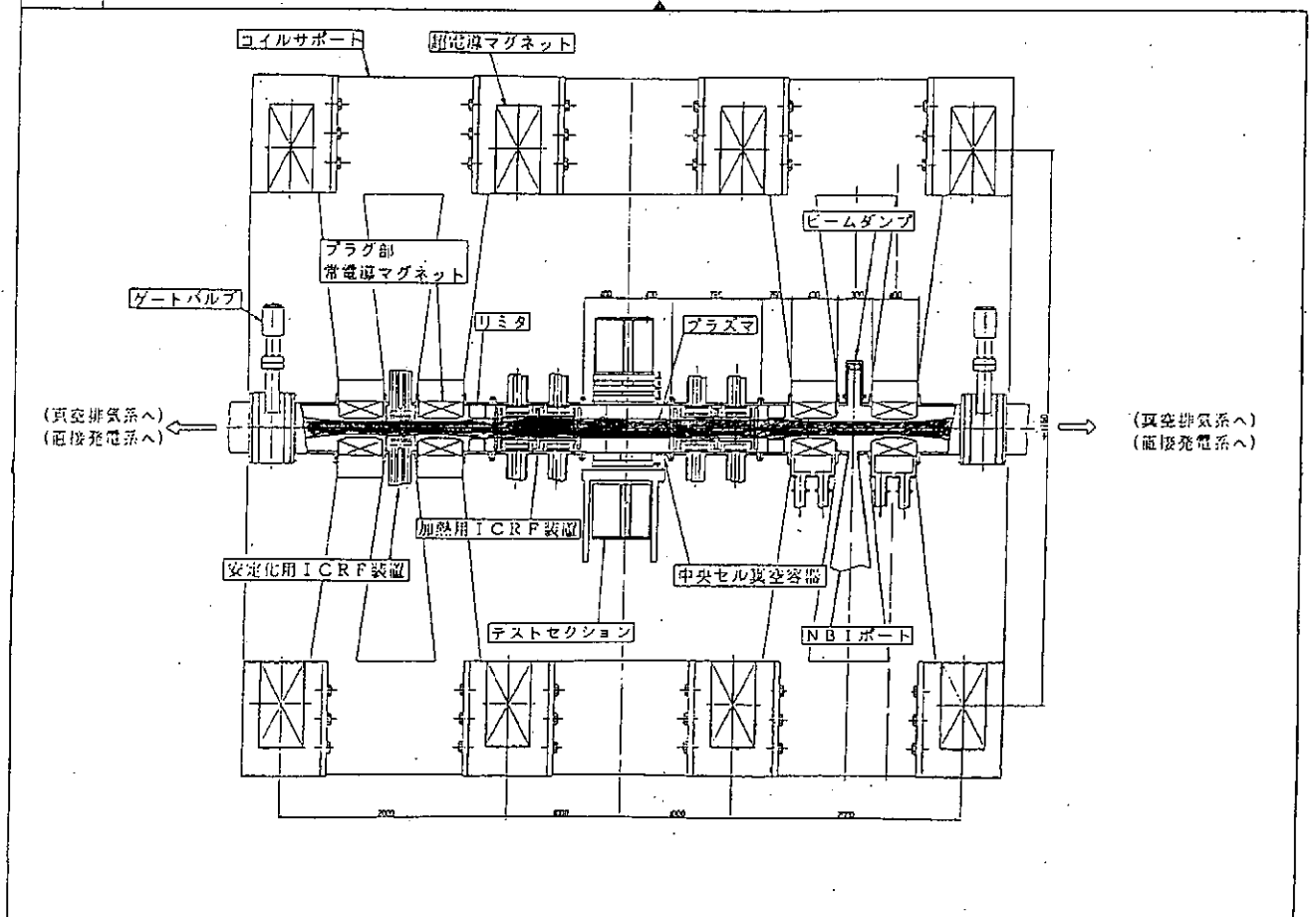
- [1] 平山省一：原子力学会核融合炉工学専門委員会中性子利用ワーキンググループ報告書 (1990)。
- [2] 関口 忠、他、「高ベータ・カサブ・2成分プラズマ方式核融合炉心の概念設計」、(1981)。
- [3] T. Kawabe, et al, "The Physical and Engineering Aspects of Fusion Engineering Test Facility based on Mirror Confinement (FEF)", invited paper at 1986 Annual Meeting of American Nuclear Society, June (1986), and Fusion Technology, Vol 10, pp1102-1110, (1986).
平山省一、他、「核融合炉工学試験装置 F E F の概念設計研究」、未来工学研究所報告書 (1989)。
- [4] 斉藤正彦、他、「二成分系極低 q トーラスによる強力 1 4 M e V 中性子源」、核融合研究、第 5 7 巻、241 頁、(1987)。
- [5] F. H. Coensgen, et al., "A High-Fluence Fusion Neutron Source", Lawrence Livermore National Laboratory, UCRL-98132, Feb. 17, 1988.
- [6] C. g. Bathke, et al., "Conceptual Design of a Reversed-field Pinch Fusion Neutron Source", Proc. ISFNT, Tokyo, (1988).
- [7] A. E. Robson, and J. D. Sethian, "The Dense Z-Pinch as a Neutron source for Fusion Material Testing", Joint US-Japan workshop on Plasma Based Neutron Sources, Osaka, (1988).
- [8] D. D. Ryutov, et al., "GDT Neutron Source", US-USSR workshop on Neutron Generators, Novosibirsk, USSR, 1990.
- [9] 神原忠則、US-USSR workshop on Neutron Generator, Novosibirsk, USSR, Sept. 1990.
- [10] 河辺隆也、他、プラズマ核融合学会、春期講演会、(1989)。

REQUIRED NEUTRON SOURCES FOR DEVELOPMENT OF
DT FUSION REACTORS

stages	required condition for neutron sources
1. basic research	fusion spectrum peaked spectrum (broader spectrum) size > 2 mm
2. engineering test	high flux & high fluence, large volume & large area fusion & peaked spectrum size > 5 mm
3. engineering test	high flux & high fluence (ultra high flux & fluence for accelerated testing) fusion spectrum large volume & large area size > 50 mm

*high flux & high fluence : a few times of flux in the fusion reactor.

*size : size of homogeneity of flux



F E F - II Major Plasma and Reactor Parameters	
Magnetic field Configuration MHD Stabilization Method (Core Plasma)	Triple Mirror Type RF Ponderomotive Force
Central Cell: Hot Ion Density	4.1×10^{14} [cm^{-3}]
Warm Ion Density	4.1×10^{12} [cm^{-3}]
Hot Ion Temperature	2.0 [keV]
Warm Ion Temperature	2.0 [keV]
Electron Temperature	3.0 [keV]
Mirror Ratio	4.0
Plug cell: Plasma Density	4.5×10^{14} [cm^{-3}]
Mean Ion Energy	7.6 [keV]
Mirror Ratio	2.0
Fusion Power	5.5 [MW]
Q Value	0.16
14-MeV Neutrons (at Plasma-Edge)	2.0×10^{18} [s^{-1}]
First Wall Heat Load	0.02 [$\text{MW}\cdot\text{cm}^{-2}$]
Maximum Magnetic Field Strength (Heating)	1.6 [T]
ICRH Heating (Central Cell)	2.6 [MW]
NDI Heating (Plug Cell)	8 [MW]
Fuelling	Pellet Injection
(Dimension)	
Central Cell Length	330 [cm]
Plug Cell Length	70 [cm]
Area of Test Section	

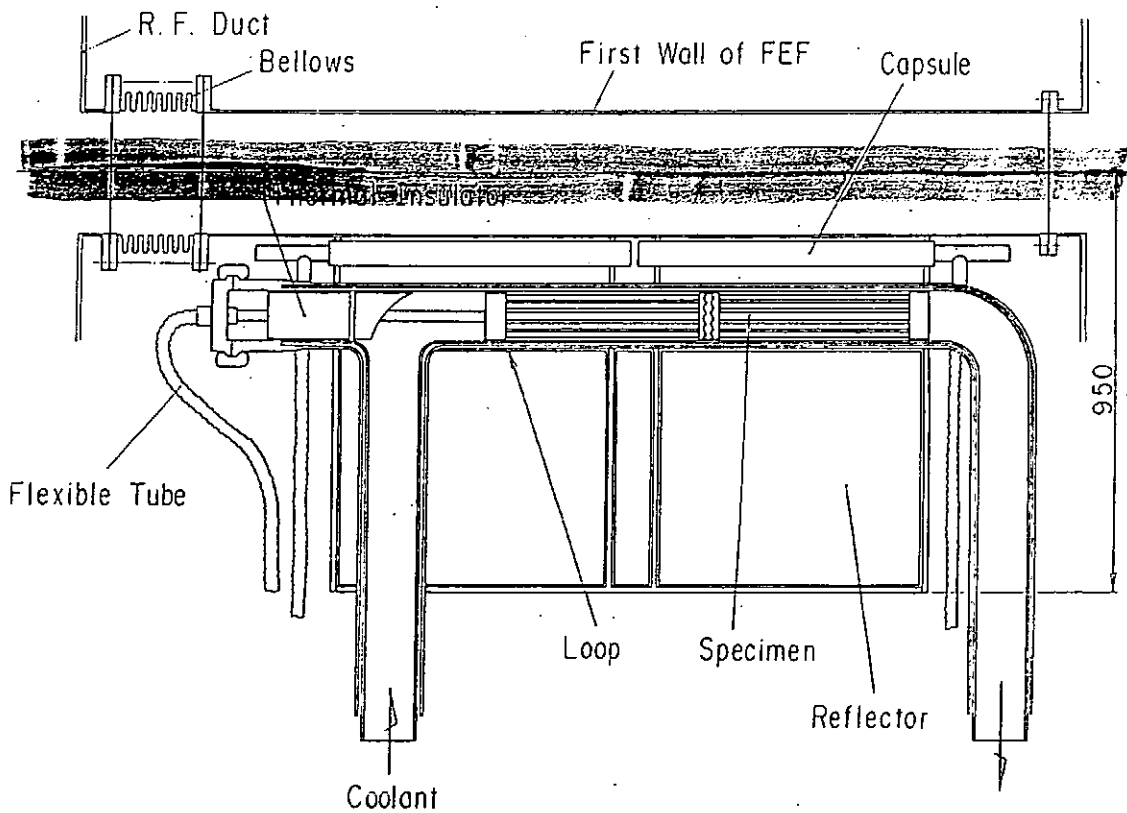


Fig. 2 Schematic Drawing of Test Section

First Wall Coolant : Na
 Reflector : Al

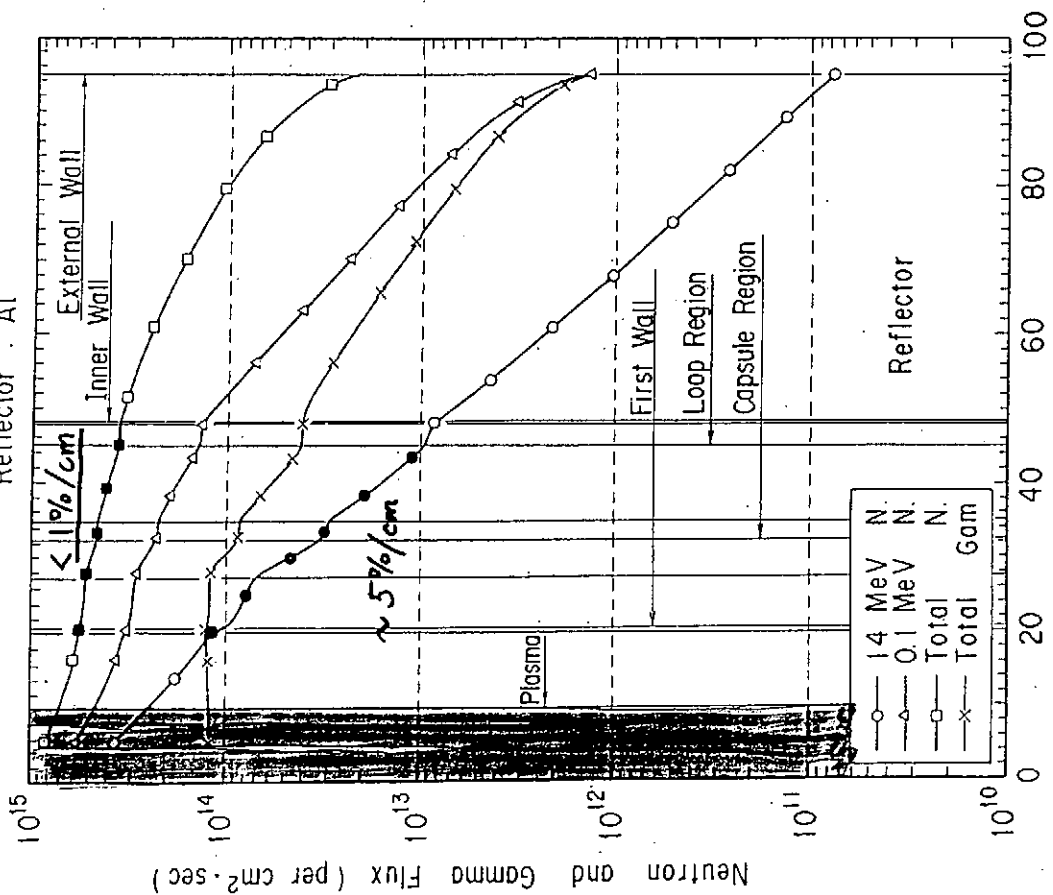
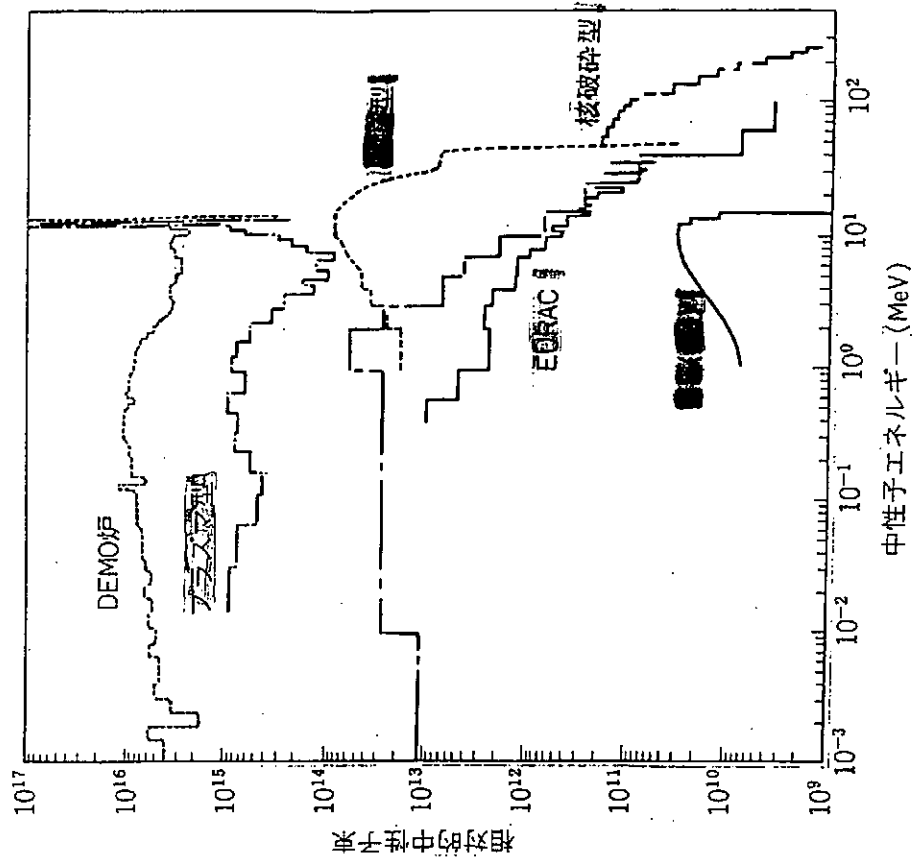
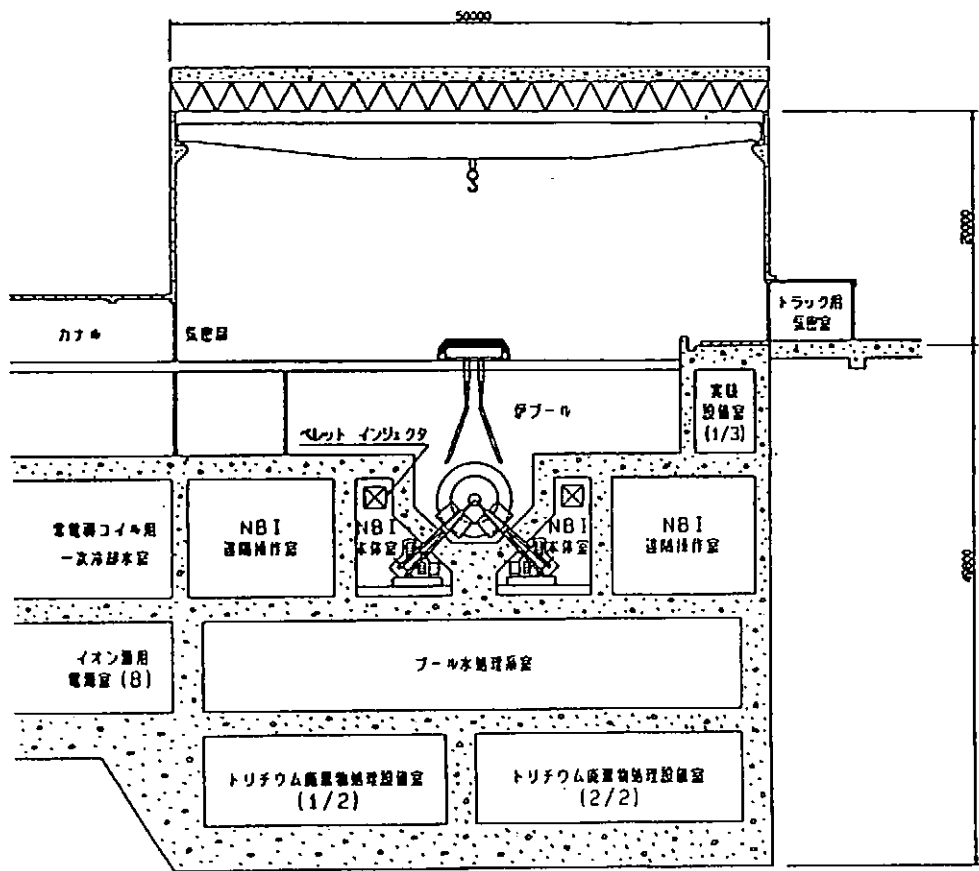


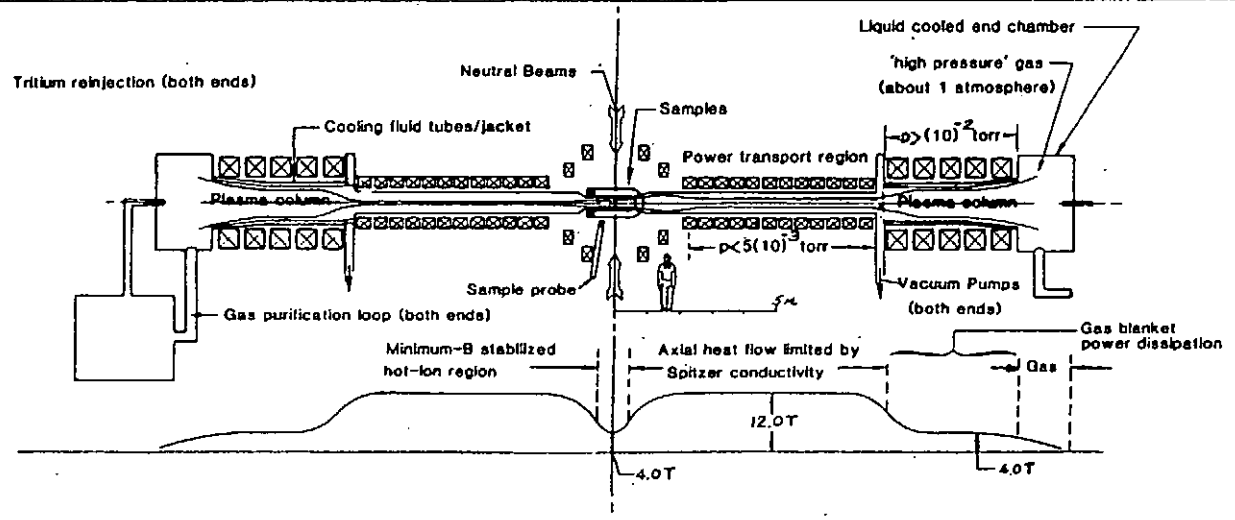
Fig. Neutron and Gamma Ray Fluxes





REV.	DATE	APPROVAL
		ISSUED FOR CONSTRUCTION
DATE		
BY		
DRAWN	DESIGN	CHECK
APPROVED		
CHIYODA ENGINEERING CONSULTING CO., LTD. TOKYO JAPAN		
TITLE		
F.F.F.A.-A. 概面図		
SCALE	1/2000	JOB NO.
PROJECT	DRAWING NO.	REVISION
	B 12-7	0

MATERIALS TESTING NEUTRON SOURCE
 LLNL design utilizes a linear, two-component plasma



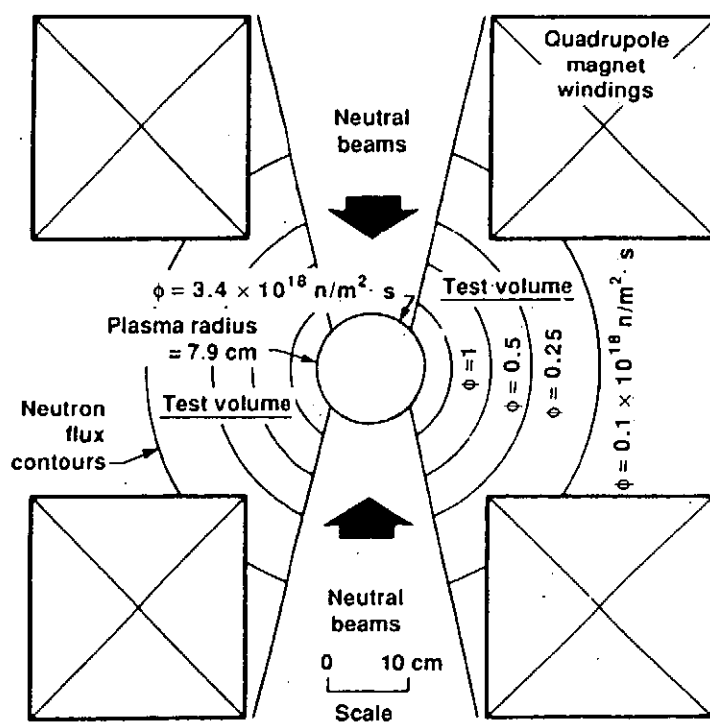
Nominal operating point parameters



D ^o beam energy	200 keV	150 keV
D ^o beam power	47 MW	60 MW
Neutron wall loading, Γ	7.9 MAW/m²	10.5 MAW/m²
Total fusion power	0.7 MW	1.0 MW
Average plasma β	0.6	—
Plasma (peak) β	—	1
$n_h (r = 0)$	$3.9 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$	$8 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$
$n_e (r = 0)$	$1.3 \times 10^{21} \text{ m}^{-3}$	$3.2 \times 10^{21} \text{ m}^{-3}$
$T_e (r = 0)$	0.19 keV	0.22 keV
\bar{E}_h	63 keV	50 keV
l_h	0.30 m	0.15 m
a	0.0375 m	0.04 m
R_p	0.0375 m	0.08 m [†]
\bar{r}_i	0.0124 m	0.011 m
l_c	10 m	10 m
B_0	4 T	4 T
B_M	12 T	12 T
Quadrupole magnet power	6.8 MW	6.8 MW

[†] $R_p = 2 = 4r_i(\text{inj})$.

Neutron flux contours



SOME CHARACTERISTICS OF THE SOURCE

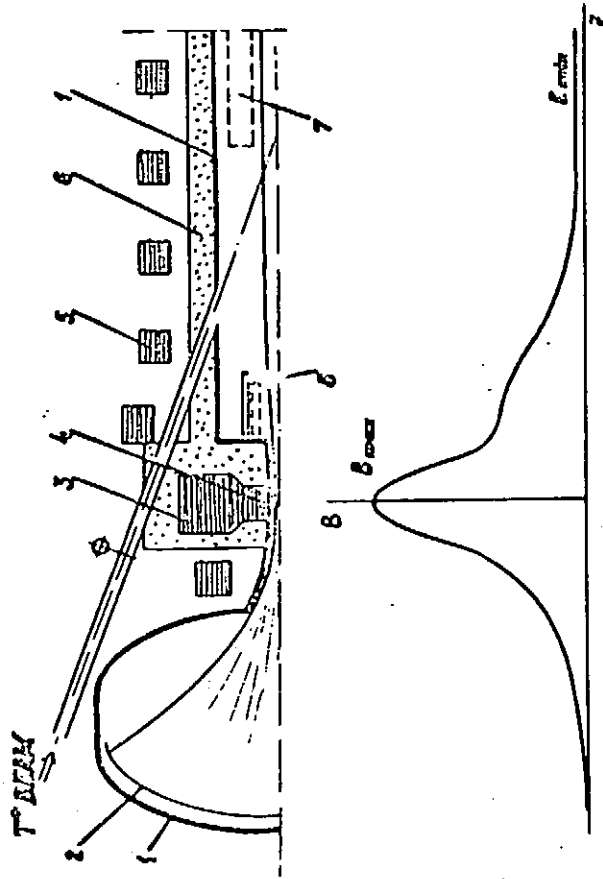
N ₀	P _{pl} , MW	B _{max} , T	R	Q ₀ , MW/m ²	Q _{max} , MW/m ²	S ₀ , m ²	L, m	a _p , cm	a _{min} , cm	I _{tr} , A
1	20	25	20	.75	2.5	.26	4	6.3	1.4	83
2	50	35	20	2.5	8.0	.28	5	6.6	1.5	210

Q_{max} — NEUTRON LOADING NEAR THE TRITONS TURNING POINTS

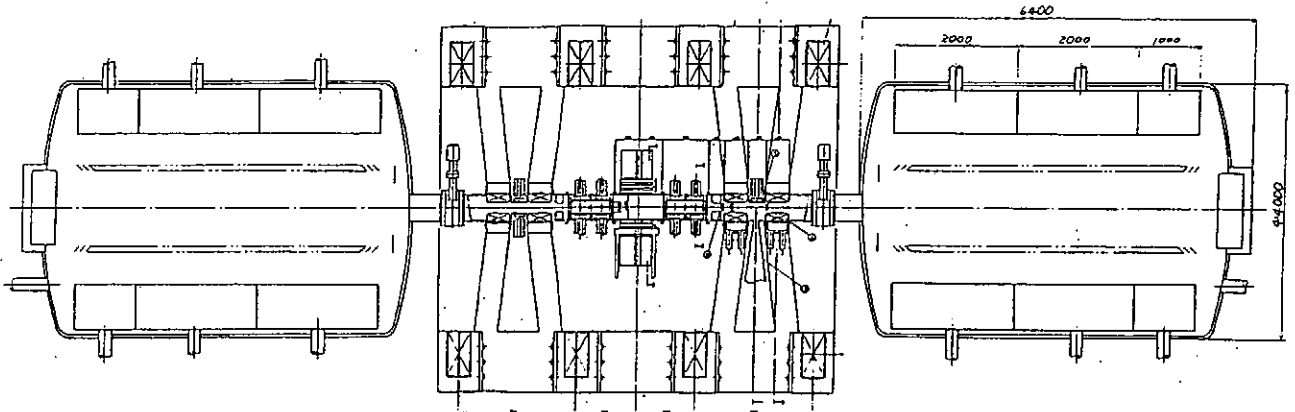
L — THE LENGTH OF THE HOMOGENEOUS PART OF THE DEVICE

S₀ — THE SURFACE OF THE TEST AREA WITH HIGH NEUTRON FLUX

- 1—VACUUM CHAMBER
- 2—PLASMA ABSORBER
- 3—SUPERCONDUCTING MIRROR COIL
- 4—WATER-COOLED MIRROR COIL
- 5—SOLENOID
- 6—SHIELD
- 7—ZONE OF MODERATE NEUTRON FLUX
- 8—ZONE OF HIGH NEUTRON FLUX

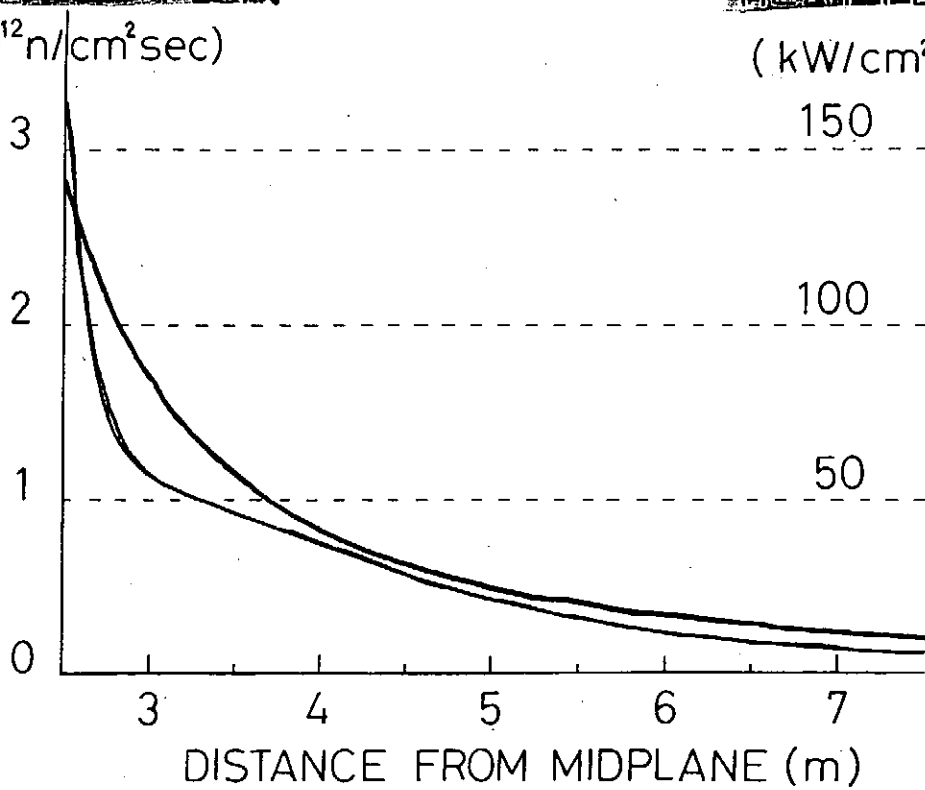


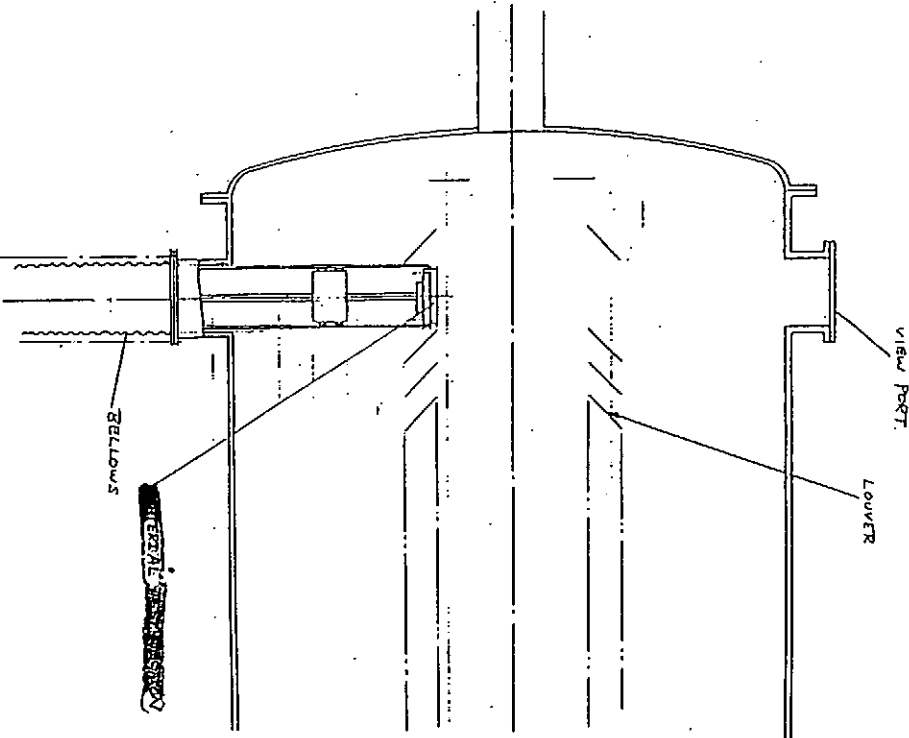
N ₀	β	a _p /a ₀	n ₀ , 10 ¹⁶ /cm ⁻³	T ₀ , keV	T _{tr} , keV
1	.05	.17	2.7	.58	.075
2	.04	.25	4.2	.76	.082



——— BROKEN LINE
 NEUTRON FLUX
 ($10^{12} \text{ n/cm}^2 \text{ sec}$)

——— SOLID LINE
 HEAT FLUX
 (kW/cm^2)





species	energy (keV)	flux ($\times 10^{20}$ particle/sec)
D ⁺ ion	76	2.9
D ⁺ ion	19	20
D ⁺ ion	2	1.9
T ⁺ ion	19	16
T ⁺ ion	2	1.6
He ⁺ ion	3500	0.02
electron	3	42.42

65-03-30 20:02 76321

P-02 5011 763000715

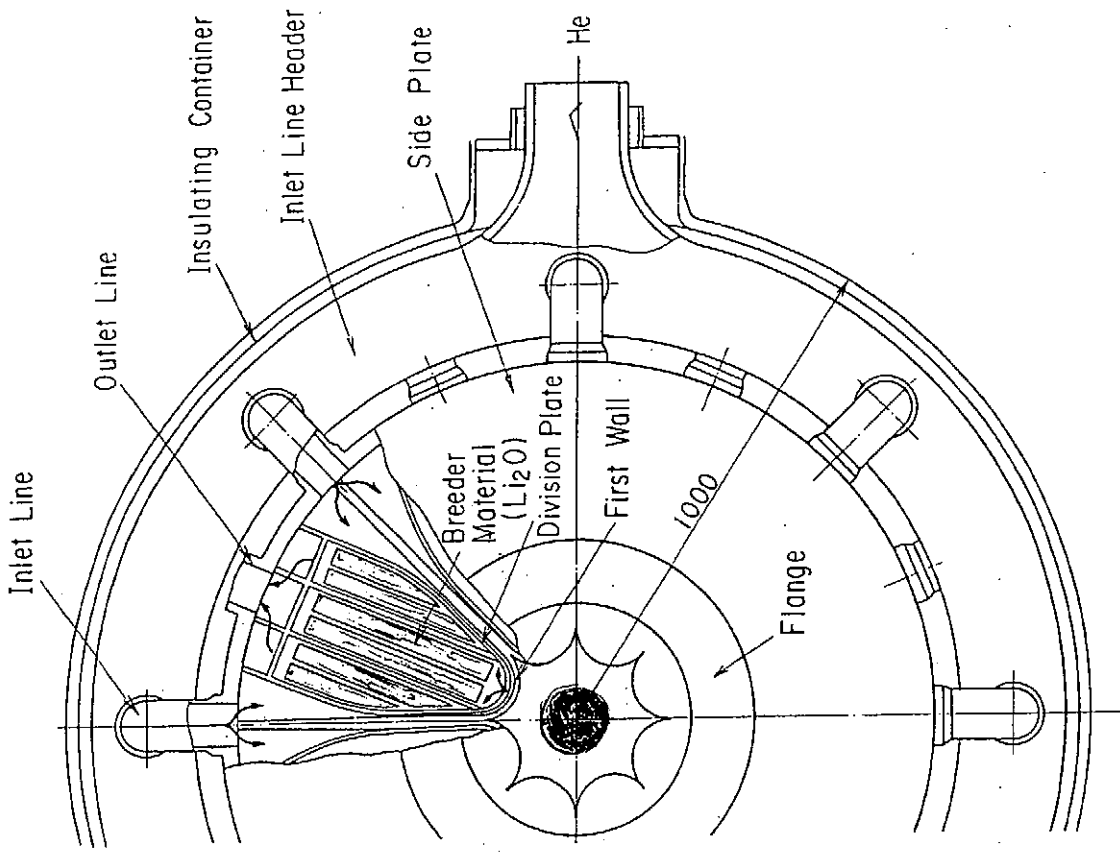
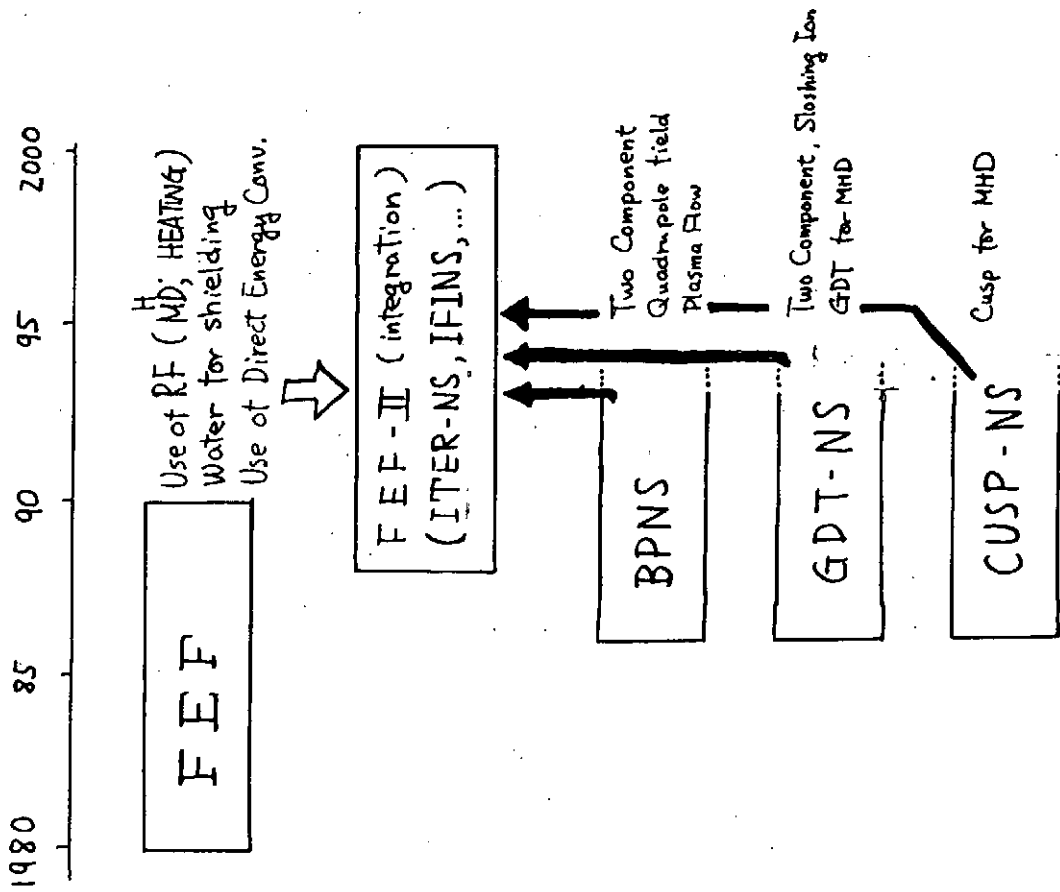


Fig. Cross Section of Blanket Module



II. プラズマモデル

- ・円柱状のプラズマの閉じ込めはミラー磁場によるものである。
- ・MHD安定性には、両端にとりつけた高周波プラグカスプを用いる案 (FEF-II (A))、および多極磁場を用いること (FEF-II (B)) を考えている。
- ・斜め入射のNB Iによりスロッシングイオン分布を形成し、微視的な不安定性を安定化すると同時に、発生する中性子の分布をスロッシングイオンのターニングポイントでピーキングを起こすようにしてある。
- ・ターゲットプラズマはICRHにより加熱され、ペレット入射により燃料注入が行なわれる。

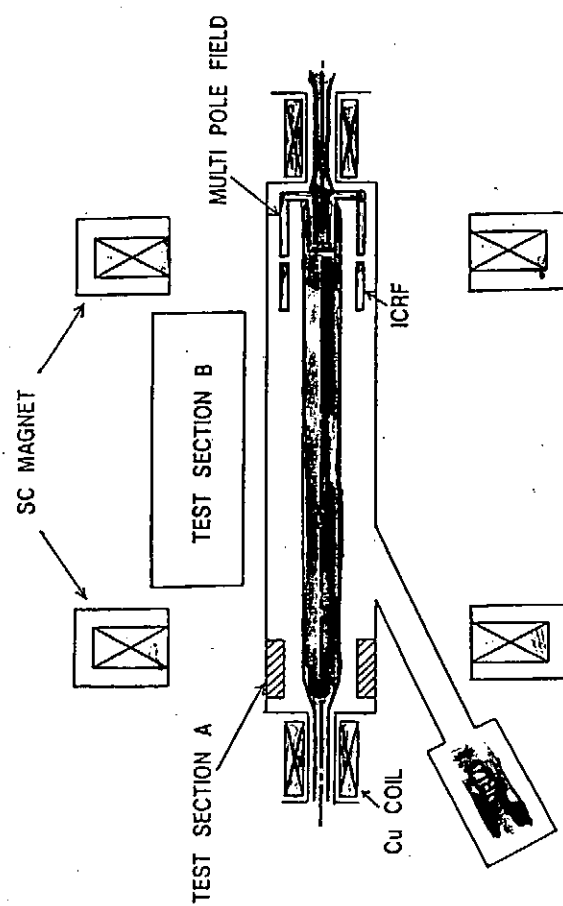
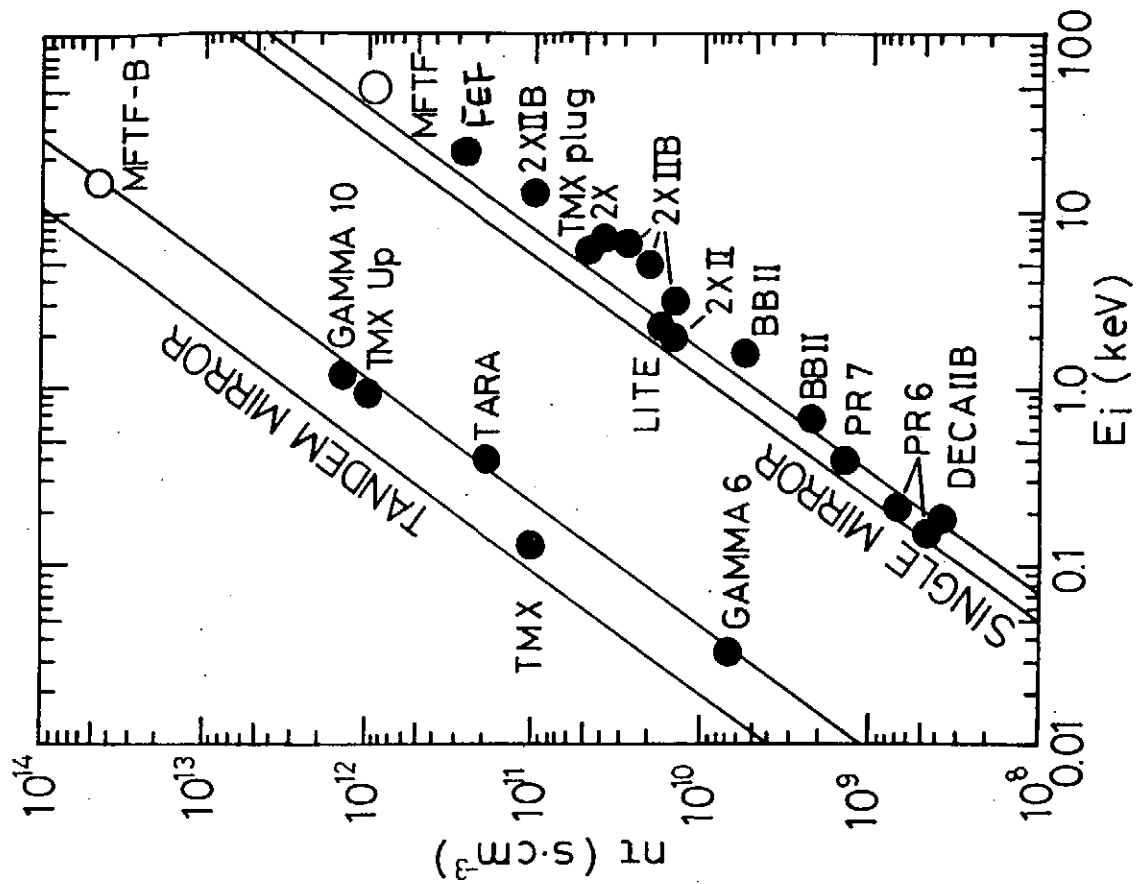
II. FEF-1の課題

- ・MHD安定性、高周波ポンデロモーターイオンのMHDモードの安定性のデータベースはHEI実験 (京大工) により着々と得られているが、まだ核融合炉の条件まで行っていない。
- ・プラグ部がかなり複雑な構造になっている。微視的な不安定の安定化には何か別の方式の方がよいのではないか。
- ・斜め入射のNB Iによりスロッシングイオン分布を形成し、微視的な不安定性を安定化すると同時に、発生する中性子の分布をスロッシングイオンのターニングポイントでピーキングを起こすようにしてある設計がGDTNSでなされている。
- ・ターゲットプラズマはICRHにより加熱され、ペレット入射により燃料注入が行なわれる。

Version 1.

- sloshing ion
- Single mirror with multi-pole field

FEF-1 & 2



FEF-2 (VERSION 1)

今後の課題

1. スロッシングイオン分布の定常解をFokker-Planckコードを用いて求め、中性子発生率の空間分布を求める。
2. エネルギー、および粒子バランスのrate equationも組み合わせて、パラメーターの最適化をはかる。
3. Version I, II の比較を行う。
4. 工学設計に移る。

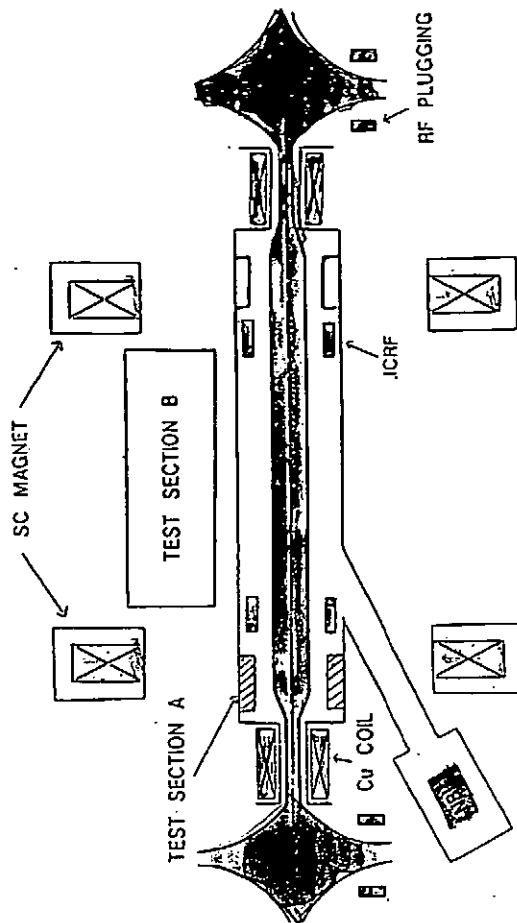
まとめ

1. 核融合プラズマ中性子源は炉材料開発の諸段階に於ての照射試験装置としての多くの利点があり、重要な装置である。
2. この装置に対する物理的・工学的フェイジビリティの検討が進められ、スロッシングイオン入射により、14MeV中性子フラックスが上昇される。
プロトタイプの装置の建設に取り掛かっている。

FEF-II

- Cusp anchor for MHD
- sloshing ion distribution

あとで FEF-I と比較。



FEF-2 (VERSION 2)

3-5 トリチウムビーム／重水ターゲット中性子源

日本真空技術 K. K.

磯矢 彰

図1は既存、またはこれまでに提案された強力T+D中性子源の中性子発生強度 N^{max} と最大フラックス強度 Φ^{max} の関係をプロットしたものである。既存の設備の中でフラックス強度の最も高いのはRTNS IIであるが ($\Phi^{\text{max}} \sim \text{数}10^{13} \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$)、その性能はほぼ技術的限界に達しているので、今後 Φ^{max} の値を格段に向上させることは難しいであろう。私は数年前これに代わる強力中性子源として、重水ジェットターゲットをその周囲全方向から数100keVのトリトンビームで照射する方式のものを提案し ($\Phi^{\text{max}} \sim 10^{15} \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$)、これを実現するための基礎技術の研究を行ってきた (昭63,64年度科研費試験研究)。

図2、3はこの研究のために準備された設備の概要である。ただし今回の研究は、この方式の中性子源の特徴とする環状イオン源とこれから引き出されるイオンビームの加速・収束系の研究に重点をおき、水ターゲットの形成、およびイオンビーム照射によって発生する水蒸気の流れ (衝撃波の発生を含む) とその回収系に関しては、理論的にその可能性を検討するに留めた。

図4は試作された環状イオン源の構造を示す。これはDuoplasmatron型イオン源を横に引き伸ばした形のもので、中間電極の空洞内に形成される環状の一次プラズマからの電子を開口部スロートを通してアノードに向かって加速し、引出しスリットの直前に高密度の二次プラズマ (アノードプラズマ) を形成し、これから中心に向けてイオンビームを引き出す方式のものである。引きだされるイオン電流の大きさは放電電流の約1%である。このイオン源の問題点は、円周にそって一様な強度でイオンビームを引き出すことの難しさにあった。カソードフィラメントが円周にそって離散的に配置されていて、一次プラズマがそのカソードフィラメントの近傍に偏在する傾向がある。一次プラズマの円周方向への拡散効果と、アノードプラズマが引出しスリットにそって自発的に伝はんする性質によって、この欠陥はある程度カバーされるが、それだけでは充分でなかった。そしてさらに放電強度を上げて行くと、一次プラズマがどれか

一ヶのカソードに集中する現象が発生した。

この難点の解決策として、中間電極の空洞内に円周にそってソレノイドコイルを配置した(図4)。これに電流を流して、10ガウス程度の弱い磁場を中間電極の空洞内に発生することによって、非常に密度の一様な環状プラズマを発生することが出来るようになった。

イオンビームの引き出しと高電圧加速の問題がなお今後に残されている。

(実現のより容易な強力T+D中性子源に対する試案)

上述のトリチウムビーム/重水ターゲット中性子源は、考えられる最強のT+D方式の中性子源となる可能性を有するが、実現の容易さの点で大きな問題がある。 $10^{15}n/cm^2 \cdot sec$ のフラックスを連続して得ようとする、消費するトリチウムの量は $10^5Ci/day$ に達し、照射中に重水に埋没したトリチウムを回収・再生しながら運転を行うようなサイクルを考えることが必要になる。そのような設備は中性子源本体以上に大掛かりなものになると予想される。強力中性子源の実現の容易さを獲得するために上記の方式をどのように修正すれば良いかについて考えてみよう。

(1) 重水ターゲットを使用する限りは上記の難点を避けることは出来ない。これに代わるターゲットとして次のものが考えられる。(図1参照)

(a)ガスタarget (例INS)

(b)金属薄膜への吸着ターゲット

後者にはRTNSにおけるように金属膜に予め水素ガスを吸わせておくものと、金属膜に打ち込まれたイオンの蓄積によって自動的に形成されるもの(Drive-in target)とがある。ガスタargetの場合にはイオンビームのエネルギー値(数100keV)に対して、ターゲットの原子密度を充分大きくとることが難しいので、中性子フラックス強度に重きを置く場合には、後者の方が適している。

(2) RTNS方式において高いフラックス強度が得られているのは、14MeV中性子の発生が金属表面の薄い層に限定されているために、その極めて近くに照射サンプルを置くことが出来るからである。この利点を残してターゲットの冷却効率を高めることを考えるべきである。その手段として、現在RTNSで用いられている水冷却の代わりに、INS計画で考えられたように断熱

膨張によって極低温に冷却された水素ジェット流をイオンビームと並列にターゲット面に吹き付ける方法が考えられる（図5）。

（3）上述の水素ガスジェット流はINSの場合のようにターゲットとしても働くが、ここでの主要なターゲットは回転円板であり、Drive-in方式のものが適しているであろう。その場合には、50/50のトリチウムとデューテリウムの混合ガスを装置内に封じ込め、循環させて使用する。中性子イールドは半減するが、ガスの回収系が簡単になるメリットはこれをカバーするに充分であろう。

（4）ターゲットの冷却に50/50のトリチウムとデューテリウムの混合ガスを用いたのでは、トリチウムの使用量が多すぎるかもしれない。その場合には、回収後に水素ガスの分離を容易に行うことのできる異種のガスを用いることが可能である。分離された水素ガスだけをイオン源に戻してやればよい。

（5）イオンビームの発生には今回の研究で開発された横に引き伸ばされたDuoplasmatronを使用し、これから得られるよく収束されたフラットビームによってターゲットを照射することにすれば、ビーム形状の精密なコントロールが可能になる。このことはターゲット部よりイオン加速の行われる高真空部へのガスの流入を抑えるために非常に重要である。

（6）図1に示されているように、各種のタイプの中性子源の性能を外挿することによって、上に考えられた中性子源はフラックス強度 $\sim 10^{14}$ n/cm² · secが実現可能であると推定される。

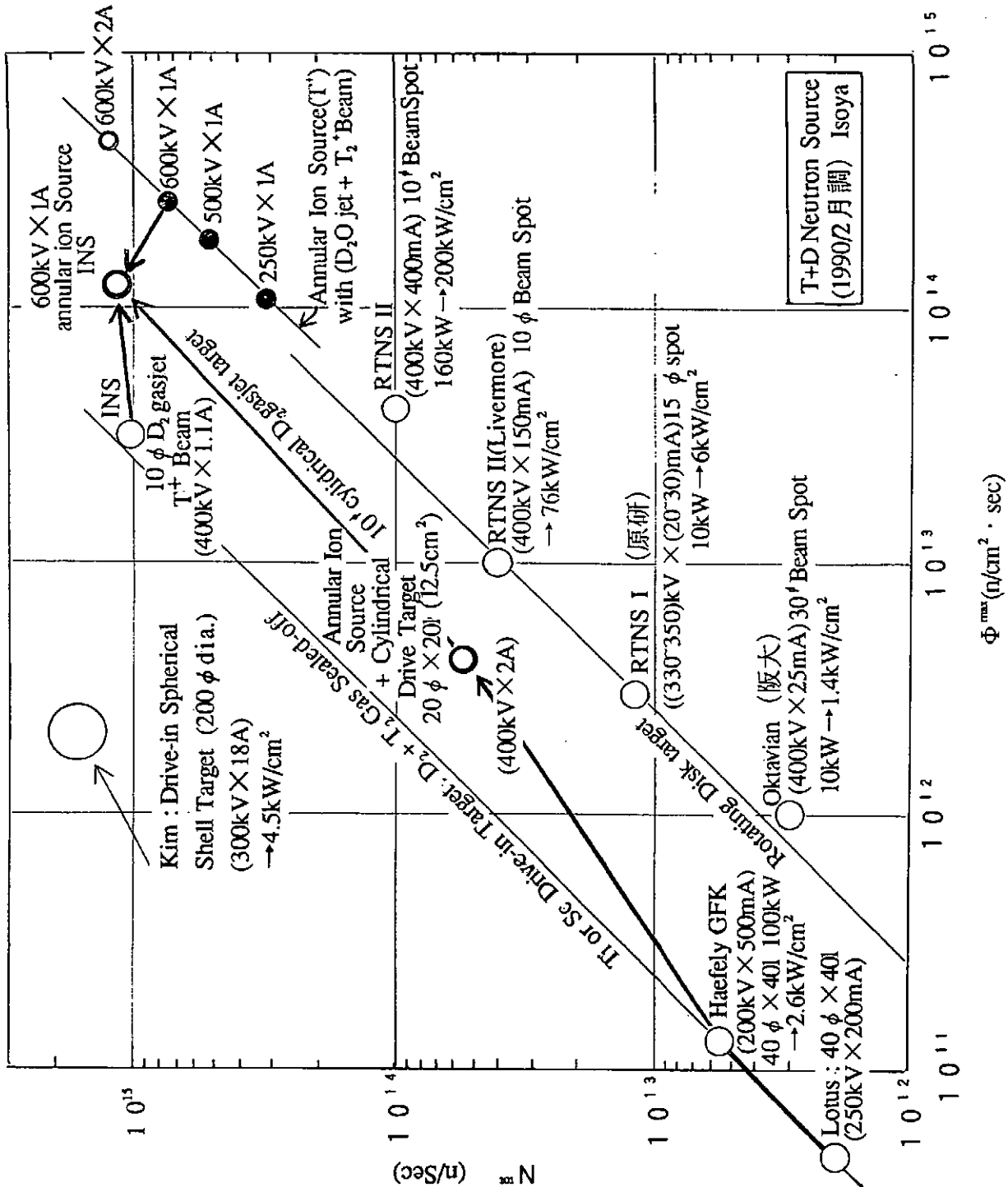


図 1

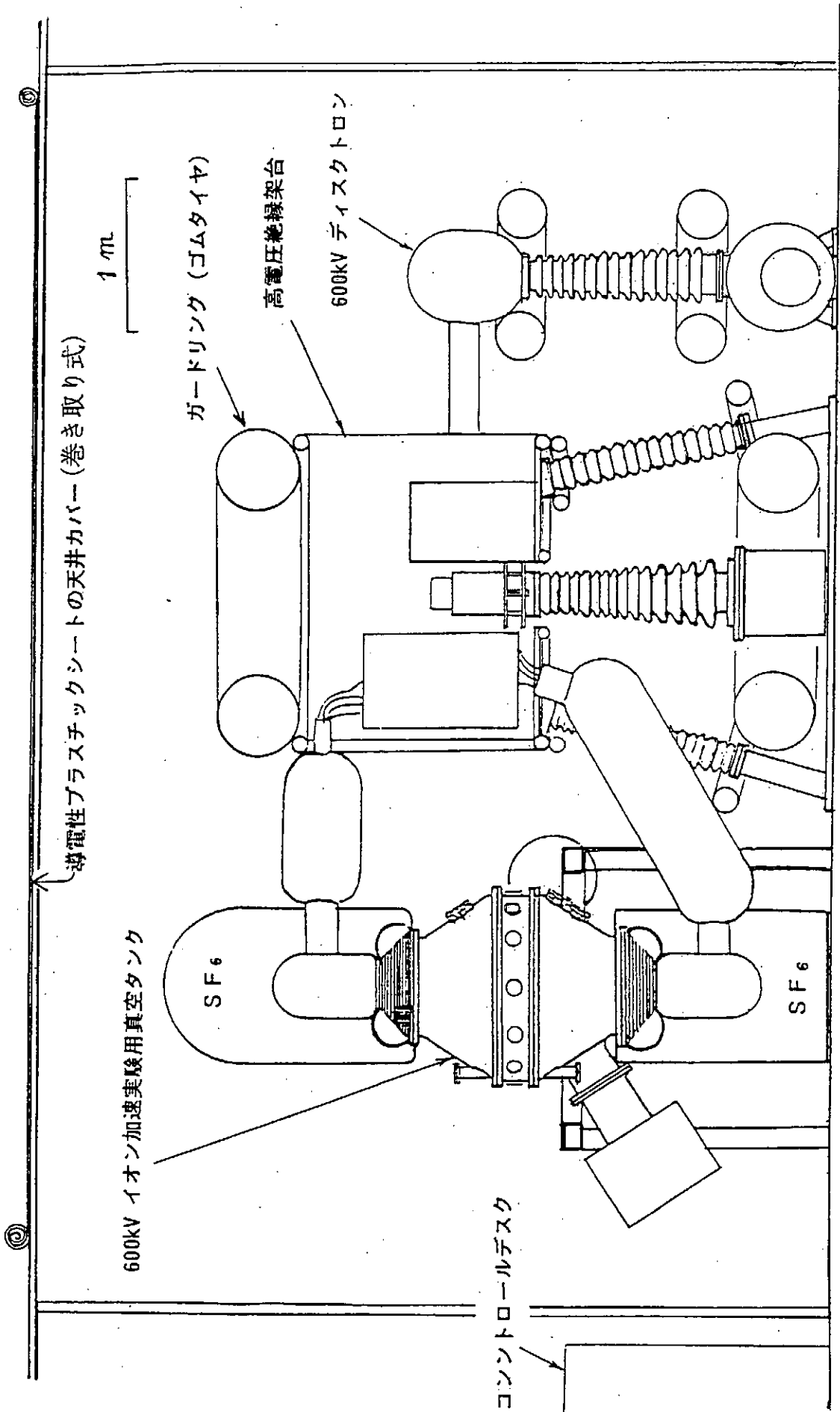


図 2 a 本研究のために準備された実験設備の全容

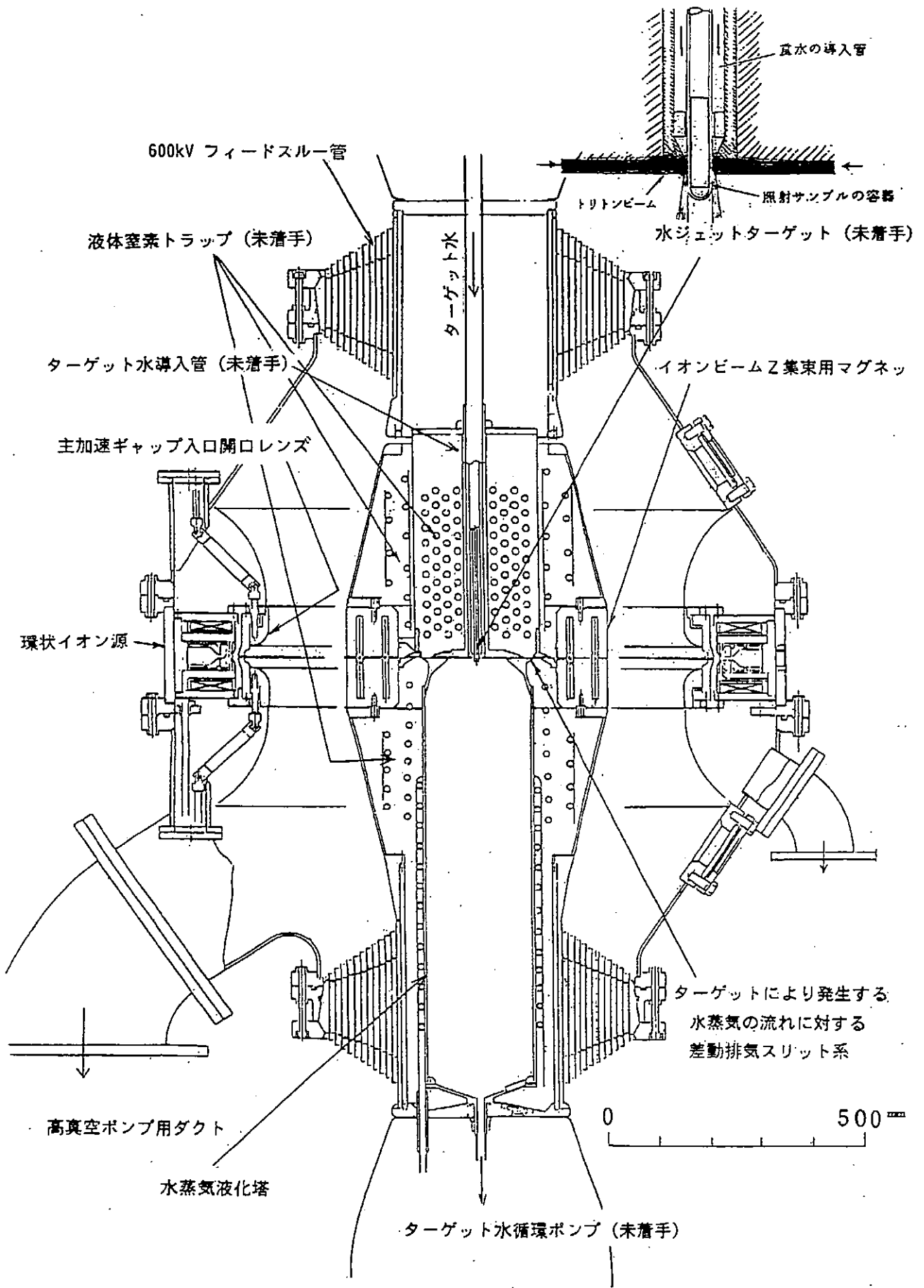


図 2 b 真空タンク内の設備

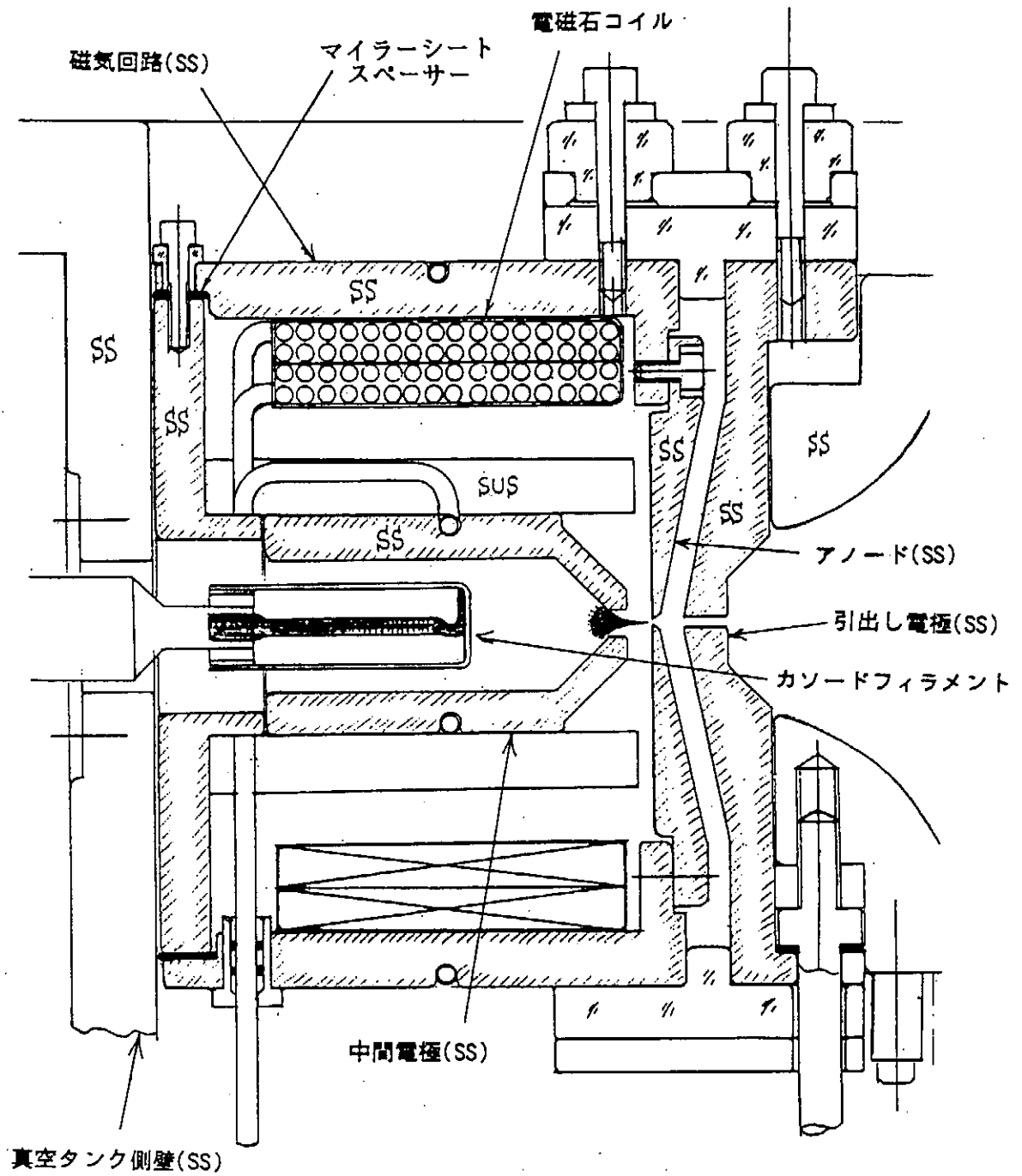


図3 Duoplasmatron型環状イオン源

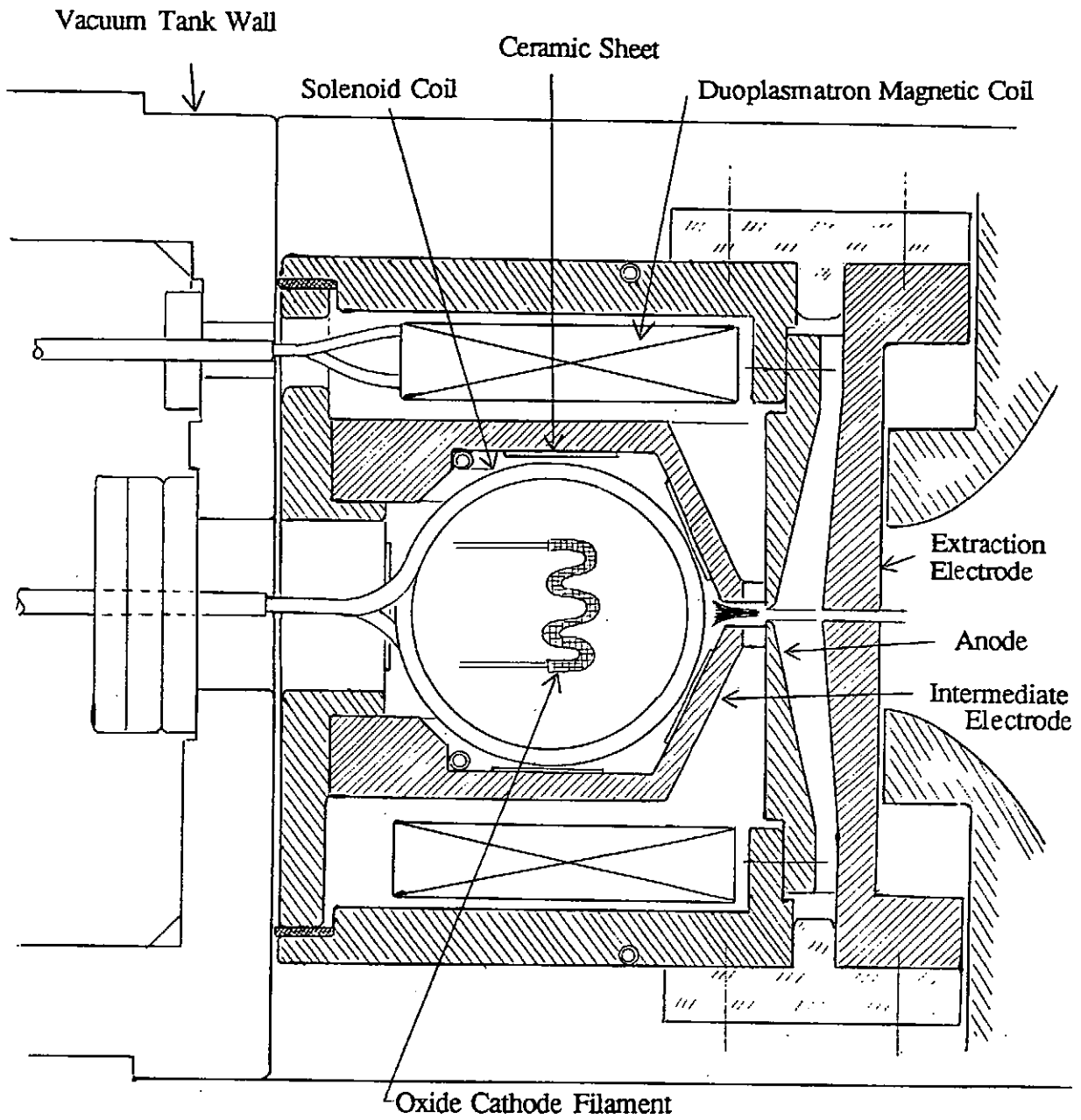


图 4 环状 Duoplasmatron 带有内部 Solenoid 线圈。

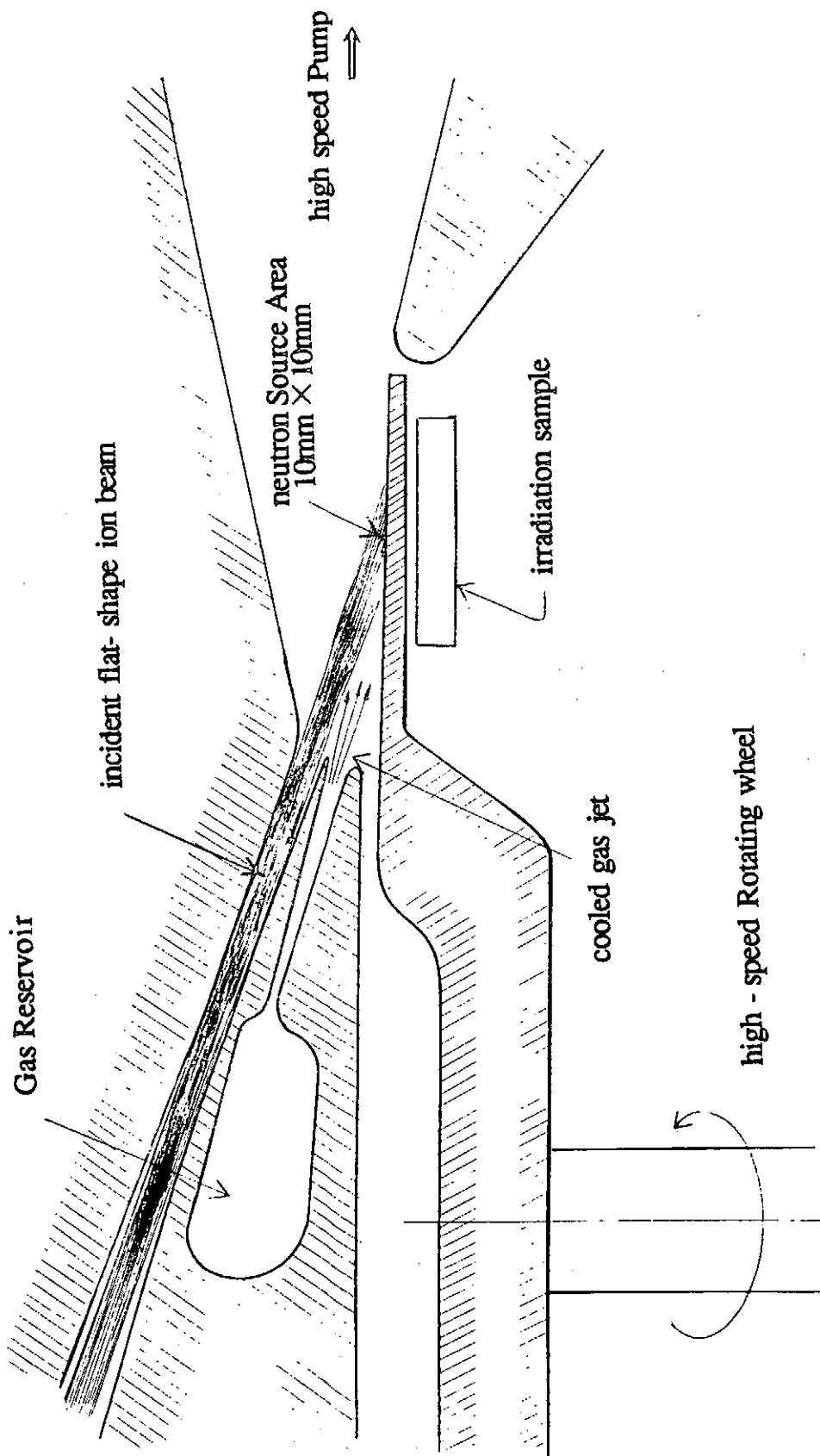


图 5

4. 今後の材料照射研究と強力中性子源における材料照射研究

4-1 微視的構造発達に対する反跳エネルギースペクトルの効果からみた 将来の強力中性子源に関する見解

名古屋大学工学部

桐谷 道雄

[概要]

核融合炉材料開発用に現在提案されている強力高エネルギー中性子源による反跳エネルギースペクトルは、核融合炉環境とはかなりかけ離れたものである。欠陥構造発達の代表的要素過程を種々の高エネルギー粒子（電子、イオン、核分裂および核融合中性子）照射実験の結果とその解析から引用し、初期反跳エネルギースペクトル効果の議論を通じて、核融合炉環境とは異なる反跳エネルギーから来る困難について分析し、真剣な検討無しに中性子源を建設することに対して警告を発する。核融合炉環境に限りなく近い中性子エネルギースペクトルを持つ中規模中性子源の建設を強く提案する。

[目次]

- 1 緒言
- 2 種々の高エネルギー粒子照射における反跳エネルギースペクトルの比較
 - 2.1 電子
 - 2.2 14 MeV D-T 核融合中性子
 - 2.3 軽水炉
 - 2.4 高速増殖炉
 - 2.5 軽イオン
 - 2.6 重イオン
 - 2.7 D-Li 中性子源
- 3 反跳エネルギースペクトルの差による微視的構造発達の多様性
 - 3.1 サブカスケードへの分割とカスケード内反応
 - 3.2 カスケード欠陥と自由拡散点欠陥のバランス
 - 3.3 格子間原子集合体の形成
 - 3.4 核分裂中性子照射と核融合中性子照射の比較
- 4 結言

[結言]

反跳エネルギースペクトルの微視的構造発達に対する効果の検討を通じて、ある照射の結果を異なるスペクトルを持つ照射に変換しようとする場合の問題点を明らかにした。即ち、微視的構造発達機構への反跳エネルギースペクトル効果の現状の理解と知識を動員することにより、現在提案されている強力高エネルギー中性子源によるデータを核融合環境に変換する際に予測される問題点を抽出した。

最良の策は D-T 核融合中性子そのものの強力中性子源を建設することである。しかしながら、核融合炉環境とは異なった反跳エネルギースペクトルを誘起する中性子源を完全に否定するものではない。最少限度、二つの方向での努力の必要性を強調しておく。その一つは、装置建設の技術的な可能性の論議にのみ没頭することなく、予測される反跳エネルギー効果の検討を真剣に行うことである。第二は、中規模の核融合中性子源を建設し、より強力な中性子源の位置づけを行うことである。ここに中規模の中性子源とは、RTNS-II D-T 核融合中性子源より一桁またはそれ以上で現在提案されている強力中性子源より一桁またはそれ以上弱いものをさす。この中規模中性子源は、現在進行しつつある核分裂炉による核融合炉材料開発を正當に位置づけるためにも必須のものである。

A COMMENT ON FUTURE INTENSE HIGH ENERGY NEUTRON SOURCES FROM THE VARIATION OF MICROSTRUCTURAL EVOLUTION BY THE DIFFERENCE IN RECOIL ENERGY SPECTRUM

MICHIO KIRITANI

*Department of Nuclear Engineering, School of Engineering, Nagoya University,
Chikusa-ku, Nagoya 464, Japan*

(Received June 7, 1991; in final form September 14, 1991)

The recoil energy spectrum of the irradiation from presently proposed intense high energy neutron sources for the development of fusion reactor materials deviates appreciably from that in the fusion environment. A wide variation of representative elements of defect structure evolution are quoted from the experimental results and analyses of irradiation with various energetic particles; electrons, ions and neutrons in fission reactors and fusion neutrons. After all the discussion on the influence of primary recoil energy spectrum, a strong warning is sent concerning the establishment of a neutron source without serious consideration of the problems arising from the difference in the recoil energy spectrum from that in the fusion environment. The establishment of a medium sized neutron source with a neutron energy spectrum closest to that in the fusion environment is strongly recommended.

Key words: neutron source, fusion neutron, neutron irradiation, fusion reactor material, recoil energy, microstructure, radiation damage.

1 INTRODUCTION

Research and development of materials for future fusion reactors has been carried out under paradoxical circumstances, where the fusion environment which is typically expressed as specific high energy neutrons is unavailable. Most commonly utilized are existing fission reactors, in which the neutron energy has a broad spectrum and is much lower than desired. Apart from neutrons other energetic particles in use are ions and electrons. A dual beam irradiation, joining helium implantation to damage production by electrons, is a typical example of attempts to artificially simulate the fusion environment. All of these surrogate types of irradiation studies should be carefully and thoughtfully inspected as to whether they are properly coordinating themselves to fusion conditions.

A rotating tritium target type of D-T fusion neutron source RTNS-II (Rotating Target Neutron Source) which had been in operation till 1987 at the Lawrence Livermore National Laboratory^{1,2} could irradiate samples placed at the closest position to the source up to 6×10^{22} n/m² by continuous operation for 6 months. This neutron fluence is about four orders of magnitude smaller than that practically expected in a real fusion reactor.

Various types of high energy intense neutron sources have been proposed and efforts to realize them have been made by various research communities for several years.^{3,4} The most representative is to use accelerated deuterium injected at a liquid lithium target, by D-Li stripping reactions. Extensive discussions have been made on the technical feasibility of the establishment of such a machine, but examination of

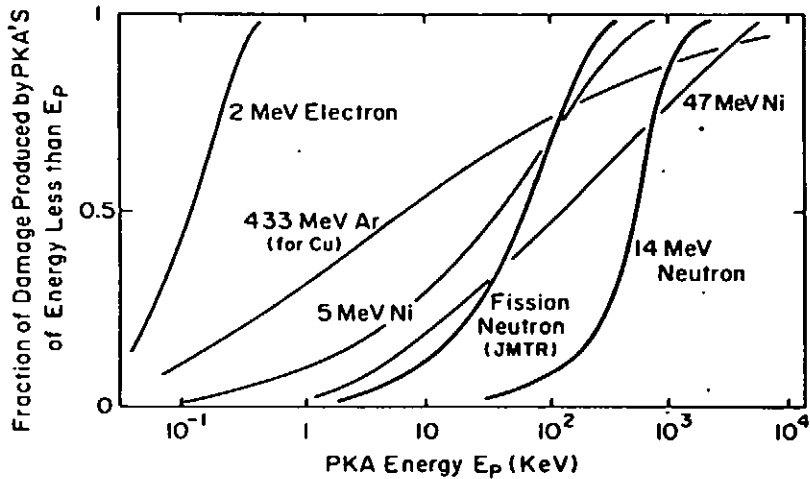


FIGURE 1 Comparison of the recoil energy spectrum of various high energy particles in nickel. The fraction of damage energy by primary knock-on atoms of energy less than E_p is shown against the logarithmic scale of E_p .

the extent of the difficulties to be encountered when one wishes to convert the results to those of real fusion conditions is not sufficient. The energy spectrum of neutrons from a D-Li neutron source extends to the side of extremely high energy when one desires an appreciable percentage of neutrons at around the energy of D-T fusion neutrons.

A thoughtful examination can be made from the present understanding of the difference and similarity between irradiations with different particles and particles with different energies. Here, a phenomenological comparison is not sufficient, and it should be based on mechanistic understanding; the most reliable is the comparison in terms of recoil energy spectrum. The term recoil energy spectrum is currently used as the synonym of primary knock-on atom (PKA) energy spectrum, which represents the collision cross-section distribution along the energy transferred from the incident particle to constituent atoms of target material. When the understanding of radiation effects reaches the stage at which one can analyze the effect in terms of recoil energy spectrum, there will be a possibility of anticipating effects which have not yet been experienced. In this paper, recoil energy spectra are compared between irradiations with different energetic particles, and the variation of reaction processes with primary recoil energy is explained. The expected consequences in the irradiation with proposed neutron sources will be presented, and a proposal for future strategy will be made.

2 COMPARISON OF RECOIL ENERGY SPECTRUM OF VARIOUS ENERGETIC PARTICLE IRRADIATIONS

As the basis for discussion, characteristic differences in the primary recoil energy spectrum in irradiations with various energetic particles are reviewed with a short description of examples of each irradiation. They include electrons, heavy and light ions, neutrons in fission reactors and D-T fusion neutrons. An illustration of the integrated cross-section up to certain energy plotted along the logarithmic scale of the primary recoil energy is commonly used as shown in Figure 1. Although this type of illustration has an advantage when comparing widely varied spectra, a simple linear scale illustration is favored for the comparison between similar spectra and also for

the analysis of experimental data by breaking them down into individual spectrum. In this paper this latter expression is adopted.

2.1 Electrons

Electron irradiation, typical of that which is found in the use of high voltage electron microscopes and utilizing the advantage of *in situ* dynamical observation of structural change under irradiation, is the simplest among all from the view point of recoil energy. Electrons in the commonly used energy range, about 1 MeV, transfer the energy scarcely enough to displace one atom, only at most several tens of electron volts as shown in Figure 1.

Homogeneous introduction of simple point defects, vacancies and interstitials, enabled the point defect processes to be analyzed by a typical kinetics equations, and it was ultimately utilized for obtaining fundamental properties of point defects, such as the motion properties.⁵⁻⁷ Another feature of electron irradiation with a high voltage electron microscope is in its high production rate of point defects, as high as 10^{-3} dpa/s under normal operation. The method of analysis and understanding of point defect processes, the balance and competition between vacancies and interstitials, cultivated during the course of study of electron irradiation damage, are now serving the basis for the analysis and understanding of more complex defect processes under irradiation with a recoil energy spectrum which extends to higher energy.

2.2 14 MeV D-T Fusion Neutrons

After describing the simplest case of electron irradiation, let us now compare the irradiations with heavier particles. The distribution of damage energy E_d deposited from the primary recoil energy E_p multiplied by the theoretically calculated cross-section of the collision^{8,9} is shown along E_p in Figure 2. With this expression, a more appropriate judgment can be made on the origin of damage energy; the fraction of damage energy deposited from each part of the PKA energy spectrum.

The spectrum for D-T fusion neutrons of 14 MeV has an extended peak at a large PKA energy of several hundred KeV, and the percentage of damage energy from low PKA energy is very small. Although a fusion reactor which produces neutrons has not yet been realized, neutrons produced by the D-T fusion reaction have already been used for irradiation study of materials. The most representative is the accelerator type neutron source in which the accelerated deuterium ions are shot onto a tritium target, the strongest of which up to now is the RTNS-II. Microstructure evolutions in a variety of materials were examined up to the neutron dose of 6×10^{22} n/m² over a wide range of temperatures,¹⁰⁻¹² particularly elucidating the role of large cascade collisions by high energy recoils.

2.3 Light Water Reactor

An example of recoil energy spectrum in a fuel core position in a light water reactor JMTR (Japan Materials Testing Reactor in Japan Atomic Energy Research Institute) is shown in Figure 2.⁹ The spectrum has a tail towards high energy, but does not have such a large peak as that produced by 14 MeV neutrons. Towards lower PKA energy, it increases occupying a large percentage of the total damage.

A deficiency in temperature control, found in almost all fission reactor irradiations,¹³ has been recently removed with an improved design of reactor in-core irradiation rig in the JMTR.¹⁴ The data obtained from the irradiation with improved control now

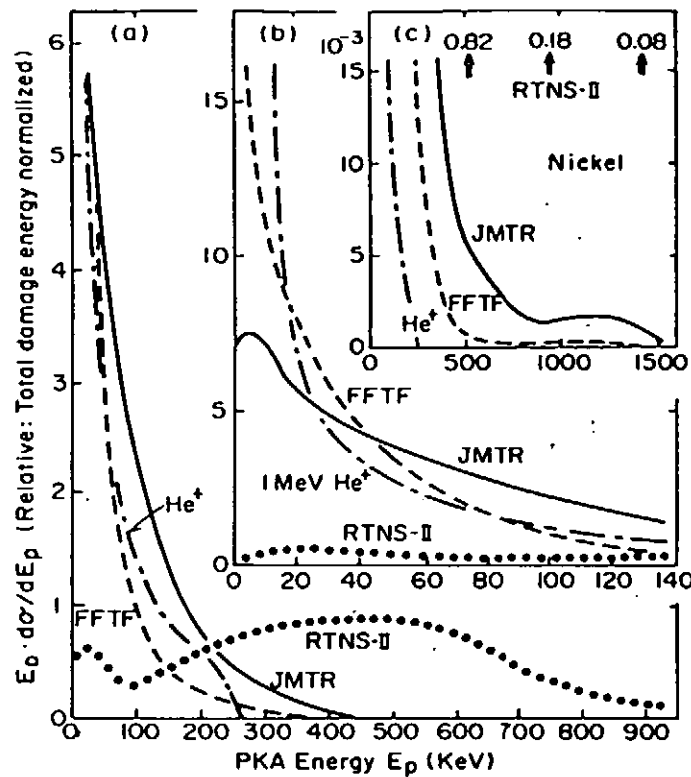


FIGURE 2 Comparison of damage energy spectrum plotted against primary recoil energy for four energetic particle irradiations. They were normalized so as to have the same integrated area.

qualify for comparison with the fusion neutron irradiation data obtained with the RTNS-II.¹⁵ The difficulty encountered in correlating the irradiation effects by neutrons with these two different energy spectra served as the motivation to publish this paper.

2.4 Fast Breeder Reactor

Because of the absence of thermal neutrons at in-core irradiation positions in a fast breeder reactor, people often erroneously suppose that the recoil energy spectrum contains a higher energy component compared with the spectrum in a light water reactor. Figure 3 compares the calculated recoil energy spectrum between the two types of reactor,⁹ JMTR and FFTF, in which the levels were adjusted so as to superimpose the higher side of the recoil energy. It is clearly recognized that the population of soft recoils in a fast breeder reactor is more than ten times greater than that in a light water reactor. This difference comes from the difference in the balance of the neutrons in higher energy range but not from the presence and absence of neutrons in thermal range. The difference will have important implication through the difference in the ratio of large cascades which directly form defect clusters and small recoils which contribute to form freely migrating point defects.

2.5 Light Ions

Although light ions such as proton and helium have been widely used to introduce gaseous atoms, particularly to simulate their production by neutrons, the interest here is limited to the damage made by the recoil of constituent atoms by collisions. The characteristics of the recoil energy spectrum of most commonly used light ions in the

COMMENT ON INTENSE NEUTRON SOURCE

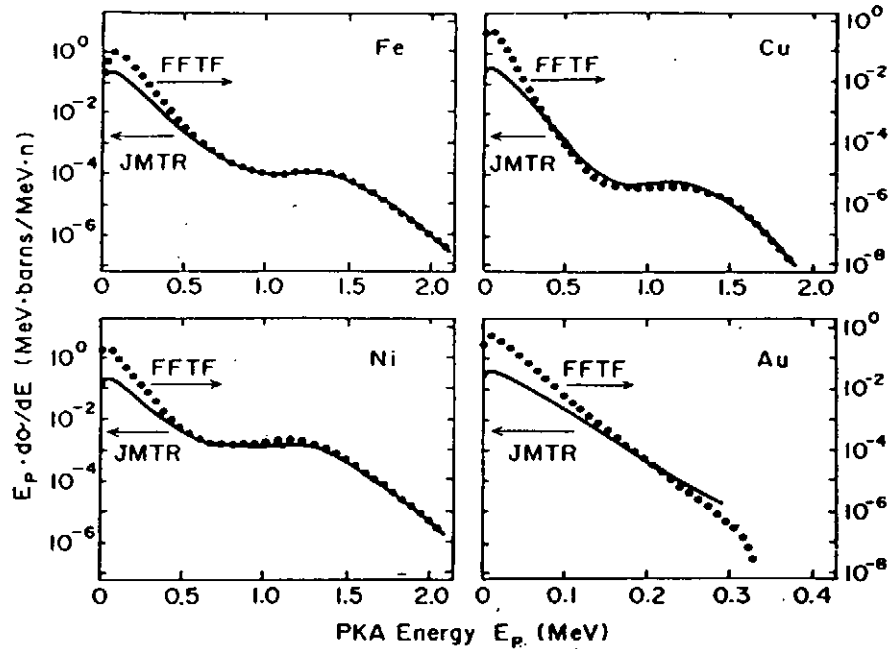


FIGURE 3 Comparison of damage energy spectrum between a light water reactor JMTR and a fast breeder reactor FFTF. Reconstructed from the theoretical calculation by Nishiguchi *et al.*⁹ Levels were adjusted so as to superimpose the larger recoil energy part.

MeV energy range can be properly recognized when it is compared with the spectrum in fission reactor neutron irradiation. As is shown in the examples of Figure 2, two distinct differences should be noticed. The cross-section terminates suddenly at certain high PKA energies and the increase at lower energy is extremely large in comparison.

2.6 Heavy Ions

Heavy ions are characterized by an extremely short stopping range. A typical example is self-ion irradiation, the irradiation with ions of the same atoms as the constituent of the target material. Self-ion irradiation, when the energy is properly selected, has the promising possibility of representing each component of the recoil energy spectrum of all the other high energy particle irradiations.¹⁶

Ultra-high energy heavy ions, for instance greater than 100 MeV, are now attracting interest from the existence of so-called excitation damage, the damage indirectly induced through the excitation of electrons. Apart from this excitation damage, one should not ignore its characteristic recoil energy spectrum. The highest recoil energy goes beyond that of 14 MeV neutrons as shown in Figure 1. On the other hand, there is a large percentage of low energy recoils even below the energy which does not produce cascade defects.¹⁷

2.7 D-Li Neutron Source

When the energy spectrum of neutrons from a D-Li neutron source is illustrated in a logarithmic scale of neutron energy, it looks to have a rather sharp peak at a position defined by the energy of incident deuterium. However, when it is shown in the linear scale, one is forced to realize the wide spread of the energy as shown in Figure 4 which is an example quoted from ESNIT¹⁸ (Energy Selective Neutron Source proposed by Japan Atomic Energy Research Institute). Moreover, it will contain a

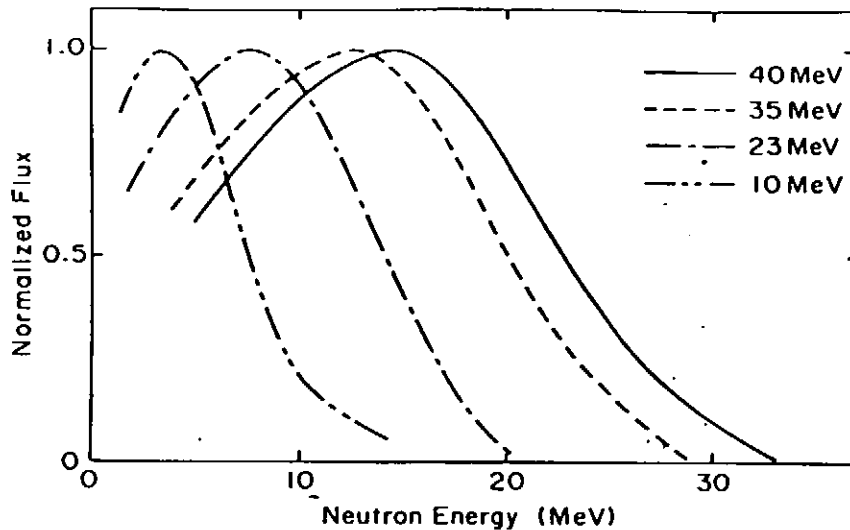


FIGURE 4 Neutron energy spectrum from a D-Li neutron source.¹⁸ Variation with the energy of deuterium illustrated.

large population of neutrons with smaller energy when one intends to have more production of neutrons by using a thick lithium target.¹⁹

The present author has not encountered any reliably calculated recoil energy spectrum in irradiation with neutrons from a D-Li source, but the expected is not so simple as to replace that in the irradiation with 14 MeV D-T neutrons. It certainly extends to a much higher energy than in the case of 14 MeV neutrons and it has the possibility of containing a greater population of soft recoils than the latter.

3 VARIATION OF MICROSTRUCTURE EVOLUTION BY THE DIFFERENCE IN RECOIL ENERGY SPECTRUM

In this section, several representative examples of the variation of microstructural evolution, consequently the change of materials, caused by the difference in primary recoil energy spectrum, will be quoted from the presently available knowledge obtained by irradiations with various kinds of energetic particles. They serve as material for the judgment of the appropriateness of the type of future intense high energy neutron sources. The discussion and comment will be made keeping the characteristic difference and similarity of recoil energy spectrum explained in the preceding section in mind.

3.1 *Subdivision to Subcascades and Reaction within Cascades*

When the energy of a primary knock-on atom exceeds a certain value, the collision processes will be divided into smaller units of dense collisions, expressed as subcascades. The question arising here is whether the defect processes do not change more for larger cascades when they are divided into subcascades. When it is true, the irradiation which contains larger primary recoils can be converted to the case of fusion without much difficulty.

Two photographs in Figure 5 show the same type of microstructures introduced in copper by the irradiations with typically different energetic particles, fusion neutrons²⁰ and light ions.²¹ They were all irradiated as thin foils in order to preserve

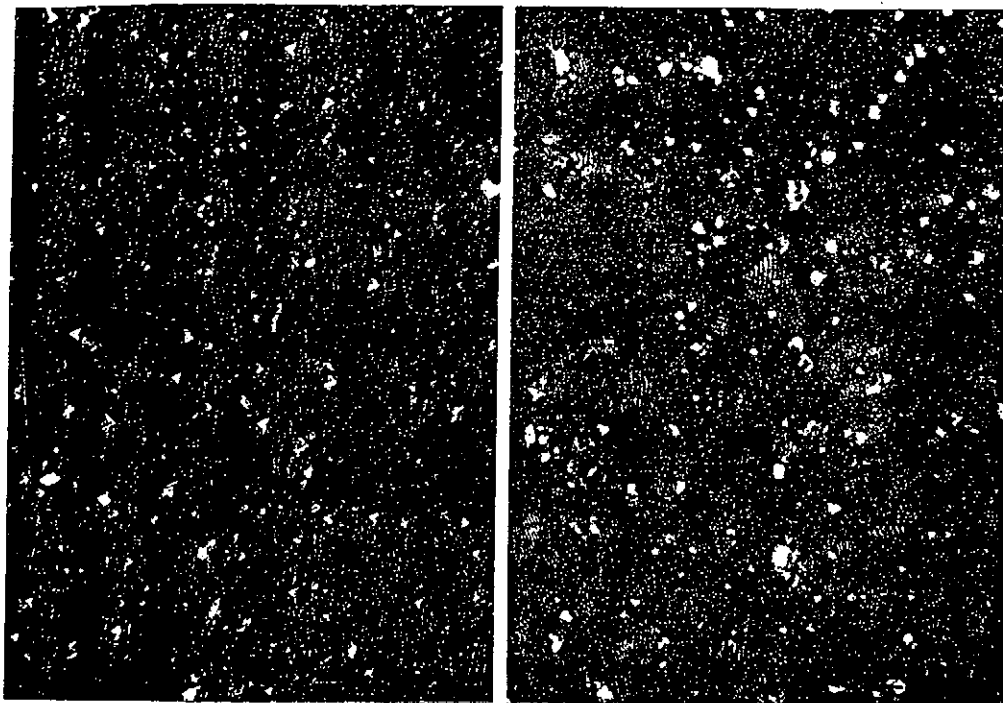


FIGURE 5 Vacancy clusters produced in copper by irradiations with two different energetic particles. (a) 500 KeV He^+ ions, 2.5×10^{19} ions/ m^2 , and (b) 14 MeV neutrons, 4×10^{21} n/ m^2 . Both of them were irradiated as thin foils at 300 K.

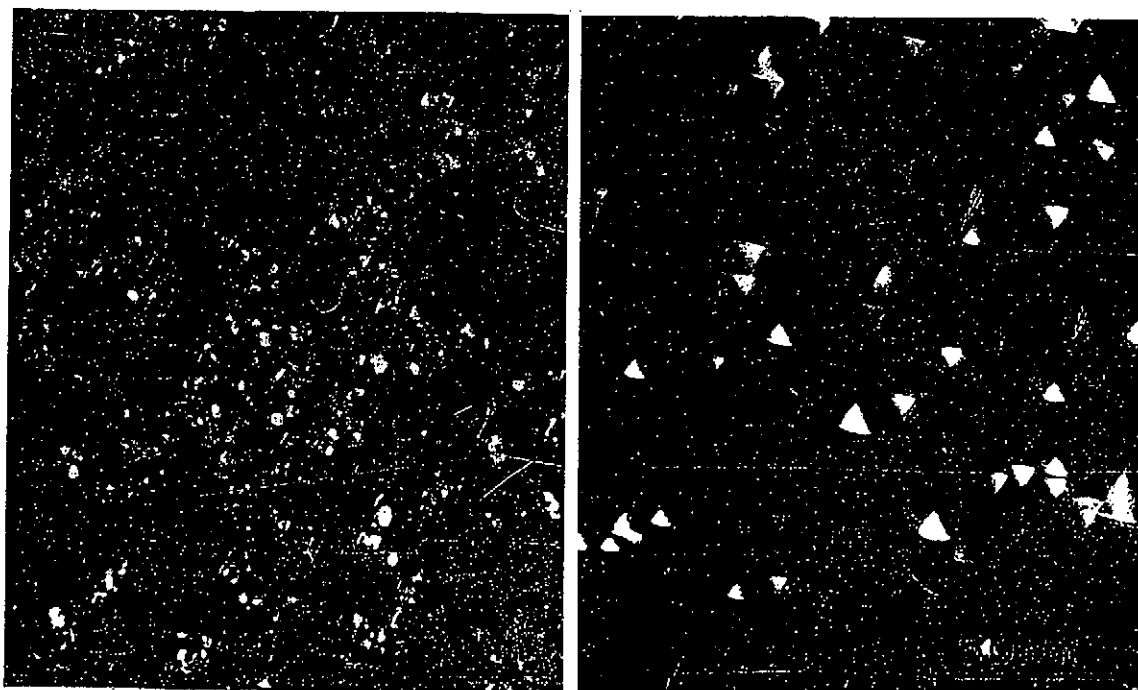


FIGURE 6 Vacancy clusters in D-T fusion neutron irradiated silver. (a) 1.0×10^{21} n/ m^2 at 20 K, and (b) 4.4×10^{21} n/ m^2 at 673 K. Irradiated as thin foils.

COMMENT ON INTENSE NEUTRON SOURCE

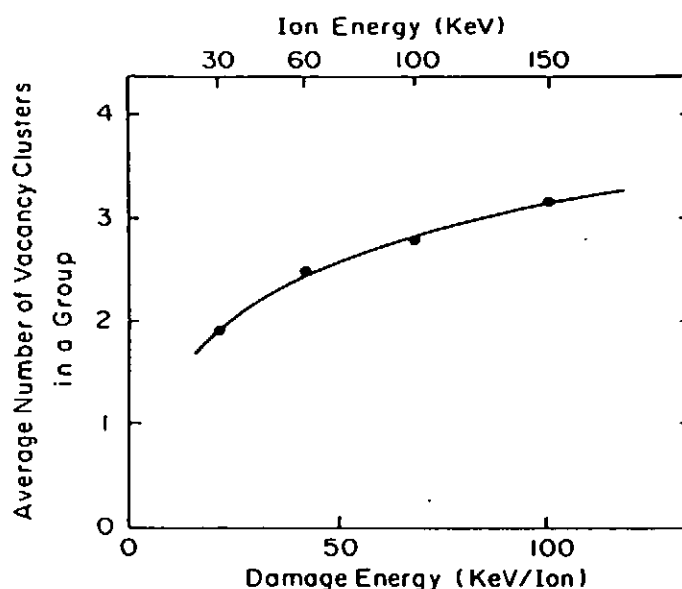


FIGURE 7 Variation of vacancy cluster formation with ion energy in self-ion irradiated silver. Irradiation dose was 2×10^{10} ions/m².

defect structures produced directly from cascades without being perturbed by freely migrating defects escaping from the cascades. The size distribution of vacancy clusters produced from cascades, stacking fault tetrahedra in these cases, in spite of the large difference in the primary recoil energy spectrum, showing the subdivision of collision cascades into subcascades in the same manner. So long as the subcascades are well separated as in this example, no more variation is expected above certain values of recoil energy, and the result from the irradiation containing larger energy primary recoils may not be difficult to convert to the irradiation with fusion neutrons.

When the separation between subcascades is not wide as shown in the example of silver in Figure 6(a), the situation is not so simple as in the case of the widely separated subcascades mentioned above. As shown in Figure 7, the result of the self-ion irradiation experiment supposing the incident ions are the primary recoil atoms,¹⁷ the vacancy clustered defects produced from subcascades have a relationship very different from the proportional relationship with ion energy. Although the reason for the deviation from the proportional relationship is unclear at present whether in collision processes or in point defect processes inside a larger subcascade group, it can be clearly stated that the surviving defect clusters deviate largely from the proportional relationship to the primary recoil energy. This makes it difficult to convert the results between irradiations with different primary recoil energy spectra.

When the irradiation is performed at an elevated temperature, vacancy clusters much larger than those at lower temperatures though much less in number density are formed in materials with closely spaced subcascades as shown in Figure 6(b), as the result of the cooperation among vacancies in subcascades.²¹ On the other hand, in materials with widely separated subcascades, the small vacancy clusters simply lose their ability to be formed at elevated temperatures. This difference in the variation of point defect processes with irradiation temperature between materials with closely spaced and widely separated subcascades is a typical example of the complexities involved in converting the results between irradiations with different recoil energy spectrum.

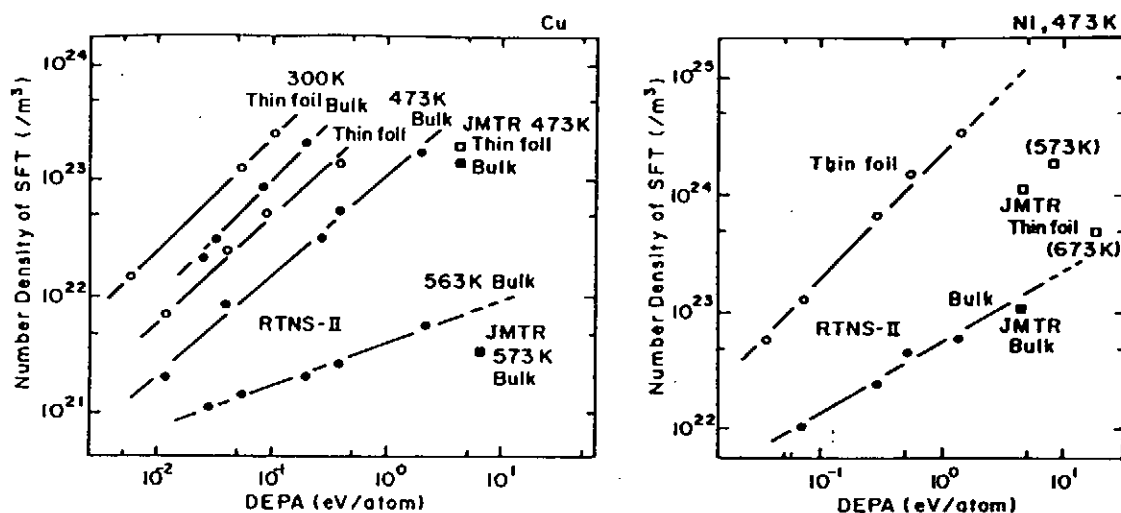


FIGURE 8 Comparison of the number density of vacancy clusters produced in thin foil and bulk samples of copper and nickel by D-T fusion neutron irradiation. Data from fission reactor irradiation (JMTR) are inserted.

3.2 Balance between Cascade Defects and Freely Migrating Point Defects

Vacancy clustered defects produced directly from cascades are annihilated during continued irradiation by absorbing interstitial atoms sent from other collisions when interstitials do not promptly disappear to permanent sinks. Consequently, the number density is much less in samples irradiated as bulk than those in samples irradiated as thin foils as shown in Figure 8.^{11,15} In this figure and also in Figure 9, the damage energy per atom (DEPA) scale is used instead of the conventional displacement per atom (DPA) scale, because the number of displaced atoms in irradiations with cascade collisions cannot be uniquely defined. The mode of the increase with the irradiation dose is also different from the proportional progress in the case of thin

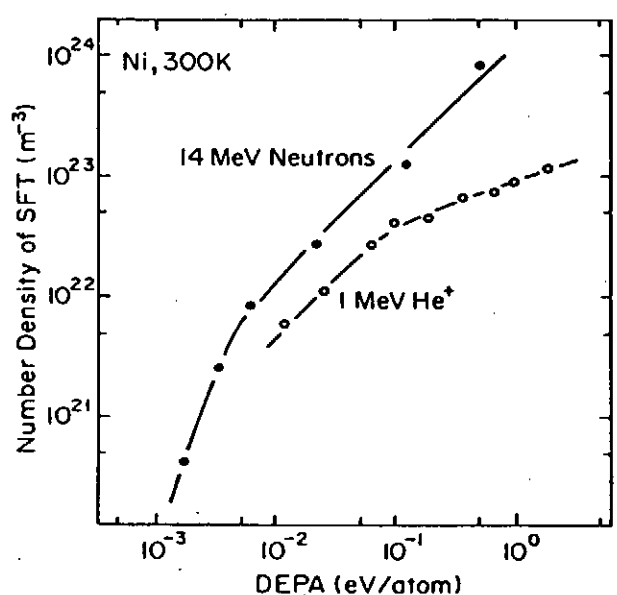


FIGURE 9 Comparison of vacancy cluster formation between irradiations with D-T fusion neutrons (RTNS-II) and 1 MeV He⁺ ions. Irradiated as thin foils at 300 K.

foils, typically it is proportional to the square root of irradiation dose at elevated temperatures at which the formation of interstitial clusters is difficult. This slower progress appears even in a thin foil irradiation when the same material is irradiated with light ions (He of 1 MeV) as shown in Figure 9.^{22,23}

The slow down in the accumulation of vacancy clusters in light ion irradiation is due to the reaction of freely migrating interstitials, and the production of large amounts of interstitials is attributed to the abundant recoils with low energy as was seen in Figure 2. Here the importance is in the balance between large and small recoil energies. In some of the neutron sources presently proposed, they certainly include large recoils from higher neutron energy, and the population of medium and low energy neutrons depends in the case of D-Li sources on their design of target. The variation of the production of freely migrating defects may change the mode of accumulation of microstructures.

3.3 *Formation of Interstitial Clusters*

The necessity of highly localized formation of interstitial atoms by cascade collisions for the nucleation of interstitial clusters was confirmed from the comparison of neutron irradiation with electron irradiation. Decoration of edge dislocations with interstitial clusters takes place commonly in fission and fusion neutron irradiation,^{20,25} whereas it does not occur in electron irradiation even with an irradiation intensity more than six orders of magnitude stronger.²³ From many observations and analyses, the growth of interstitial clusters is attributed to the reaction of freely migrating interstitials.

If the nucleation of interstitial clusters in irradiations with cascades, in other words in irradiations containing large recoils, is performed by large recoils and their growth is performed by freely migrating interstitials which comes more from smaller recoils, again the importance of the balance between small and large recoils should be emphasized.

3.4 *Comparison of Fission and Fusion Neutron Irradiation*

As an example of the comparison of general radiation effects between different energetic particles, in other words different primary recoil energy spectra, comparisons of irradiations with D-T fusion neutrons and in a fission reactor has been quoted already in Figure 9 for collapsed vacancy clusters. Additional examples are given in Figure 10 for voids in two materials.¹⁵ The irradiation has not been performed up to the same damage energy, so one must compare them at the extrapolation of one side to the other. One can easily see that a greater irradiation dose is required by fission reactor irradiation to produce the same microstructural evolution to those by fusion neutron irradiation. The importance is not only in the inequality between fission and fusion, but also in the variation of the multiplication factor of fission irradiation to produce comparable amounts of microstructures depending on the combination of materials and microstructures of interest.

The fact that the conversion factor from fission to fusion varies depending on the kind of materials and defect structures of interest indicates that there does not exist any unique conversion factor between fission and fusion, even if we confine the fission reactor irradiation to a well defined specific one reactor condition. This is simply because of the difference in the shape of recoil energy spectrum, as was shown in Figure 2, and clearly shows the difficulties in converting the irradiation effect from one facility to another.

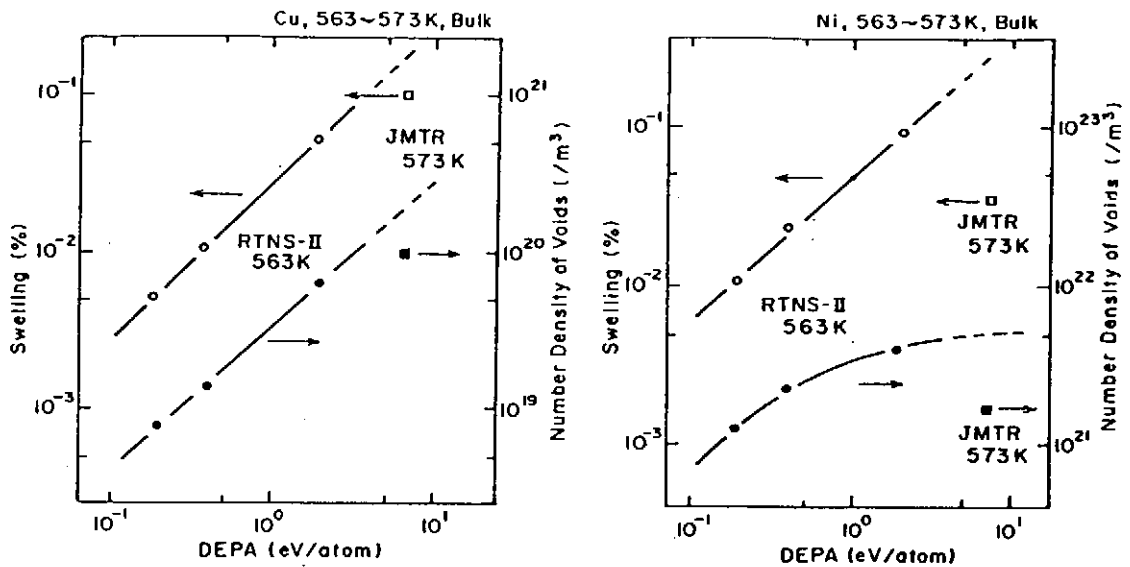


FIGURE 10 Comparison of void formation in copper and nickel between fission and fusion neutron irradiation.

4 CONCLUDING REMARKS

Discussion and consideration of the influence of recoil energy spectrum on microstructural evolution has pointed out the problems which arises when the result of irradiation with one recoil energy spectrum is attempted to be converted to irradiation with other spectra. The presently available understanding of the dependence of the microstructural evolution mechanism on recoil energy spectrum has been applied to figure out the problems in converting the expected data from presently proposed intense high energy neutron sources to that of the fusion environment.

The best solution is to construct an intense neutron source of the D-T fusion neutron itself. However, the present author does not totally deny the construction of an intense high energy neutron source, even when the irradiation by the source consists of an appreciably different primary recoil energy spectrum from that in the fusion environment. At least, the necessity of efforts in two directions should be emphasized. One is to examine extensively the expected recoil energy spectrum effect, not being pre-occupied with the discussion on the technical feasibility of the facility. Another is to construct a source of real fusion neutrons of medium strength, with which the coordination of the stronger source can be made. The medium strength here means one or more order of magnitude stronger than RTNS-II which has been already in use and one or more order of magnitude weaker than the proposed intense high energy neutron source. This medium strength fusion neutron source is also essential in order to coordinate properly the extensive efforts with fission reactors towards the development of fusion reactor materials.

REFERENCES

1. M. Kiritani, N. Yoshida, and S. Ishino, *J. Nucl. Mater.*, **122 & 123**, 602 (1984).
2. M. Kiritani, *Sci. Rep. RITU (Tohoku University)*, **A35**, 339 (1991).
3. D. G. Doran and S. Ishino (Chairmen), *J. Nucl. Mater.*, **179-181**, 1245 (1991).
4. *Proc. Int. Panel on 14 MeV Intense Neutron Source Based on Accelerators for Fusion Materials Study*, (Ed. A. Miyahara and F. W. Wiffen), Tokyo (1991).
5. M. Kiritani and H. Takata, *J. Nucl. Mater.*, **69 & 70**, 277 (1978).

COMMENT ON INTENSE NEUTRON SOURCE

6. M. Kiritani, *Proc. Int. Conf. Point Defects and Defect Interactions in Metals, Kyoto 1981* (University of Tokyo Press, 1982) p. 59.
7. M. Kiritani, *Ultramicroscopy*, (1991) in press.
8. C. M. Logan and R. W. Russell, UCRL-52903, Univ. of California (1976).
9. R. Nishiguchi, Y. Shimomura, P. A. Hahn, M. W. Guinan, and M. Kiritani, *J. Nucl. Mater.*, **179-181**, 1073 (1991).
10. M. Kiritani, *J. Nucl. Mater.*, **137**, 261 (1986).
11. M. Kiritani, *Mater. Sci. Forum*, **15-18**, 1023 (1987).
12. M. Kiritani, T. Yoshiie, S. Kojima, and Y. Satoh, *Radiation Effects and Defects in Solids*, **113**, 75 (1990).
13. M. Kiritani, *J. Nucl. Mater.*, **160**, 135 (1988).
14. M. Kiritani, T. Endoh, K. Hamada, T. Yoshiie, A. Okada, S. Kojima, Y. Satoh, and H. Kayano, *J. Nucl. Mater.*, **179-181**, 1104 (1991).
15. M. Kiritani, T. Yoshiie, S. Kojima, Y. Satoh, and K. Hamada, *J. Nucl. Mater.*, **174**, 327 (1990).
16. M. Kiritani, M. Hoshino, H. Kato, H. Matsui, I. Ishida, and N. Matsunami, *Proc. 5th Int. Conf. Fusion Reactor Materials, Florida 1991*, to be published in *J. Nucl. Mater.*
17. K. Havancsak, G. Szenes, V. N. Voyevodin, and V. A. Shchegolov, *Proc. Int. Conf. Physics of Irradiation Effects in Metals, Siofok 1991*, to be published in *Mater. Sci. Forum*.
18. K. Noda, H. Matsuo, K. Watanabe, M. Sugimoto, Y. Kato, H. Sakai, T. Kikuchi, Y. Oyama, H. Ohno, and T. Kondo, *J. Nucl. Mater.*, **179-181**, 1147 (1991).
19. M. Sugimoto, *JAERI Symp. High Energy Neutron Source, Tokyo 1989*.
20. Y. Satoh, I. Ishida, T. Yoshiie, and M. Kiritani, *J. Nucl. Mater.*, **155-157**, 443 (1988).
21. I. Ishida, T. Yoshiie, S. Sasaki, A. Iwase, T. Iwata, and M. Kiritani, *J. Nucl. Mater.*, **155-157**, 417 (1988).
22. M. Kiritani, *J. Nucl. Mater.*, **155-157**, 113 (1988).
23. M. Iseki, Y. Suzuki, and M. Kiritani, to be published.
24. M. Kiritani, *Proc. Int. Conf. Physics of Irradiation Effects in Metals, Siofok 1991*, to be published in *Mater. Sci. Forum*.
25. S. Kojima, T. Yoshiie, M. Kiritani, S. Kojima, T. Yoshiie, and M. Kiritani, *J. Nucl. Mater.*, **155-157**, 1249 (1988).

4-2 「今後の材料照射研究と強力中性子源における材料照射研究 —照射損傷基礎課程—」についてのコメント

広島大学・工学部

下村 義治

1. 核分裂型原子炉照射実験で核融合中性子照射損傷研究ができるか？

—強力中性子源照射実験の損傷基礎過程研究での必要性—

(a) 中性子エネルギーの差による変位カスケード損傷の変化の解明。

金属材料を中性子照射すると入射中性子と金属原子が衝突して第一ノックオン原子 (PKA) が発生する。これら PKA の停止する付近に”変位カスケード損傷”が形成する。PKA のエネルギー分布は照射場の中性子のエネルギー・スペクトルに依存する。また、変位カスケード損傷構造は PKA のエネルギーにより非常に異なる。損傷組織発達は変位カスケード損傷よりのフレンケル欠陥の濃度が重要な因子になる。従って、フレンケル欠陥形成に最も大きな寄与をする PKA エネルギー領域を認識しておく事が中性子照射損傷を理解する上で重要である。第1 (a)-(d) 図に PKA エネルギー対累積損傷エネルギー (Integrated damage energy) 曲線を種々の核分裂型原子炉 (KUR, JMTR, FRM-TTB, CP-5, FFTF-MOTA, JOYO) 照射及び 14 MeV D-T 中性子照射の RTNS-II 施設での照射に対して Al, Cu, Fe 及び Au に対して計算して示す。これらの図より明かな様に核分裂中性子照射と核融合中性子照射で損傷組織の発達に大きな役割を果たす PKA エネルギー領域は非常に異なる事が判る。例えば、純銅の場合には JMTR での核分裂中性子照射では 累積損傷エネルギーを小さいエネルギーの PKA よりスタートして損傷エネルギーへの寄与を積分したもので、9 keV 以下の PKA が損傷エネルギーの 20 % を 100 keV 以下の PKA が損傷エネルギーの 80 % を占める。回転ターゲット中性子源施設 (RTNS-II) における 14 MeV D-T 中性子照射した場合には、200 keV 以下のエネルギーの PKA は 20 % の損傷エネルギーを形成する、

そして 520 keV 以下のエネルギーの PKA は 80 % の損傷エネルギーを形成する。第 2 (a) と (b) 図に純銅を商用設計された核融合炉 STARFIRE と現在国際協力で概念設計の完了している ITER での第一壁と超電導マグネット場所での計算した PKA エネルギー対累積損傷エネルギー曲線を核分裂型原子炉及び RTNS-II 照射と合わせて示した。明らかに核融合炉運転環境下での中性子照射での損傷は上に述べた核分裂型原子炉で特徴的な PKA による損傷と 14 MeV D-T 中性子照射に現れる高エネルギー PKA による損傷の両方が存在する状態にある。

異なる PKA エネルギーの第一ノックオン原子により形成する変位カスケード損傷はどの様に構造及び形成動的機構が異なるか、その詳細は今後の研究に待つところが大きい。単純な議論では、核分裂中性子照射した純銅では単一領域の変位カスケード損傷形成に対して核融合中性子照射ではサブ・カスケード領域よりなる変位カスケード損傷が主として形成する。この様な大規模の変位カスケード損傷は単一カスケード領域の線形な重ね合わせにより近似して十分かどうかは今後に明らかにしなければならない点である。言い替えると 250 keV の損傷エネルギーの PKA による変位カスケード損傷は 50 keV の単一領域の変位カスケード損傷が 5 つ出来たのと同じであらうかという事である。これらの点を明らかにして高エネルギー PKA による変位カスケードのオーバーラップにより発達する損傷組織の原子レベル機構を明らかにする為には、強力中性子源での照射実験を行う事が必要である。

(b) ガス原子形成の (appm / dpa) 比の差。

核分裂中性子照射と核融合中性子照射での損傷組織の発達の違いに大きな影響を与えると一般に考えられているのはヘリウム原子の形成である。水素及びヘリウムのガス原子は高エネルギー中性子による (n, p), (n, α) 核反応により形成する。損傷構造発達に及ぼす影響としてはこれらのガス原子形成量と損傷フレンケル欠陥形成量の比が重要である。第一表に、これらの値 (appm/dpa)比を核分裂中性子照射 (KUR-LTL) と核融合中性子照射 (RTNS-II) に対して計算したものを示す。また同時に核融第一壁及び後に述べる強力中性子源 (ESNIT) での照射に対する値も合わせて示している。これらの計算結果より明かなように核反応により形成する水素及びヘリウムの形成の対損傷エネルギー比は核分裂中性子照射及び核融合中性子照射で大きく異なる。これらの数値の中で純銅の場合の水素の対損傷エネルギー比のみは核分裂及び核融合中性子照射の場合であまり異なっていない。これ

らのガス原子の存在はボイド等の損傷欠陥形成に重要な因子となる。これらの効果を強力中性子源を用いて実験的に調べる事は極めて重要であり有益である。

2. エネルギー選択中性子照射施設 (ESNIT) での照射損傷パラメータと ESNIT 施設に対する期待

日本原子力研究所では米国での FMIT 強力中性子源に類似のエネルギー選択中性子照射施設 ESNIT (Energy Selecting Neutron Irradiation Testing Facility) 建設に向けての計画が進んでいる。第 3 (a) 図に ESNIT での中性子のエネルギー分布を液体リチウム・ターゲットに対する打ち込む重陽子のエネルギーの関数として野田等により計算されたものを示す。RTNS-II に比較するとかなりのエネルギー分布に広がりがある。特に、20 MeV から 50 MeV 間の中性子に対する原子散乱に対する断面積が明かでないために ESNIT での high energy tail の存在がしばしば問題にされている。この中性子エネルギー分布を他の照射施設におけるレサジー単位での中性子エネルギー分布と比較したのが図 3(b) である。図 4(a)-(d) に Al, Cu, Ni, Fe に対して ESNIT 照射での PKA energy/integrated damage energy 曲線を核融合 D-T 中性子照射及び核分裂中性子照射に対する曲線も合わせて示す。これらの計算では、20 MeV 以上の中性子はすべて 20 MeV 中性子として近似して計算した。これら中性子数の割合は少ないので、この様な近似は定性的な議論に対して十分に有効と考えられる。ESNIT 施設での中性子照射はこれらの図 4 より核分裂中性子照射と核融合中性子照射の間の PKA 損傷を研究するのに役立つ事を示している。ESNIT における照射により発生する H, He 原子の appm/dpa 比を計算して第 1 表に示した。これらの値は ITER 第一壁での値に極めて近い。この二つの点で ESNIT への期待する所は非常に大きい。

3. 強力中性子源を用いての今後の材料中性子照射損傷の基礎過程研究

(a) 高エネルギー PKA による変位カスケード損傷基礎過程

変位カスケード損傷の形成動的過程の PKA エネルギー依存性を実験的及びコンピューター・シミュレーション計算で明らかにする事は重要である。また、これらの高い PKA エネルギーによる変位カスケード損傷形成によるカスケード・オーバーラップ機構を明らかにする事も非常に重要である。

(b) 高エネルギー中性子照射した金属でのボイドの形成

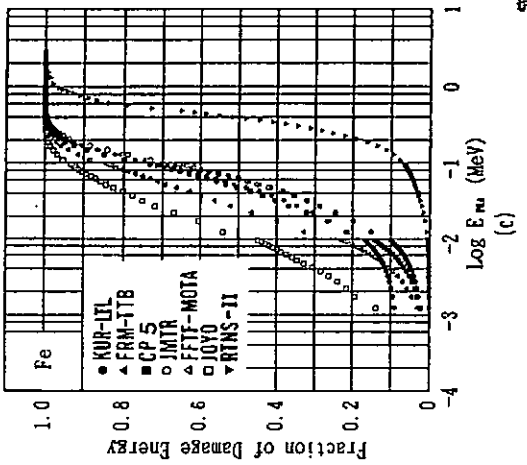
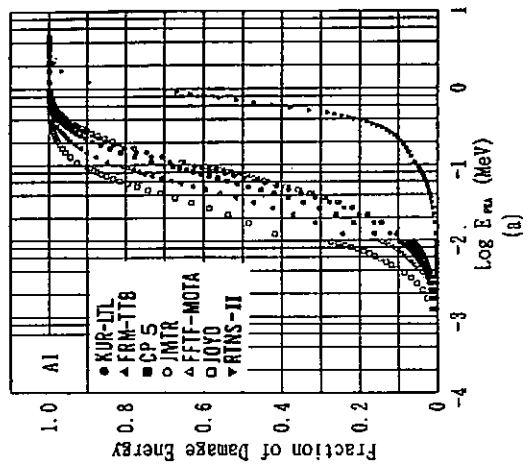
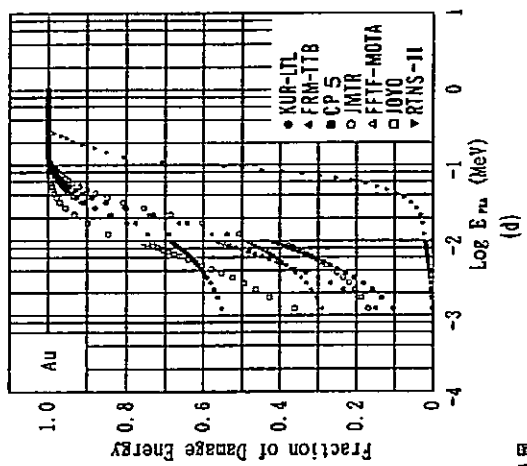
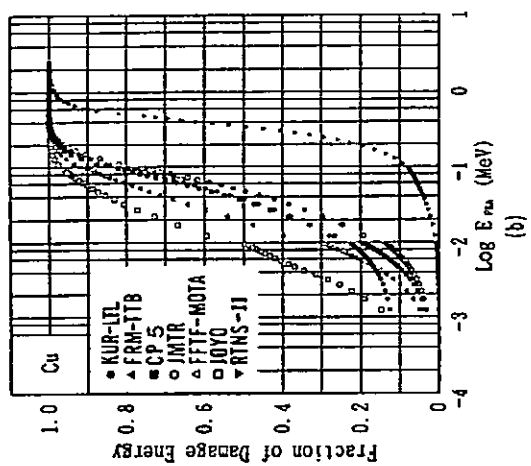
ボイドの形成には水素及びヘリウム原子が重要な役割を演じている様である。原子核反応により生ずる水素及びヘリウム原子のボイド形成への寄与を正確に調べなければならない。水素及びヘリウム以外の原子でボイドの形成過程に重要な役割を演じるものはないか解明しなければならない。また、高エネルギー PKA により形成する変位カスケード損傷の芯では損傷形成の冷却期直後にマイクロ・ボイド構造をした原子空孔集合体形成が起きるか実験的に明らかにしなければならない。これらボイドの形成に連携して起きる転位組織の発達及びこれら欠陥の力学的性質に及ぼす影響につき明らかにしなければならない。これらの点についての詳細な検討については紙面の関係で別の機会に述べる。

A l	H (appm/dpa)	He (appm/dpa)
KUR-LTL	2.22	0.414
ITER 1ST WL	20.2	21.8
ESNIT D28MeV	33.8	28.1
RTNS-II	38.4	43.1

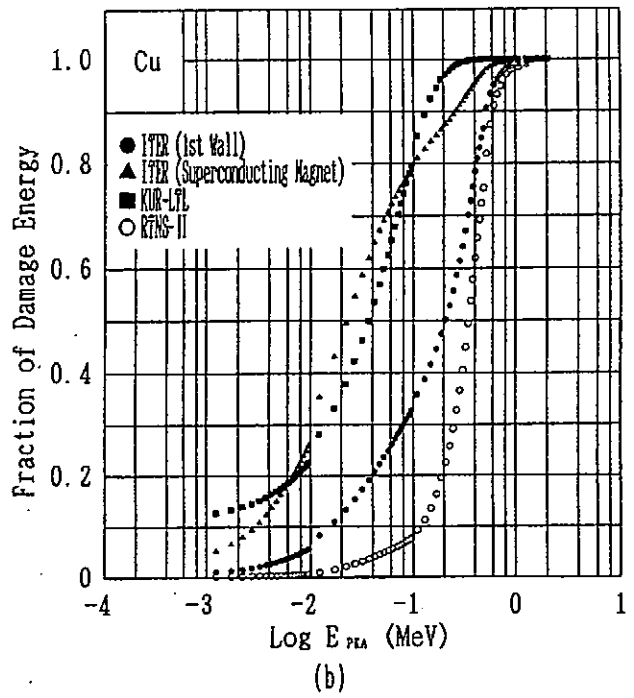
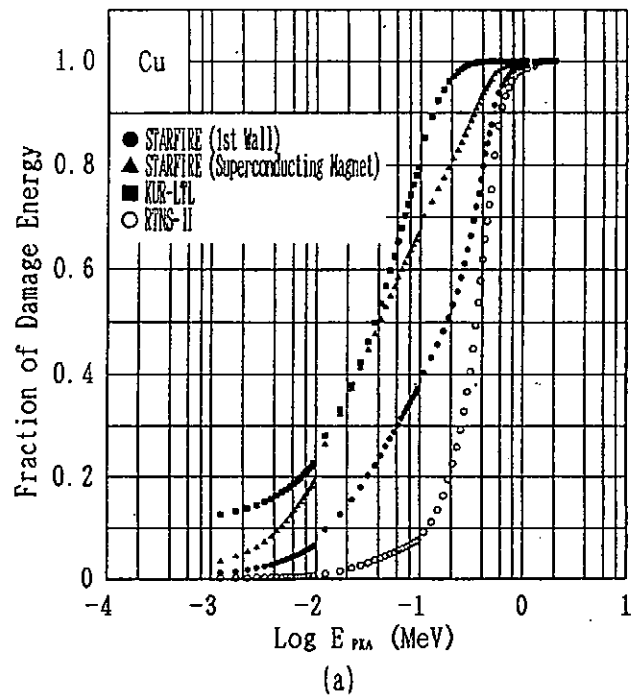
C u	H (appm/dpa)	He (appm/dpa)
KUR-LTL	9.54	0.264
ITER 1ST WL	11.2	7.00
ESNIT D28MeV	17.3	7.81
RTNS-II	9.71	9.62

N i	H (appm/dpa)	He (appm/dpa)
KUR-LTL	51.5	3.97
ITER 1ST WL	93.7	32.5
ESNIT D28MeV	137.7	37.9
RTNS-II	95.4	46.1

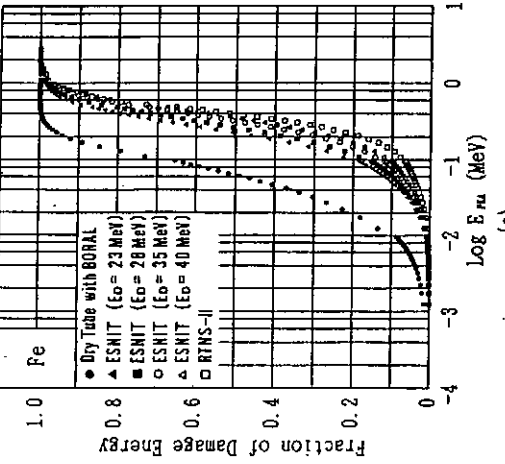
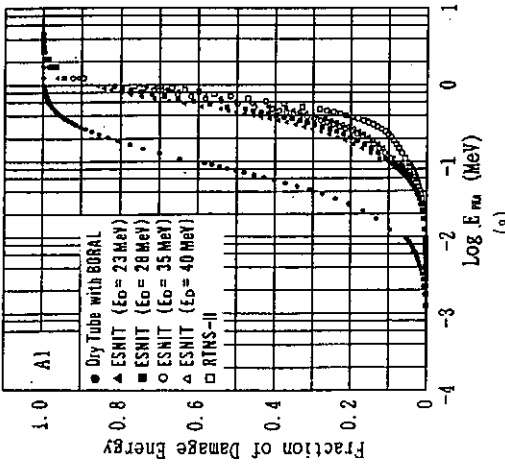
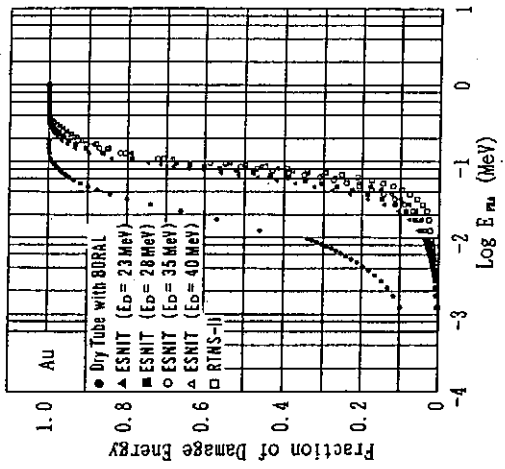
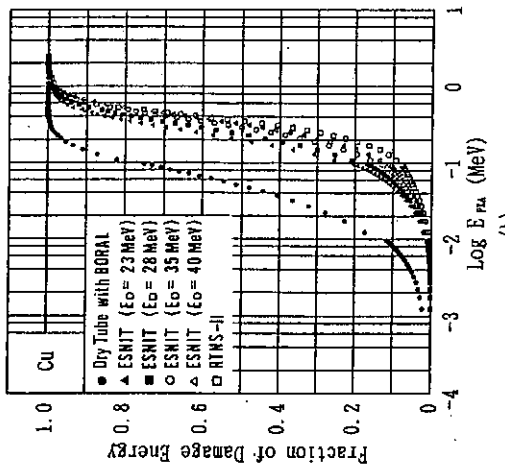
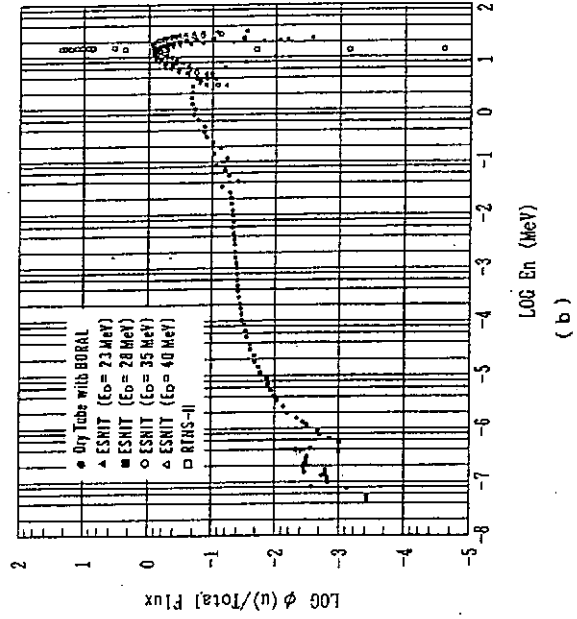
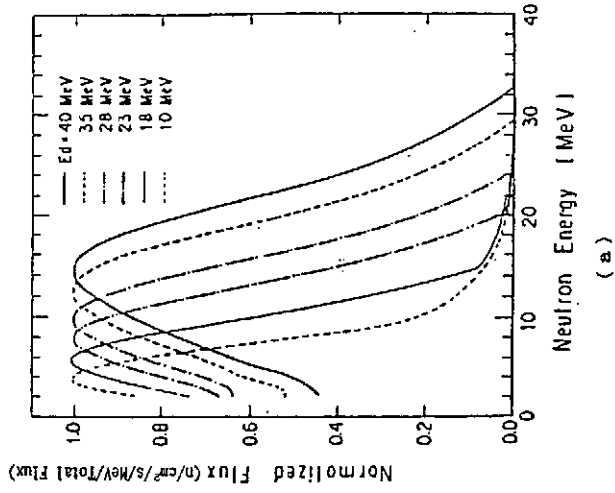
F e	H (appm/dpa)	He (appm/dpa)
KUR-LTL	4.90	0.308
ITER 1ST WL	33.6	8.98
ESNIT D28MeV	38.2	8.96
RTNS-II	46.4	13.1



第1图



第2图



第4图

4-3 今後の材料照射研究と強力中性子源における材料照射研究 —構造材料—

東北大学工学部
阿部 勝憲

強力中性子源の目的は、核融合炉の設計製作に必要で高エネルギー中性子に関する炉工学課題を解決することである。そのなかで材料とりわけ構造材料の研究開発は核融合炉の実用化の鍵をにぎる。構造材料の開発とデータベース整備には広範囲の長期間にわたる研究開発が要求される。非照射状態の材料特性に関する研究開発や原子炉等の既存の照射設備を用いた照射効果の研究開発と有機的に組み合わせられてはじめて強力中性子源の目的が達成される。強力中性子源は国際的にも数が限られしかも限定されたスケジュールのもとでのみ実現されるものである。したがって強力中性子源による構造材料照射研究は特有の境界条件を満足した戦略のもとに行われなければならない。以下にこの戦略で考慮すべき因子と提案をまとめる。

1. 強力中性子源の役割と建設スケジュール

核融合炉の開発スケジュールは2010～2020年の間の実証炉（DEMO）の建設をめざしている（例えば森ダイアグラム、ICFRM-4、フロリダ、1991年11月）。実証炉の炉工学・材料開発と設計データをとるための強力中性子源の建設決定は、強力中性子源建設のためのR&D期間および実証炉の材料R&D期間を考慮すると、実証炉建設の約20年前になされている必要がある（例えば石野メモ）。したがってこの目的の強力中性子源は1990～2000年の間に建設の合意が形成される必要がある。

一方、実験炉（ITER級）の炉工学・材料開発に寄与し上記の強力中性子源のR&Dに寄与するような核融合基盤研究用の中性子源は1990～2000年に設計、建設、実験がなされる必要がある。このように強力中性子源の役割はそのターゲットとする核融合炉の規模と建設スケジュールに直結している。その役割に対して有効な構造材料照射研究プログラムが作製されなければならない。主要構造材料の候補と、その照射研究課題の決定がキーポイントである。

2. 構造材料 R & D と強力中性子源

構造材料の照射特性データベースは、炉設計に直結した段階から照射損傷機構にさかのぼる段階までの広いスペクトルが必要である。すなわち

[装置工学的] ……短期／既存材料

- コンポーネントの確性試験
- 設計に必要な機械的性質データ
- 材料開発／スクリーニング
- 照射損傷機構／モデリング

[材料科学的] ……長期／開発材料

強力中性子源はそれぞれの項目に総合的に生かされなければならない。したがって構造材料 R & D のための照射研究は確固たるテストマトリックスのもとに行う必要があり、その立案機構が重要である。

軽水炉の構造材料の開発／設計における照射研究をふり返ってみると材料と照射損傷の組合せに極だった 2 例がある。

〈第 1 例〉

- 要素：燃料被覆管
- 形状：薄肉管
- 環境：高温、高フルエンス、硬い中性子スペクトル
- 使用：交換を前提
- 寿命因子：腐食によるリーク（定期点検）

〈第 2 例〉

- 要素：圧力容器
- 形状：大型構造・溶接
- 環境：比較的低温、低フルエンス、軟らかい中性子スペクトル、長期間
- 使用：炉寿命まで使用
- 寿命因子：靱性（監視試験）

これらの2つの例では材料の開発スケジュールと材料課題・対策は異なる。核融合炉の構造材料において第1壁構造材料は第1例の環境で第2例の条件も要求されている。照射による材料特性の劣化に対する対策が、軽水炉の場合には、材料開発—使用経験とどのように対応してきたのか、軽水炉、高速炉の材料開発の経験を吟味する必要がある。その上で核融合炉構造材料の特徴とその開発戦略を検討する必要がある。

3. 構造材料の機械的性質の変化

核融合照射環境における候補材料の機械的性質の変化は、基本的な引張性質から破壊靱性、クリープ破断寿命の変化など多様である。これら機械的性質の変化は照射に伴うマイクロ組織の発達によってもたらされる。候補材料それぞれのマイクロ組織の発達は、照射環境因子（中性子スペクトル、照射速度、照射履歴、フルエンス、 He/dpa 、温度、応力など）とこれら因子の複合条件と変動に依存する。これらの照射環境因子は核融合炉、強力中性子源、原子炉（高速炉、熱中性子炉）でそれぞれ異なる。候補材料と機械的性質の組み合わせによって照射環境因子の影響は異なる。したがって強力中性子源を補完する原子炉照射研究の役割が重要である。

4. 強力中性子源と他の照射手段との関連

実証炉の炉工学・材料開発のための強力中性子源の数は国際的にもほぼ1台と考えられる。この1台ですべてのR&D課題をカバーできない。

先行する原子炉照射研究において、候補材料の機械的性質について実験データの取得と機構の検討がなされ、照射温度やフルエンスなど種々のパラメータ依存性について前もって“実験式”が整理されている必要がある。

強力中性子源照射研究においては、（1）上述の実験式に対して核融合条件での絶対値データを提供すること、（2）核融合中性子に特有な現象、 He 効果や核変換効果など、について新しい実験式を作ることである。

5. 機械的性質に及ぼす He の影響

核融合中性子源RTNS-IIでほとんど不可能であった課題の1つが、構造材料の機械的性質に及ぼす He の影響である。高温クリープ/疲労劣化など粒界が密接に関連する機

械的性質についてはHeの影響が特に大きいと予想されている。

各材料におけるHe効果の研究段階は同じではない。引張性質に限ってみても、原子炉を用いたオーステナイト鋼ではスペクトル調整やアイソトープ調整により同時効果がかなり明らかにされているのに対して、バナジウム合金ではこれまでのボロン-10法や静的トリチウムトリック法に加えて動的トリチウム法により同時効果の研究方法が開発されている段階である。フェライト鋼やモリブデン合金においては機械的性質に対するヘリウム予注入効果でさえも十分明らかにされてはいない。したがってオーステナイト鋼については実験式ができていて強力中性子源により絶対値をとる研究を行うことができるのに対して、フェライト鋼では強力中性子源による研究が新しいデータを与えることになる。強力中性子源によるR&D戦略をたてる上で、候補材料の例えばHe影響の研究段階は重要な要素である。

6. 構造材料研究における強力中性子源照射室

実現性の高い加速器型の強力中性子源をとってみてもマシンタイムやスペースは原子炉照射にくらべて制約がある。照射室のマシンタイムとスペースを有効に利用するために、基本的な配列は

(1) キャプセル型照射装置

フルエンス、スペクトル、温度依存性など、機械的性質やマイクロ組織の基本的特性を調べるための汎用型、

(2) 環境照射装置

冷却材との両立性、雰囲気影響など環境を制御して照射を行う、

(3) その場試験装置

照射下クリープ・疲労試験や電気伝導などの輸送特性その場試験を行う、を組合せる必要がある。

これらのターゲットの稼働性、交換性を高めるために3次元な組み合わせやホットラボの開発が必要である。また強力中性子源は定常的に運転される必要がある。

7. 強力中性子源による構造材料照射研究への提案

(1) 照射キャプセルによる研究(基礎)

○候補材料の機械的性質とマイクロ組織との相関

- 候補材料開発をにらんだ長期的テストマトリクスの準備
- 照射後試験・解析の高度化
- (2) 複合。両立性試験法の開発
 - 複合条件（温度応力変動下など）
 - その場試験（照射下クリープ・疲労など）
 - 腐食・両立性試験用環境装置
- (3) 候補材料の使用限界データ
 - 評価試験法（含む微小化）
 - 破壊靱性／絶対値と外挿範囲
- (4) 長期的材料開発をめざした新しい概念
 - 損傷の自己修復特性を有する材料
 - 低放射化調整材料
 - 先進的材料（高靱性セラミックス、金属間化合物、非晶質）
 - 核変換応用
- (5) 核融合照射環境因子を広げること
 - He / dpa 値を広げること
 - D、T、He イオン共存（表面付近）による両立性や機械的性質変化
 - 強力中性子源と軽イオンビームや核変換法の組み合わせ
- (6) 強力中性子源建設の前にやっておくこと
 - 候補材料の絞りこみ
 - その場試験法や微小試験法の開発

今後の材料照射研究と強力中性子源に
おける材料照射研究－構造材料－

東北大学・工学部
阿部 勝憲

1. 強力中性子源の役割と建設スケジュール
2. 構造材料 R & D と強力中性子源
3. 構造材料の機械的性質の変化
4. 強力中性子源と他の照射手段の関連
5. 機械的性質に及ぼす He の影響
6. 構造材料研究における強力中性子源ターゲット
7. 強力中性子源による構造材料照射研究への提案

1. 強力中性子源の役割と建設スケジュール

核融合装置（森ダイアグラム）

（材料開発）
（設計データ）

強力中性子源（石野メモ）

・ 中性子源-II

← ---- → DEMO

20年前に決定

1990 2010

2000 2020

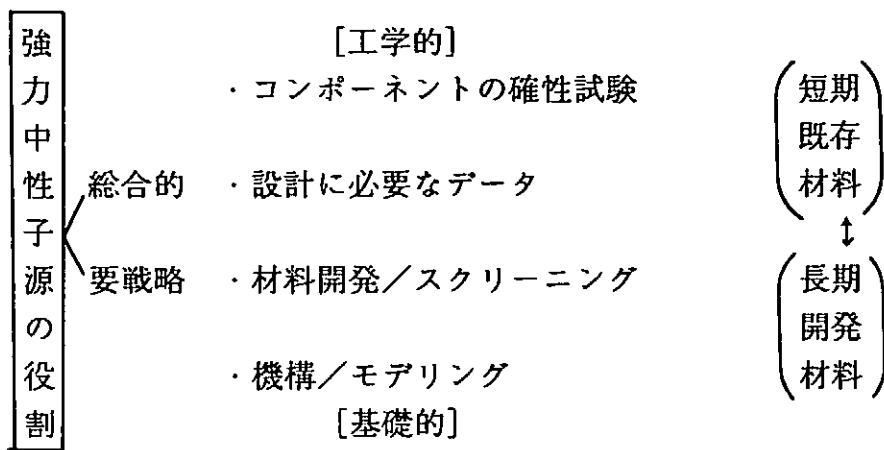
“DEMOの材料開発”

・ 中性子源-I

“ITERの材料開発”

“中性子源-IIの R & D”

2. 構造材料 R & D と強力中性子源

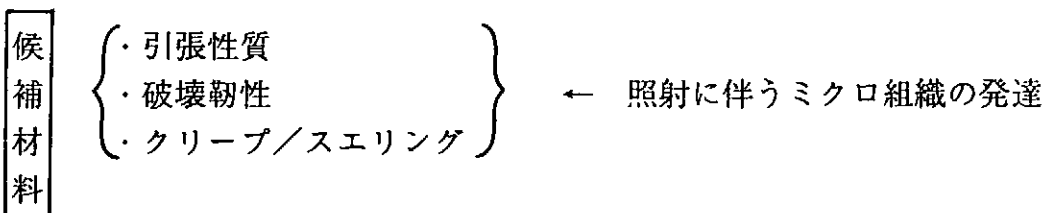


☆軽水炉の構造材料 [開発・設計] における照射研究

- ・燃料被覆管/薄肉管
[高温、高フルエンス、硬スペクトル、交換] . . . 腐食/リーク
- ・圧力容器/大型構造、熔接
[低温、低フルエンス、低スペクトル、長期] . . . 靱性低下

開発スケジュールと材料問題・対策は異なる。
核融合炉の構造材料

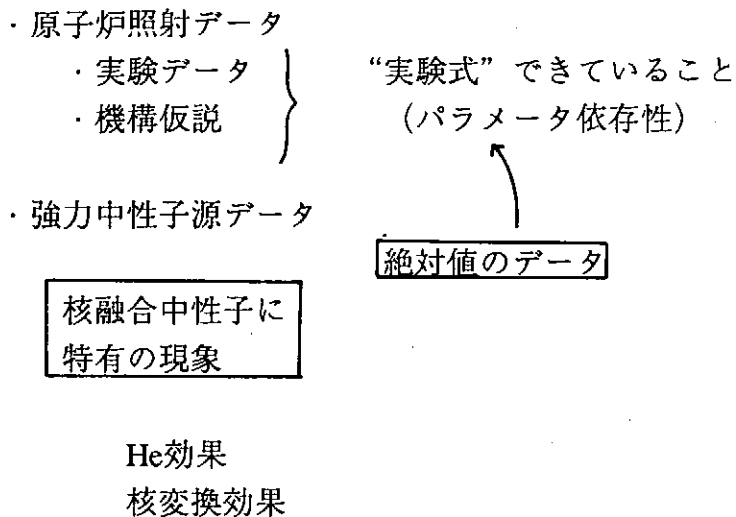
3. 構造材料の機械的性質の変化



照射環境パラメータ	実機	中性子源 -I, -II	原子炉	
			高速炉	熱中性子炉
スペクトル				
照射速度				
フルエンス				
He/dpa				
T				
σ				
複合条件変動				

4。強力中性子源と他の照射手段の関連

(～1台) 全てをカバーできない



5。機械的性質に及ぼすHeの影響

—RTNS-IIではほとんどなされなかった—

- ・He効果の大きな性質
 ex. 高温 (クリープ・疲労) 脆化
- ・各材料におけるHe効果の研究段階

オーステナイト鋼
スペクトル調整

(同時効果) → 絶対値

アイソトープク

バナジウム合金
B-10、トリチウム

(同時効果) → “

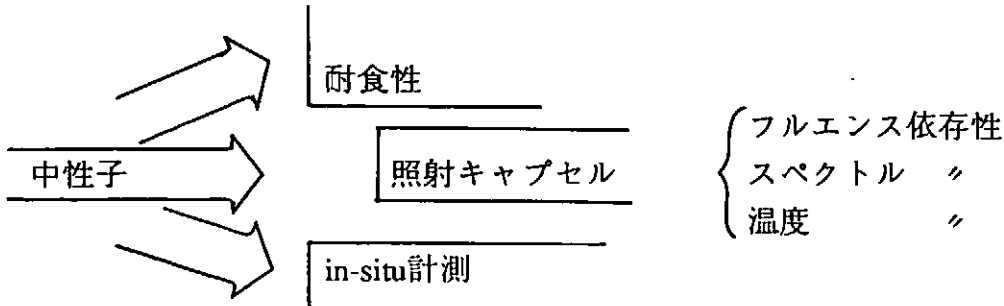
DHCE

フェライト鋼
Mo/W

予注入の段階 → 新データ

6. 構造材料研究における強力中性子源ターゲット

- ・マシンタイム
- ・スペース



- ・実験ターゲットの交換性、可動性
3次元的組み合わせ
- ・中性子源は準定常的運転

7. 強力中性子源による構造材料照射研究への提案

- (1) 照射キャプセルによる研究 (基礎)
 - ・機械的性質—マイクロ組織
 - ・長期的テストマトリクス of 準備
 - ・照射後試験・解析の高度化
- (2) 腐食・両立性試験
 - ・複合条件
 - ・in-situ、炉外試験
- (3) (既存) 候補材料の使用限界データ
 - ・試験法 (含む微小化)
 - ・破壊靱性/絶対値と外そう範囲
- (4) (長期的材料開発) 新しい概念
 - ・損傷の自己修復特性
 - ・低放射化調整材料
 - ・先進的材料
- (5) 核融合照射環境広げること
 - ・He/dpa値をふること
 - ・D, T, Heイオン共存 (表面付近)
 - 軽イオンビームの同時利用
 - ・核変換法の利用

4-4 「今後の材料照射研究と強力中性子源における材料照射 研究-構造材料-」についてのコメント

東京大学工学部

幸野 豊

どのような設備を想定するにしろ、将来建設される強力中性子源で研究対象とされる材料、なかでも構造材料はDEMO炉での使用を念頭においた材料であると考えられる。その場合、第一壁構造材料としてはフェライト系鉄鋼材料なかでも低放射化鉄鋼材料が主体となると予想され、その100dpaを越える照射での組織安定性、機械的性質変化の研究が主要な部分を占めると考えられる。現在進められつつあるFFTFやHFIRを利用した構造材料照射においても多くのフェライト系鉄鋼材料が照射されており、その大半は機械的性質を調べるための各種強度試験片で構成されている。

大巾な微小化が計られているとはいえ電子顕微鏡試料に比べれば機械試験用試料は依然大寸法であり桁違いの容積を占める。ちなみに、MOTA-2B（FFTFサイクル12）において装荷されているフェライト鋼機械試験片の概算容積をみると、約20鋼種、4照射温度において、シャルピー試験片・引張り試験片・クリープ試験片など約6種類の機械試験片が含まれており、その総容積は600cm³を越えるものとなっている。平均的には1鋼種1温度あたり約6~10cm³のボリュームを必要としていることになり、機械的性質に関する十分な情報を得ようとすればこの程度の容積が1つの材料について最低限必要となる。

現在検討が進んでいる原研のESNIT計画に関し、このような点から仕様をみると10dpa/yを達成できる照射スペースは5cmX5cmX5cmとされており、仮に構造用鉄鋼材料（フェライト鋼）のみが照射対象とされるとしてもせいぜい5種類程度の材料が照射可能ということになり、照射容積の点では極めて厳しい制約であるといえる。さらに100dpaレベルの特性変化明確化のためにはこれを10年間継続する必要があることになり殆どこの目的のために占有されることにもなる。したがって、構造用鉄鋼材料に関して充実した系統的研究をなしうるためにはESNITの規模は極めて不十分であり、少なくとも数リットル規模の照射容積を備えた中性子源が将来的には是非とも必要になるであろう。一方で、試験片体積を一層の微小化を計り照射容積の制約を克服する努力も必要であり様々な検討がなされているが、逆に破壊靱性試験等ではより大型の試験片の必要性が言われるなど、試験片微小化が総体的には進められつつあるものの照射容積の飛躍的な節約につながっていくとは考えにくい。したがって、ESNITを含め将来的な強力中性子源での構造材料照射を考える場合、極めて厳しい材料の選択・絞り込みが必須であり、そのための基準の確立が必要である。

今後の材料照射研究と強力中性子源における 材料照射研究

〈構造材料〉 (コメント)

東京大学 工学部 幸野 豊

◆ 強力中性子源での材料照射研究は、DEMO炉以降を想定するもの(?)。

→ 第一壁の主要構造材料：フェライト系鉄鋼材料（低放射化フェライト鋼）

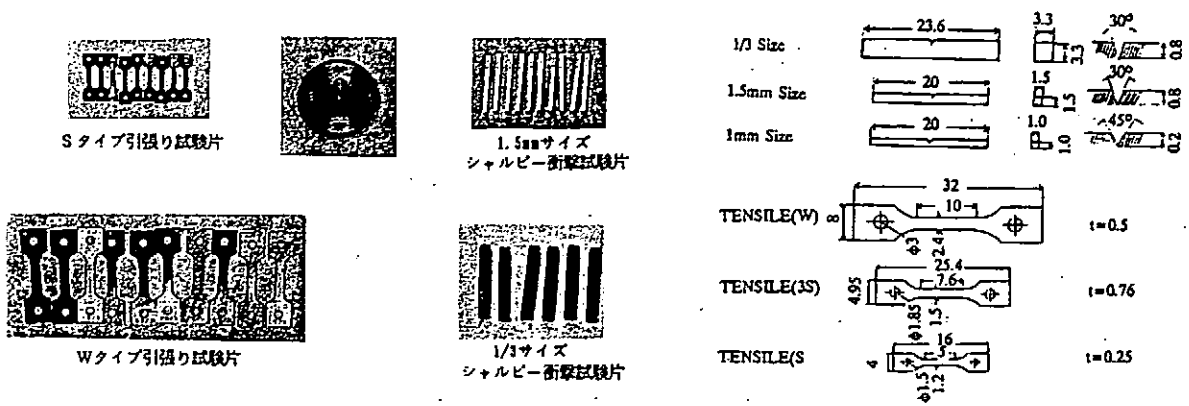
→ 100dpaレベルでのフェライト系鉄鋼材料の各種機械的性質変化の研究

FFTF/MOTA照射研究プロジェクトの概要

微小試験片による材料評価

各種微小試験片を用いた試験法が確立され、照射試験への本格的適用が開始された。

- ★微小試験片の規格化および標準化
 - 通常サイズ試験片に比べて1/100~1/1000の大きさ（体積比） -
 - 限られた照射容積の克服 -
 - 取り扱い時の放射線被曝の低減 -
- ★微小試験片を用いた各種試験技術の確立
 - 引張り試験、シャルピー衝撃試験、3点曲げ試験、バブル試験 -



FFTF/MOTA照射研究で用いられている各種微小試験片の例

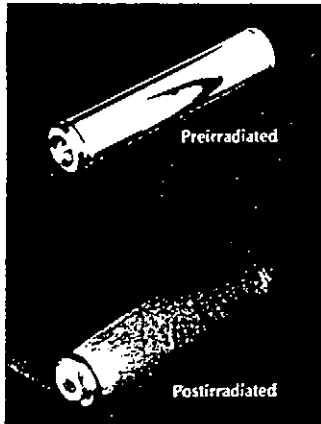
構造材料の照射下内圧クリープ試験

加圧微小円筒試験片を用いることによって照射下でのクリープ測定が可能。



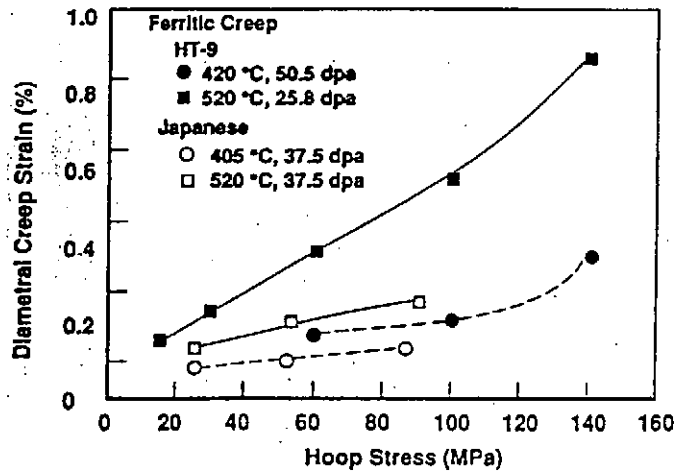
5 mm

内圧クリープ試験片外觀



照射前後での試験片形状の変化

- ☆ヘリウムガス封入による内圧付与。
- 最大約150MPaのhoop stressを付与可能 -
- ☆各照射サイクル後での外形寸法測定。
- 非接触レーザー測定装置、測定精度 ±1.3μm -
- ★照射下クリープ測定法としての有用性が示された。



試験片外径寸法変化の内圧・照射条件依存性

NIFSシンポジウム

【核融合炉材料照射用強力中性子源の設計と大学の役割】

平成4年3月5日 於・核融合科学研究所

ESNIT想定 → 厳しい照射容積、照射量の制約

5 cm X 5 cm X 5 cm、 10 dpa/年

現状で研究・検討対象とされている低放射化フェライト鋼機械的性質研究用試料の種類・量

試験片タイプ	数量 (全体)	鋼種	温度
1mm CVN	~50	JLF1~6	
1.5mm CVN	~500	NLF0~4	~350°C
1/3サイズCVN	~50	AS3、4	~400°C
SサイズTensile	~1000	F82H	~500°C
WサイズTensile	~150	(JFMS)	~600°C
クリープチューブ	~200	(HT-9)	
		(ODS)	

(FFTF/MOTA-2B、サイクル12)

→ 1鋼種、1温度当たり約6~10cm³の所要容積

■ 低放射化フェライト鋼に限ったとしても非常に膨大な照射スペースを必要とする。

- 対象鋼種の大幅な絞り込みが必要
- 微小試験片技術の一層の高度化（微小化）
- エネルギー選択性（ESNIT）は必要か？

照射スペースにおいて必要な具備性能

- ★ *in-situ*測定：照射下クリープ、破壊靱性、．．．．
 - ★ 多様な温度設定、温度制御
 - ★ 照射ユニットの分割、照射中での取りだし・装荷
- 試料空間の減少：より厳しいスペース制約

PIE

- ◎ ホットラボ
- ◎ 各種強度試験装置の整備

MATRON upgrade
全自動高速衝撃試験機

現状での E S N I T の仕様を前提にすれば、

鉄鋼材料、就中（低放射化）フェライト系鉄鋼材料のみを
対象としたとしても、鋼種の厳しい絞り込みが必要。

4-5 今後の材料照射研究と強力中性子源における 材料照射研究-機能材料-

九州大学工学部

木下 智見

要旨

近年、国際トカマク実験炉(ITER)の設計作業の進捗と共に、セラミックス材料の使用環境や使用条件も徐々に明らかになってきた。セラミックス材料に要求される機能として、金属材料と同様に機械的・構造的安定性の他に、電気的、磁氣的、光学のおよび熱的性質等が要求される。放射線照射損傷の立場から見れば、これらの性質のほとんどは、原子のはじき出し損傷と共に、電子の状態に大きく影響を受ける。したがって、セラミックスの照射損傷の特徴として、照射後の物性変化より、照射下における物性変化が重要になる。

放射線照射下での物理量 x は、一般に、材料学的因子の他に、照射温度、中性子スペクトル、照射時間、 γ 線スペクトル、雰囲気および電場等の諸因子に依存する。したがって、照射実験をする際、これらの因子が正確に、しかも、独立に変え得ることが望ましい。また、前述したように、セラミックスに要求される性質の特殊性から判断して、照射下における「その場」実験が必須である。照射温度の制御性、中性子スペクトル、 γ 線スペクトルおよび中性子/ γ 線の比の重要性を示す実験結果の例 [OHP: $MgAl_2O_4$ の原子炉内での制御型照射と従来型照射の組織の比較; OHP: 中性子照射および非中性子照射した αAl_2O_3 の1 MeVパルス電子照射による欠陥形成量の比較 (Tanimura & Itoh)] を紹介する。また、セラミックスの物性は金属以上に雰囲気に大きく依存し、その例 (OHP: 冷水および沸騰水で処理した MgO の1 MeV電子照射下での組織の比較) を示す。

核融合炉用セラミックス材料にとり、放射線照射下における物性変化の評価は重要であり、特に14 MeV中性子照射下における絶縁材の特性評価を急ぐ必要がある。野田(原研)および金田(九大)は、原研の14 MeV中性子源(FNS)を利用して、世界ではじめて14 MeV中性子照射下における αAl_2O_3 の電気伝導度を測定した。その装置の略図と測定結果の例 [OHP: 一部の測定装置の略図; OHP: 中性子照射時と非照射時の電気伝導および中性子線束密度と時間の関係] を示す。照射誘起伝導度(RIC)は室温照射の場合には、X線照射の場合と同様吸収線量にほぼ正比例して増加する [OHP: RICと吸収線量の関係 (Noda & Kaneda)]。この関係を仮にITERの条件まで外挿すると、 αAl_2O_3 はITERの絶縁材として

十分機能することになる。しかし、最近Hodgsonにより適度のはじき出し損傷、電子励起、電場および点欠陥の移動が重畳する条件では絶縁破壊が生じる [OHP: 1.8MeV電子照射下における $\alpha\text{Al}_2\text{O}_3$ のRICと照射時間の関係 (Hodgson)] 事が報告されている。彼の結果は電子照射下での現象であるが、14MeV中性子照射下でも同様な現象が起きる可能性があり、 $\alpha\text{Al}_2\text{O}_3$ はITERの条件でさえ瞬時に絶縁破壊を起こすことになる。

核融合炉材料を開発する戦略として一般に

- (1) 既存の材料の使用条件下での評価、
- (2) 新しい材料の開発、
- (3) 開発に向けての基礎学理の確立、が挙げられる。

ITERを例にしても、先に一つの例を示したように、(1)の作業のみではITERは成立しない可能性は極めて高い。(2)および(3)の作業の重要度は、個々の研究者がいる組織・立場で異なるが、国際的には(特に日本国内とは言わない)双方がバランス良く並行して行われるべき内容であり、いずれにしても良くキャラクタライズされた中性子源は必須である。セラミックスにとっては、重ねて「その場」実験と、種々の因子の重畳または同時効果の重要性を特に強調したい。その意味で接近性の良い加速器型の中性子源に強い魅力を感じる。そして、その中性子源の特長を生かし、電子励起用および不純物元素抽入用の加速器を併設して諸因子を独立に制御するシステムが望ましい。

エネルギー選別型中性子源 (ESNIT)は、セラミックスの研究を保証する条件を備えている。諸般の事情を考慮すれば、ESNITは、現時点では最良の計画かもしれない。機能材料に限定し、大学に居る者の我が儘を言うなら、大学では前述の(3)を基本とした材料開発が前提であるべきであり、大学人が(3)から逃避すれば如何にして(2)と(3)のバランスが取れるのか危惧する。その意味で(3)にとり、RTNS-IIクラスの中性子源が重要な役割を果たすことは疑いない。

大学の研究は「基本原理に忠実であるべき」であり、また「論理性に基づく教育」こそ学生への贈物であるべきと信じる。ESNITとRTNS-IIクラスの中性子源を並行して追求する事が得策との意見もあるが、研究上の必要性および大学の役割からして、RTNS-IIクラスがまず先行することが望まれ、その戦略を押し進める可能性(政治力)は無いのでしょうか？

今後の材料照射研究と強力中性子源における
材料照射研究－機能材料－

木下 智見
(九州大学 工学部 応用原子核工学科)

N I F S シンポジウム
(平成4年3月5日；於核融合科学研究所)

§ General aspects of expected studies
for fusion materials (ceramics)

- (1) Electrical, optical and thermal properties
- (2) Swelling
- (3) Mechanical properties
- (4) Diffusion controlled properties
- (5) Corrosion
- (6) Microstructures
- (7) Others

Physical properties, x:

$$x = x(T, \phi_n(E_n), t, \phi_r(E_r), \\ \text{Imp. } [\phi_n(E_n)], \text{Atm, V, } \dots)$$

(1) Well defined radiation environment;

- Controlled T
- Controlled t (pulse or continuous)
- Well defined spectrum of neutron and γ -ray,
 $\phi_n(E_n)$ $\phi_r(E_r)$
- Works on neutronics for PKA spectrum,
 $f(E_n, E_p)$

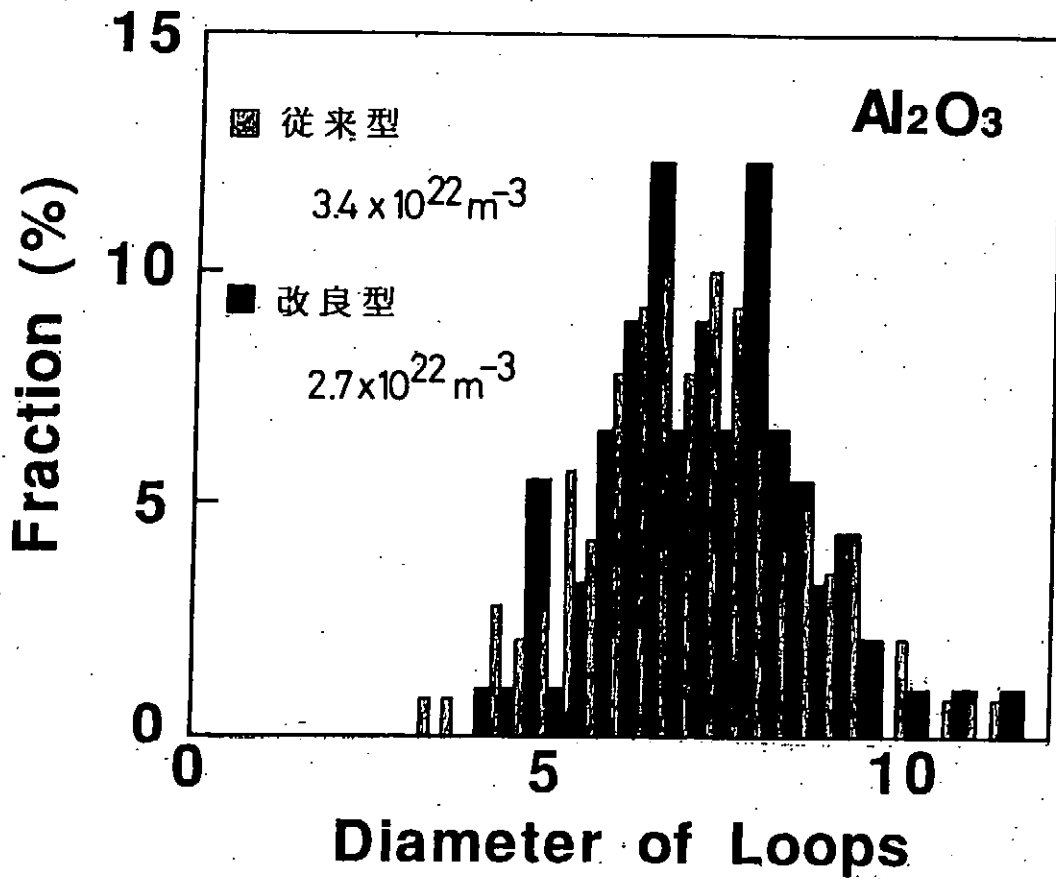
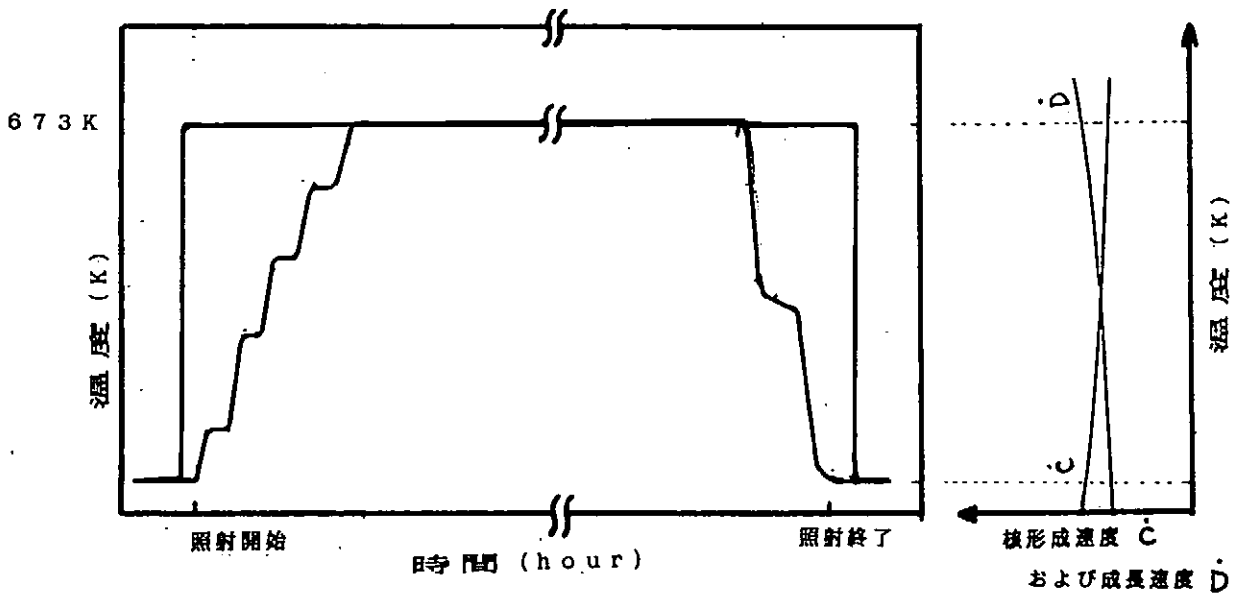
$$x \rightarrow \int \phi_n(E_n) f(E_n, E_p) dE_n dE_p$$

(2) Parameters should be changed independently;

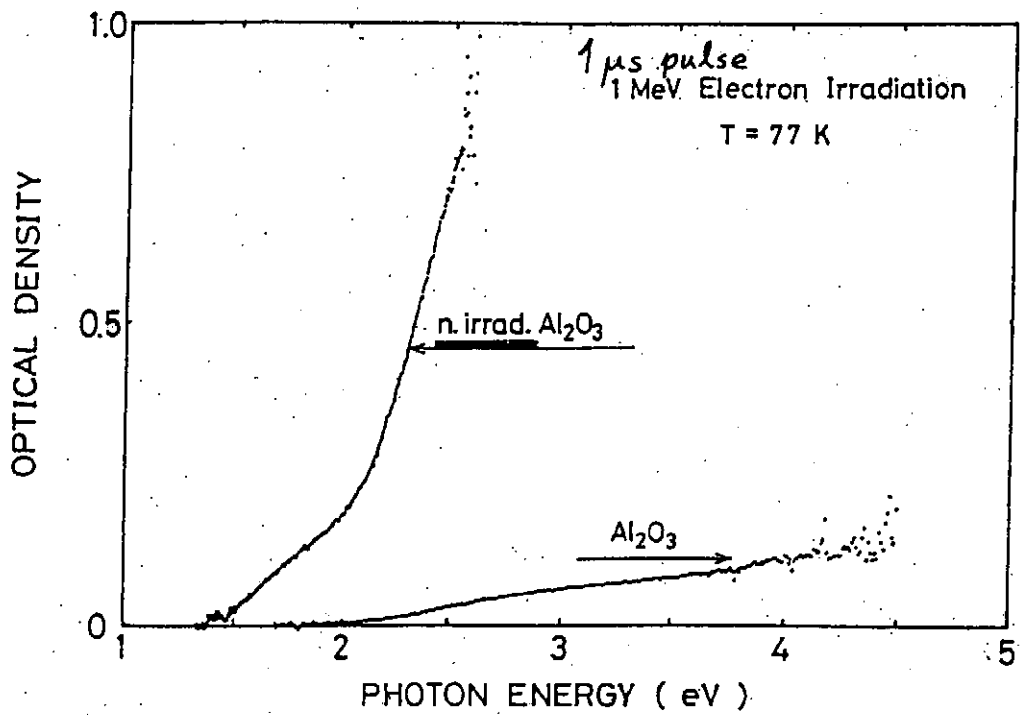
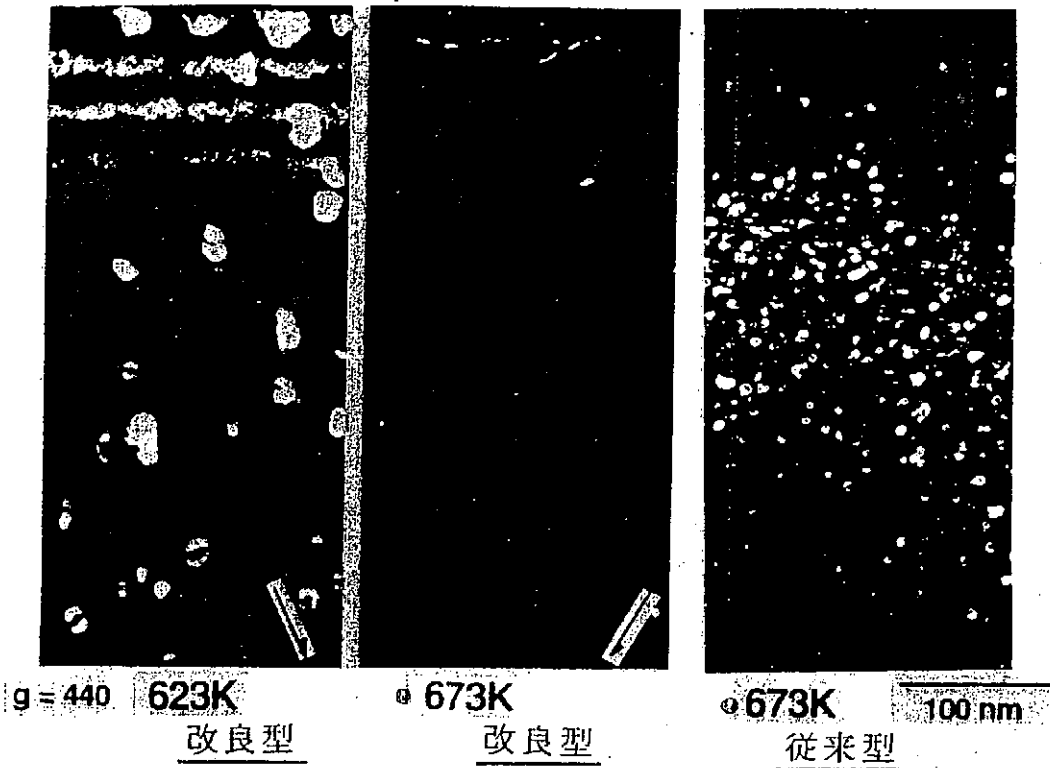
- Neutron + e^- (Acc.) $\rightarrow \phi_n(E_n) / \phi_r(E_r)$
- Neutron + ion (Acc.) $\rightarrow \phi_n(E_n) / \phi_{\text{imp}}$
- Atmosphere
- Electric field

(3) In-situ (or In-beam) experiments;

- Electrical & optical properties
- Synergistic effects of knock-on damage,
electronic excitation and electric field
(e.g. Hodgson effect)
- Swelling (e.g. Itoh & Clinard)
- Others

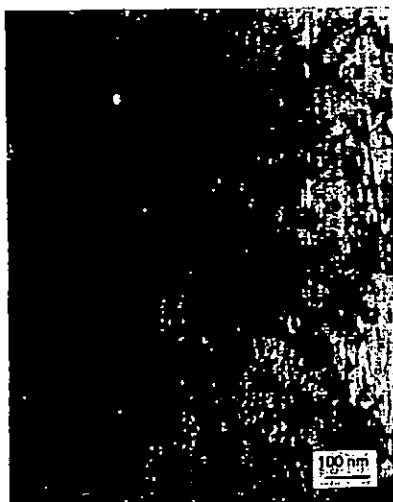


MgAl₂O₄



The synergistic effect of displacement damage and electronic excitation in Al₂O₃.

Tanimura & Itoh

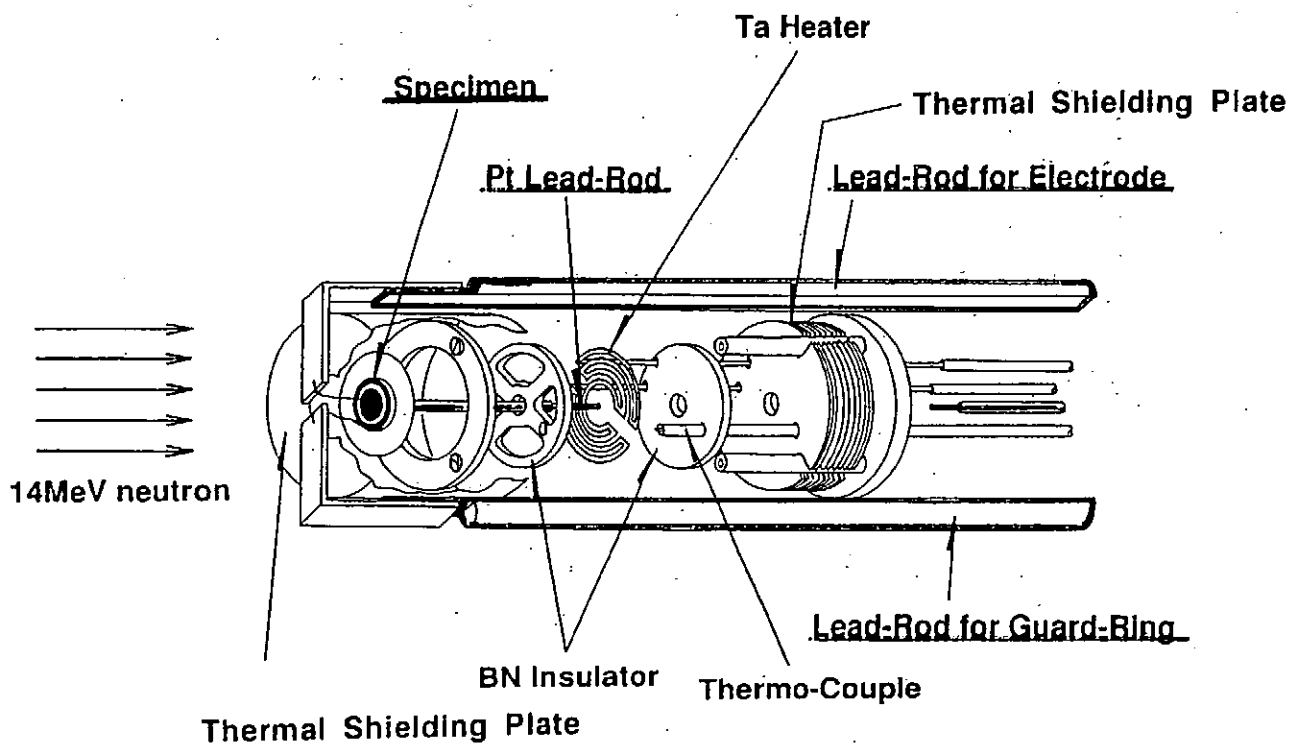
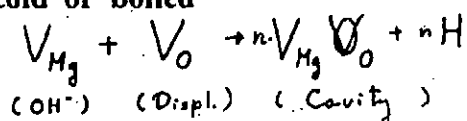


Loops (cold w.)

Cavities (hot w.)

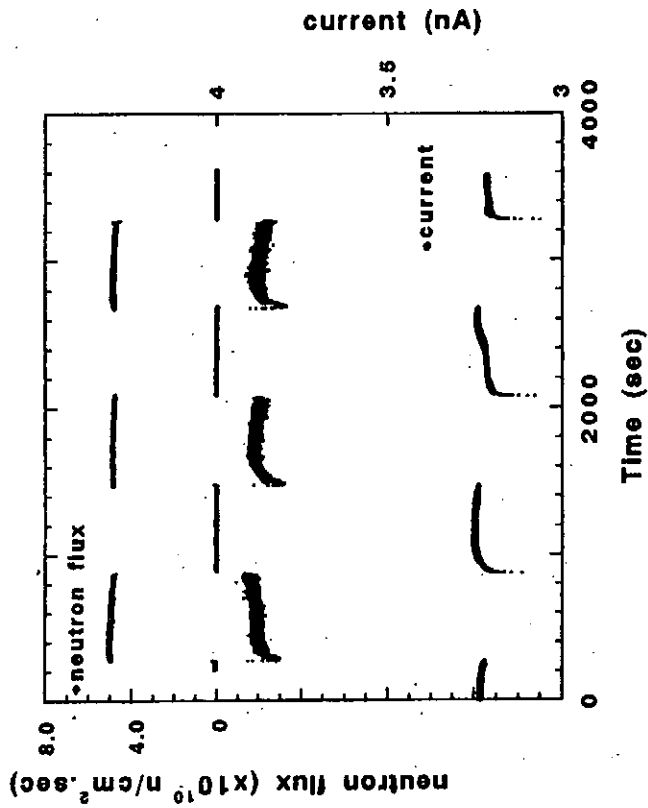
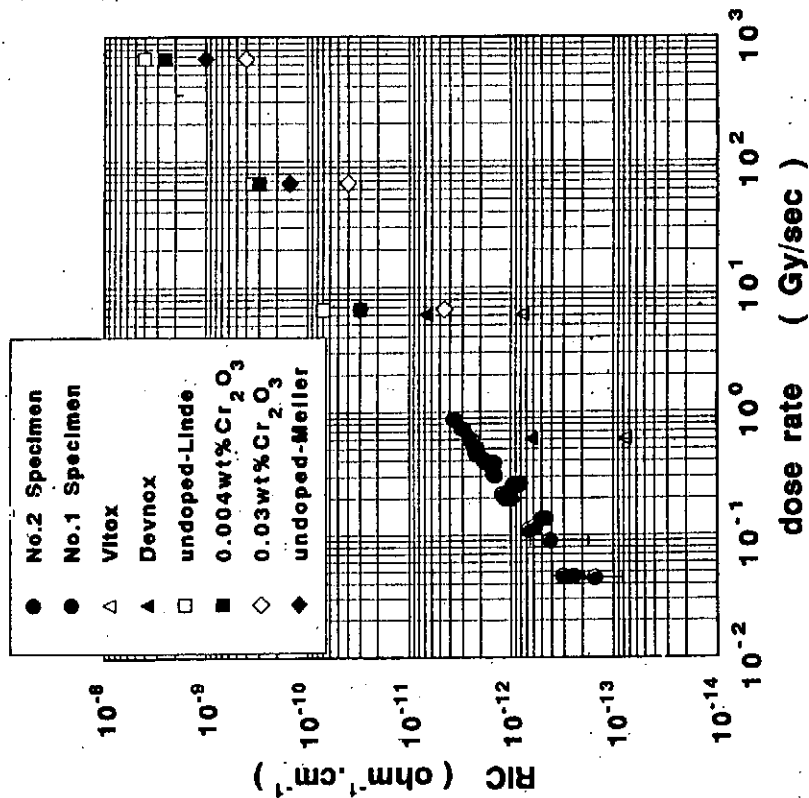
Bright-field micrographs showing dislocation loops or cavities in MgO irradiated at about 1200K with 1MeV electrons. The left or right micrograph is for the specimen rinsed in cold or boiled water for a few minutes.

Kinoshita



Noda & Kaneda (unpublished)

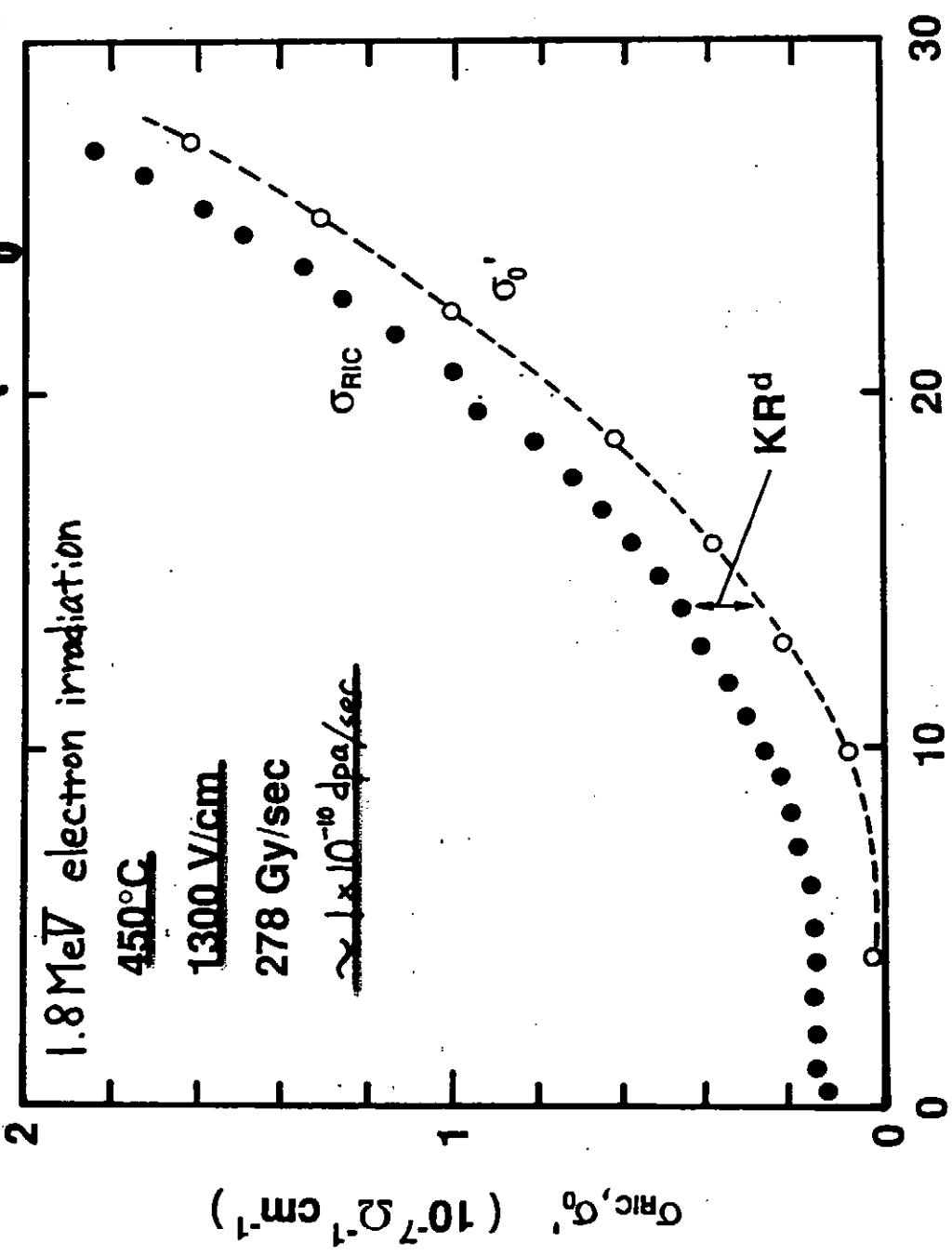
Enough for ITER^x



Hoda & Kaneda (unpublished)

Hoda (JAERI) & Kaneda (KU)
(unpublished)

(Hodgson: 87a)



§ Strategies and stages of implementation
of developing fusion materials

- (1) Qualification of existing materials
→ Fusion environment
- (2) Development of novel materials
→ Characterized neutron sources
- (3) Fundamental understanding
→ Characterized neutron sources

Importance of

- (a) In-situ (or In-beam) experiments
- (b) Synergistic effects of low and
high-energy knock-on damages
- (c) Synergistic effects of knock-on damage
and electronic excitation
- (d) The effects of concurrent irradiation
and electric field, transmutation-
produced gases, displacement bias
and atmosphere

§ Characteristics of ESNIT feasible for the expected studies, and Further requirements for irradiation field

Functions	ESNIT	Requirements
(1) In-situ experiments	⊙	Microstructure?
(2) Determination of $f(E_n, E_p)$	⊙	
(3) Flux dependence: ϕ_n	⊙	
(4) Synergistic effects: low PKA/high PKA	○	Fast electrons > 1 MeV > 10^{15} e/m ² s
(5) Synergistic effects: knock-on/ionization	○	Fast electrons > 1 MeV > 10^{15} e/m ² s
(6) Synergistic effects: knock-on/ impurity	○	Fast ions > 1 MeV > 10^{15} i/m ² s
(7) Electric field:	⊙	
(8) Atmosphere: gas, liquid and solid	⊙	

§ Conclusions

- (1) ESNIT has characteristics feasible for the expected studies on ceramic materials
- (2) Accelerators attached to ESNIT are required
- (3) Short R & D cycle is of vital importance.
- (4) Extremely intense NS is not of primary necessity for ceramic materials
- (5) ESNIT is a better step to realize extremely intense NS

4-6 「今後の材料照射研究と強力中性子源における材料照射研究 —セラミックス材料—」についてのコメント

東北大学金属材料研究所
四窠 樹男

強力中性子源を利用したセラミックス材料研究を考える場合、学問的な立場から第1に指摘されるのは、ダイナミック照射効果研究の重要性であることは論を待たない。この代表的な事例としていわゆる照射誘起伝導現象があげられる。今後の課題としては照射下での熱伝導度の評価、その他機能性セラミックスの照射下での機能特性評価がある。さらに、セラミックスについては電子励起とはじき出し損傷との相互作用が照射効果に重要な影響を及ぼすことが近年明らかになりつつある。この分野での系統的な研究はビーム強力中性子源の実現なくしては、大きな進展はみられないであろうといっても過言ではない。これに関する例としては近年注目を集める照射誘起絶縁劣化現象、さらにはスピネル系セラミックスで観測される高い耐放射線損傷特性が挙げられる。今後基礎的な所からの研究の積み上げが強く要請される研究分野であり、特に核融合炉開発には大きな影響を与える現象であるとの世界的な共通認識がある研究分野である。

しかしながら、今後このような研究を進展させるためには、照射技術の開発が極めて大きな課題として残されている。これは現時点では特にセラミックス系材料の研究において顕著に認められるが、今後の照射研究の進展の方向を考えた場合、すべての材料に関係することである。あえて手短かに言えば、今後の照射研究では、炉工学、炉計測、炉運転、熱工学等の専門家と密接な連携を持ちながら、研究に必要とされる技術開発を行っていかなければ、適切な研究進展は得られない。

具体的な例をセラミックス材料研究に関連して述べれば、特に電気特性評価には優れた絶縁ケーブルの開発が肝心である。これには、ケーブルそのもののみならず、ケーブルの端栓処理、耐熱、耐放射線フィード・スルーの開発といったものも含まれる。現在の放射線環境下で使用される絶縁ケーブルは主としてミネラル・インシュレーティング・ケーブル（通称MIケーブル）と呼ばれるものであるがこれは、主としてマグネシアにより絶縁をとるものであり、600度以上の高温ではその絶縁特性は著しく劣化する。また、端栓処理が極めてむずかしく、

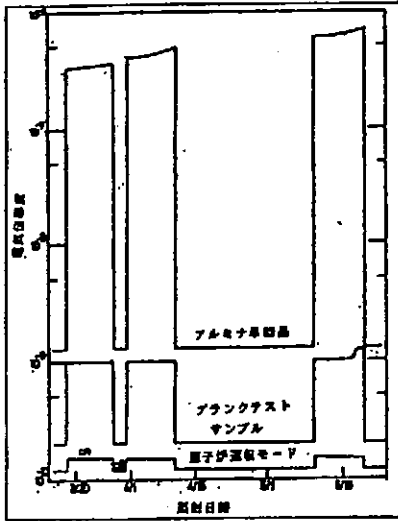
現状では200度以上の高温に耐える端栓処理技術はない。

照射下で使用される電気ヒータは原理的にはMIケーブルと同じものであり通常加熱温度600度以上で長時間使用に耐えるだけのものは現在まで存在しない。今後の照射研究では温度の制御が極めて重要であることは近年の研究から明瞭になってきているが、そのためには優れた耐熱、耐放射線特性を有するケーブルの開発が肝要であるがこのような要請は現時点では材料研究分野からのみ強く叫ばれており、材料研究側からの積極的なコミットメントがなければ実現しない技術と理解すべきものであろう。フィード・スルーについてもコールド使用で400-500度可のものが市販されているが照射下での実績はいまだなく、今後の開発課題である。

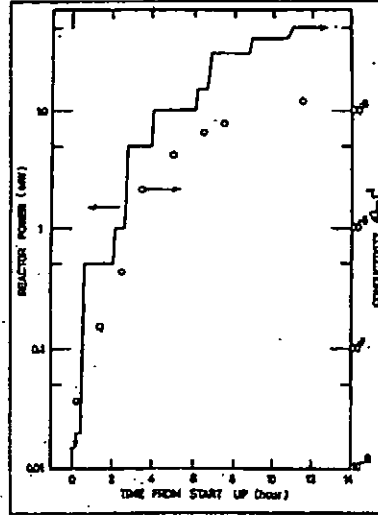
さらに、特に核融合開発を見通したとき、良質の真空下での照射は極めて重要な課題であるが、現在まで微小の封入型のキャプセル照射以外ではこのような照射環境は、中性子照射に関しては極一部の比較的low出力炉を除けば実現されていない。最近、JMTRにおいて、初めての試みが大学と原研との協力で行われ、興味ある結果が多数得られたが、信頼あるこのような照射を行うには今後更に大きな努力の傾注が必要である。

照射誘起伝導現象 (RADIATION INDUCED CONDUCTIVITY; RIC)

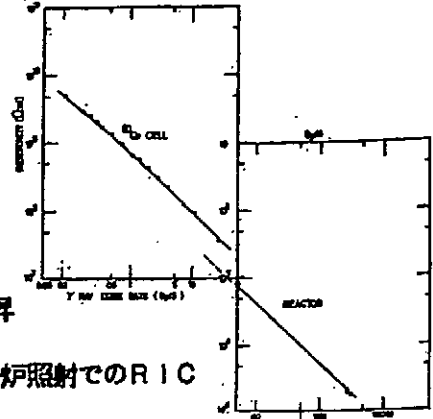
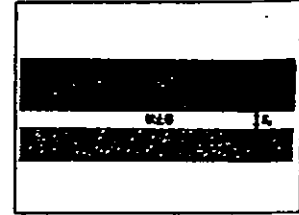
- ★電離放射線存在下での電気伝導度の大きな増大 (10^{-18}) > 10^{-8} 程度)
- ★電離放射線の有無に対して可逆的 (照射下計測の必要)
- ★主として低周波数領域で顕著



原子炉内計測のRIC



原子炉の出力上昇に伴う伝導率の上昇



γ線照射と原子炉照射でのRIC

照射促進電気特性劣化 (RADIATION ENHANCED ELECTRICAL DEGRADATION; REED)

- ★電圧負荷の重畳効果による永久的な電気伝導度の上昇
 - ★アルミナのような、通常絶縁破壊を起こさないセラミックスでも絶縁破壊的な状態になる
- ▼
- コロイドの生成と関連?
- ★一定の条件でのラディオリシス (電子動起がはじき出しに寄与) の発生?

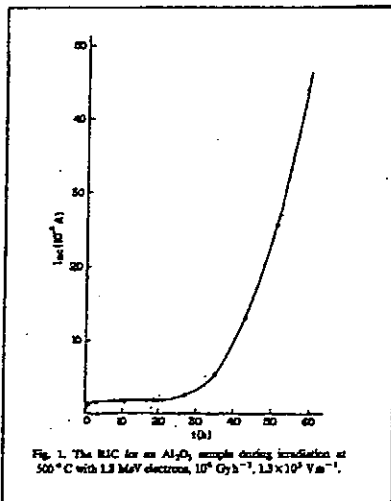
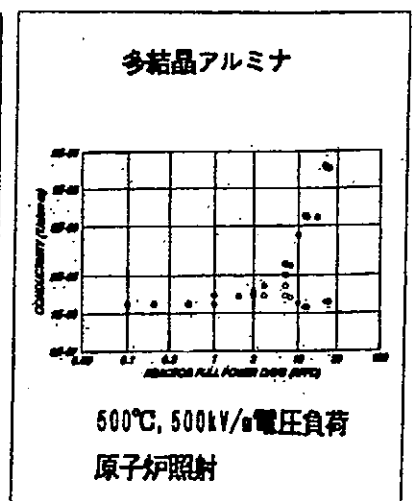
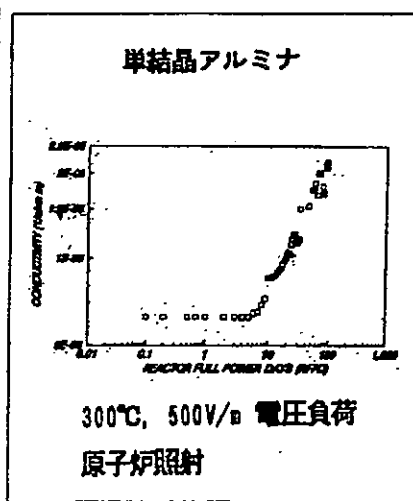
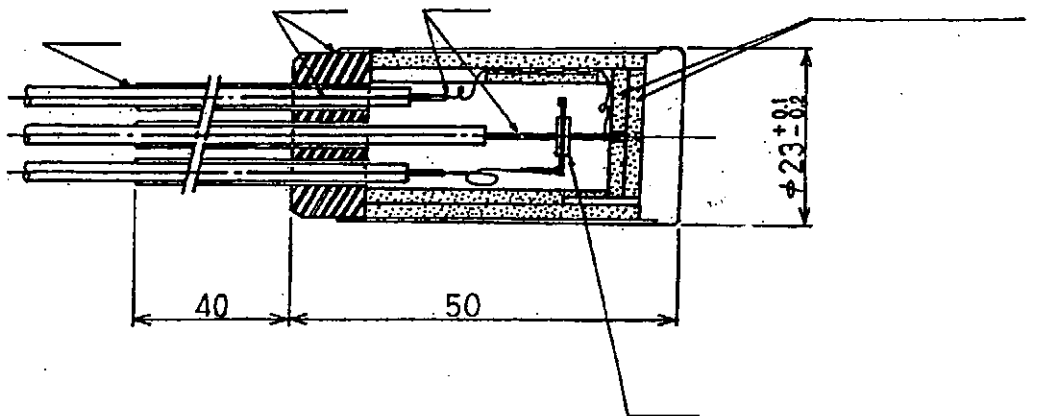
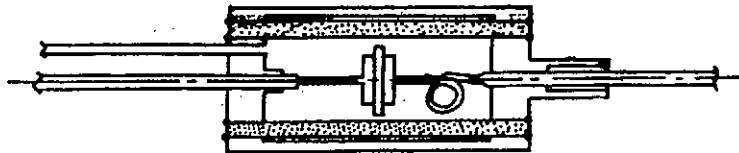
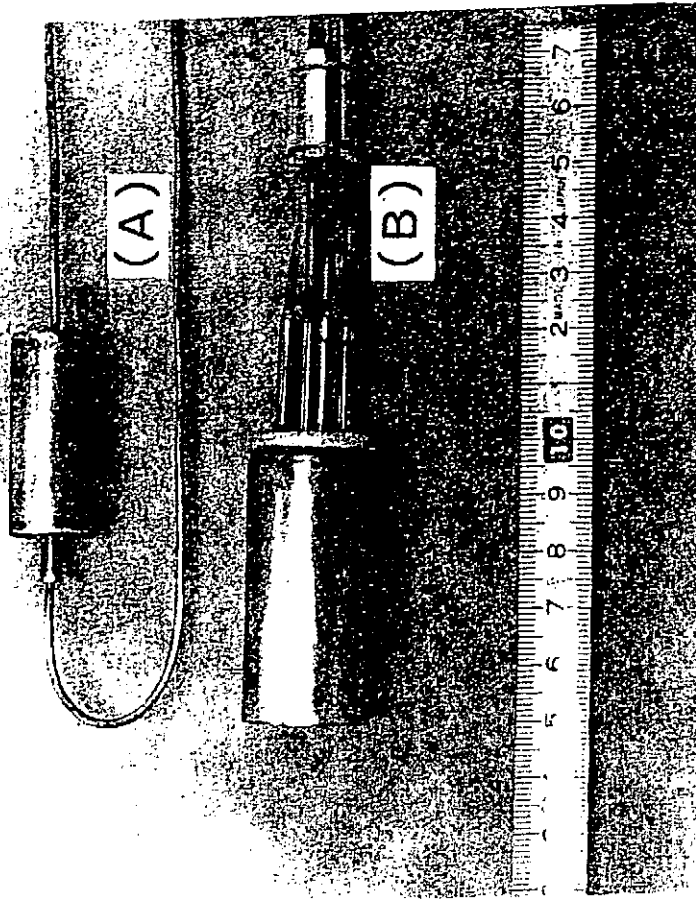


Fig. 1. The RIC for an Al₂O₃ sample during irradiation at 500°C with 1.3 MeV electrons, $10^6 \text{ Gy} \cdot \text{h}^{-1}$, $1.3 \times 10^5 \text{ V} \cdot \text{cm}^{-1}$.

AFTER HODGSON

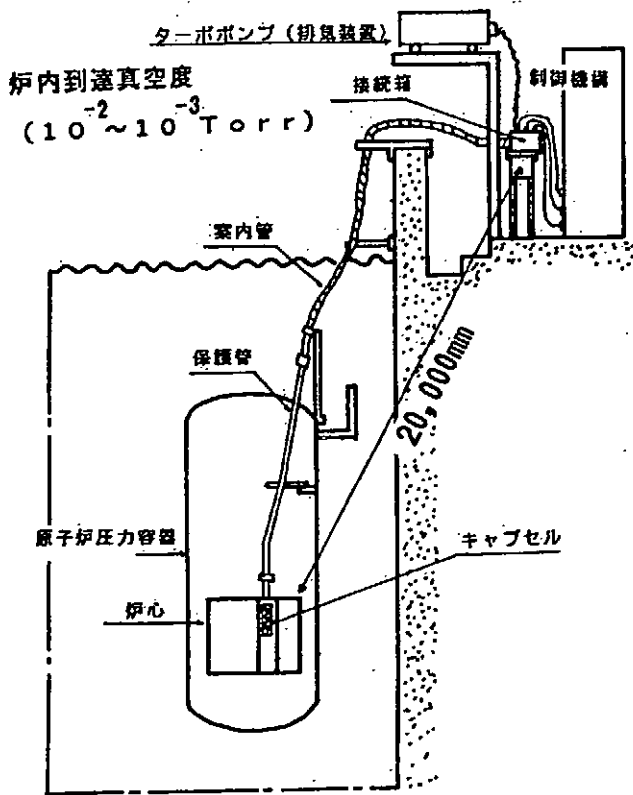




75162 2 X



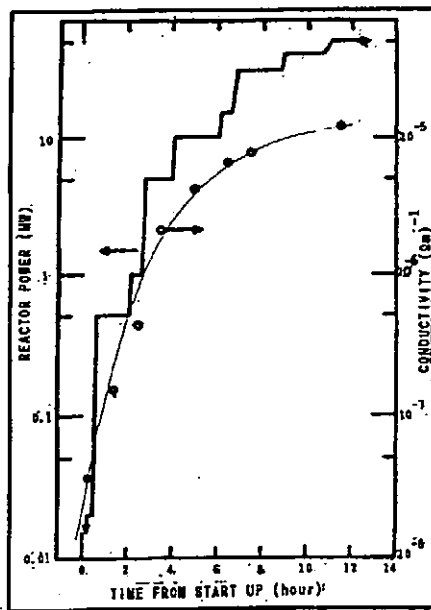
H3・1・30



キャプセル炉外装置の接続

In. Situ キャプセル (300°C ~ 800°C)

照射誘起伝導・熱伝導のその場計測



炉の出力上昇に伴う伝導率の上昇

4-7 今後の材料照射研究と強力中性子源における材料照射研究

— 材料照射技術 —

東北大学金属材料研究所

松井 秀樹

はじめに

核融合炉材料の開発は一般の工業材料の場合と異なり、材料が使用される環境を容易には実現できないところに困難がある。強力中性子源はこの意味から極めて重要な施設であることには異論はないであろう。しかし、強力中性子源のみでは有効な材料研究・開発は不可能であることもまた自明である。現在最も実現可能性の高いと思われる、原研のエネルギー選択型中性子源 (ESNIT) を例にとると、年間 10 dpa の中性子束を得られる容積はわずか 125 cc であり、重陽子ビームを絞って年間 30 dpa とすると 15 cc 程にしかならない。TEM-DISK であればこの容積にも 5000 個あまりの試料を挿入することは理論的には可能であるが、高温での照射のための断熱空間や、真空保持、さらには2つ以上の温度での同時照射を考えるとこの数は著しく減少する。また、DEMO炉用の材料としてのフェライト鋼等の開発を考えるならば、課題は照射によるDBTT上昇等の機械的性質に関するものが主要なものとなると考えられるので、試料の寸法は格段に大きなものが必要となる。微小試験片技術を応用するとしても、加速器型中性子源に特有の大きな中性子束勾配は、機械的性質に関する実験を行う上で大きな制約となることは明かである。ESNITが実現したとしても、当面はそれが唯一の“強力”中性子源であり、一方でそれに課される任務は非常に多岐にわたり、マシンタイム的には極めて窮屈なものとなろう。近い将来にフルサイズの強力中性子源が実現したにしても、このような事情は50歩100歩で大きく変わるとは思えない。このような理由で、“強力”中性子源が実現しても、我々は依然として他の照射場を有効に利用してゆかねばならない。

強力中性子源とともに利用してゆくべき照射場として最も重要なものは核分裂炉であるが、少なくともヘリウムの同時生成効果を模擬できるものでなくてはならない。この意味で核分裂炉照射を修飾した模擬照射技術の重要性が指摘される。一方で、核融合炉環境に予想される多様な中性子スペクトル、中性子束、温度、応力条件等をすべて再現した実験データを取得することは不可能であるから、よく較正されたモデルを用いて照射下の挙動予測を行う必要がある。また、核分裂スペクトルで取得したデータを核融合炉条件に外挿するためにも精密なモデルの構成は不可欠である。モデルの開発・検証・較正を行うには加速器やHVEMを用いた系統的な実験が必要であろう。このように、強力中性子源が実

現しても、現在我々が利用している照射場の重要性はいささかも減ることはなく、むしろ新たな照射技術を積極的に開発してゆくことが望まれる。以下では、これまでに提案されてきた照射技術の内、核分裂炉を用いたヘリウム効果模擬技術に絞って紹介してゆく。

核分裂炉照射を修飾した模擬照射技術

核分裂炉を修飾した模擬照射技術の利点は、照射容積が大きい、中性子束勾配が小さい、損傷速度が核融合炉第1壁条件に近い、カスケード損傷である、照射技術としての成熟度が高い、などである。一方、制限要素としてはヘリウム効果の模擬しかできないということであろう。従来提案されているこのような模擬技術としては以下のようなものがある：

同時注入法

- スペクトル調整法
- アイソトープ調整法
- DHC E法
- インジェクター箔法
- 三重核分裂ヘリウム注入法
- B-10法

予注入法

- 加速器注入法
- トリチウムトリック法

B-10法は混合スペクトル炉では早期にバーンアップが生じてしまうため、どちらかと言うと予注入に近い条件となっている。予注入法はモデルの開発等の基礎的研究にしか適さないと考えられる。ここでは同時注入法に限って述べることにする。

スペクトル調整法

この方法の原理はニッケルを含む合金で、 $^{58}\text{Ni}(n, \gamma)^{59}\text{Ni}(n, \alpha)^{58}\text{Fe}$ の2段反応により生成するヘリウムを利用するものである。照射の進行にともなって ^{59}Ni が蓄積されてくるので、ヘリウム生成はdpaに対して単調でない。すなわち、照射初期にはヘリウム生成速度が低く、後半になって ^{59}Ni が蓄積されてくると生成速度が過大になる傾向がある。このためキャプセル周りの中性子吸収材を変えるなどして、スペクトルを調整してヘリウム生成速度を制御する。スペクトルを調整する方法としてはECNベッテン研究所で行われているような原子炉の照射孔を変える方法と、日米協力等でORNLで行われているキャプセル周囲の材料を変化させる方法とがある。後者の例を図1に示す。照射初期にはキャプセル周囲に減速材として水をおき、熱中性子束を増加させる。約6dpaに達したところでアルミニウムに置き換えて過剰な熱中性子の発生を抑制する。さらに10dpa付近でハフニウムの円筒をキャプセル周囲において、熱中性子を遮蔽する。こうすることにより中性子照射中におけるヘリウム生成速度を、核融合炉条件に近いほぼ一定の値に保つことができる。

この方法によれば、次に述べるアイソトープ調整法のようにあらかじめ高価なアイソトープを準備する必要なしに、所定のヘリウム/dpa比を得ることができるが、一方で、

- a) Heなしの試料との side-by-side 実験が困難
- b) 照射初期のヘリウム生成速度を適切に保つのが困難

c) Ni を含まない材料への応用ができない等の欠点も持っている。特にヘリウムバブルの核形成に重要な照射初期のヘリウム/dpa 比が、核融合条件よりもかなり低くなるのは問題であり、この点を改善するために次に述べるアイソトープ調整法が試みられた。

アイソトープ調整法

この方法の原理となるヘリウム生成反応は上述のスペクトル調整法と同じであるが、異なる点はあらかじめ ^{59}Ni を添加しておくところである。このため、ヘリウム生成速度は照射初期から所定の大きさにすることが可能である。また、異なったアイソトープ比の試料を用いて、いわゆる Side-by-side 照射実験が可能であり、中性子スペクトル、中性子束、温度履歴等の照射条件を同一に保ち、かつヘリウム生成速度のみを変えた実験ができるという点はスペクトル調整法に比べて大きな利点である。欠点としては、 ^{59}Ni アイソトープの入手が困難であること、強放射化試料の再照射に関わる諸問題や、Ni を含まない材料への応用ができない等の問題がある。

従来の ^{59}Ni からのヘリウム生成を利用したアイソトープ調整法では、当然ニッケルを含まない合金には適用できないが、最近 Greenwood は以下の反応を用いることにより、ニッケルを含まないフェライト鋼等の鉄を含む材料に適用可能な方法を提案した。利用する反応は $^{54}\text{Fe}(n, \gamma)^{55}\text{Fe}(n, \alpha)$ によるヘリウム生成反応である。ニッケルを用いる場合と同様に、 ^{54}Fe と ^{55}Fe を富化した試料を混合スペクトル炉で照射するが、このとき適切な富化率にすると、照射中ほぼ一定のHe/dpa 比のHe生成を行うことができる。この反応自身が Greenwood らによって最近に提案されたもので、断面積の正確な値はまだ求められていない模様である。このため、この方法の適用可能性についてはまだ不確定な問題があるが、実現可能であるならば鉄鋼材料全般に適用可能であり、その重要性は計り知れない。また、都合のよいことに、 ^{55}Fe の壊変で生成される ^{55}Mn は熱中性子を吸収して速やかに ^{56}Mn になるが、これは2.5時間の半減期で ^{56}Fe へと壊変するため、組成の変化は問題にならない。

DHCE法 (Dynamic Helium Charging Experiment)

ニッケルや鉄を含む合金には、上述の2つの方法のいずれかを適用することができるが、商用の核融合炉構造材料として有望視されているバナジウム合金には応用できない。そこで考案されたのが、ここで述べるDHCE法である。実験の手順は以下の通りである：

- 1) トリチウムを含む液体リシウム中にバナジウム等の試料を浸漬させた状態で高速炉照射を行う。
- 2) トリチウムは照射開始直後に試料中へ拡散してゆき、速やかに平衡に達する。
- 3) 試料中に均一に固溶したトリチウムは中性子照射中にヘリウムへと壊変する。
- 4) 壊変や漏洩で減少したトリチウムは $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$ の反応により補う

ヘリウムの生成速度はトリチウムの初期添加量と、 ${}^6\text{Li}$ の量により広い範囲にわたって調整できる。この方法の利点は、Side-by-side 照射実験が可能、Ni を含まないバナジウム合金等に適用可能、高価なアイソトープを準備する必要がない、などであるが、欠点としては、水素同位体の固溶度の大きい材料以外には応用困難で、水素同位体自身の組織発達への影響が不明な点などである。この方法は我々が提案し、現在FFTF/MOTA 研究の一環として照射が進行中である。

インジェクター箔法

これまで述べてきた方法はいずれも、試料中に何らかのヘリウム生成源を入れて照射するというものであり、そのため応用範囲が限定されるのは避けられないものであった。ここで述べるインジェクター箔法は、箔物質内で中性子による核反応で生成する α 粒子が一定の運動エネルギーを持っていることを利用して、箔に密着させておいた試料中に注入させるというものである(図2を参照)。利用する核反応としては上で述べた ${}^{59}\text{Ni}$ によるものが、まず第1に挙げられる。この場合、照射中に生成された α 粒子は4.71 MeVの運動エネルギーを与えられるので、箔から放出され隣接した試料中に注入される。この方法の利点は言うまでもなく、すべての材料に応用可能であるという点にある。また、 ${}^{58}\text{Ni}$ を含む箔をあらかじめ中性子照射して ${}^{59}\text{Ni}$ を生成しておくことで、アイソトープ調整法より簡便である。ただし、 α 粒子の運動エネルギーがあまり高くはないために、He 注入される深さは表面から10 μm 程度に限られる。従って、微視組織発達に関する実験には利用できるが、機械的性質の実験には向かないという点が欠点といえよう。また、ヘリウム生成速度の照射量依存性はアイソトープ調整法の場合と全く同じであるから、実際の応用にあたっては、 ${}^{58}\text{Ni}$ 、 ${}^{59}\text{Ni}$ の初期量を照射場の中性子スペクトルに合わせて調整する必要がある。図3には厚さ5 μm の天然ニッケル箔をバナジウム試料に密着させて、混合スペクトル炉で照射した際のヘリウムの深さ方向の分布を示している。図中の数字は中性子照射量である。箔の厚さを増すとプラトー状の部分の高さは上がるが、その平坦部の幅は小さくなる。この例ではHe/dpa比は核融合炉条件より高すぎるが、箔を薄くするか、箔を合金としてニッケル濃度を減らせば適切な比を得ることができる。

三重核分裂ヘリウム注入法

この方法は基本的にはインジェクター箔法と同じであるが、 α 粒子生成反応としてウラン等の核燃料物質の三重核分裂を利用するところに特徴がある。この場合 α 粒子が持つ運動エネルギーは10から25 MeVと比較的高く、このために注入飛程も ${}^{59}\text{Ni}$ に比べてかなり大きくなり、注意すれば機械的性質に関する実験にも応用することが可能である。試料の構成例を図4に示した。この方法では、U または Pu で50 μm 程度の厚さの試料をはさみ、燃料物質の三重核分裂で発生する α 粒子を試料に打ち込む。この時、試料と核燃料の間には10 μm 程度の障壁箔を置き、核分裂片が試料に注入されるのを防ぐ。照射の進行にともなうパーンアップを補うためには、例えば、 ${}^{232}\text{Th}(n_{\text{th}}, \gamma){}^{233}\text{U}(n_{\text{th}}, f)$ または、 ${}^{238}\text{U}(n_{\text{th}}, \gamma){}^{239}\text{Pu}(n_{\text{th}}, f)$ の反応を用いればよい。

この方法の利点は、試料材質を問わず応用可能であること、アイソトープ調整法よりは

簡便であること、やや厚い(50 μ m)箔状試料が使い、表面効果の問題を避け得る。また、機械試験にも応用できる可能性があることなどであるが、欠点としては核燃料物質を扱わねばならないこと、He/dpaの値がやや限定されることなどがある。

おわりに

種々のヘリウム効果模擬の方法について述べてきたが、それぞれ一長一短があるだけでなく、核融合炉条件と全く同じ照射挙動を保証するものでもない。従って、強力中性子源を用いてここで述べた種々の照射技術による照射挙動の較正を行うことが不可欠であろう。さらに、強力中性子源といえどもD-Li型のものを採用する限り、核融合炉中性子照射効果との、較正はこれもまた不可欠である。強力中性子源と他の照射設備を用いた研究の戦略を図5に示した。各照射施設の特徴を生かしたバランスのよい組織的な研究が必要と考えられる。

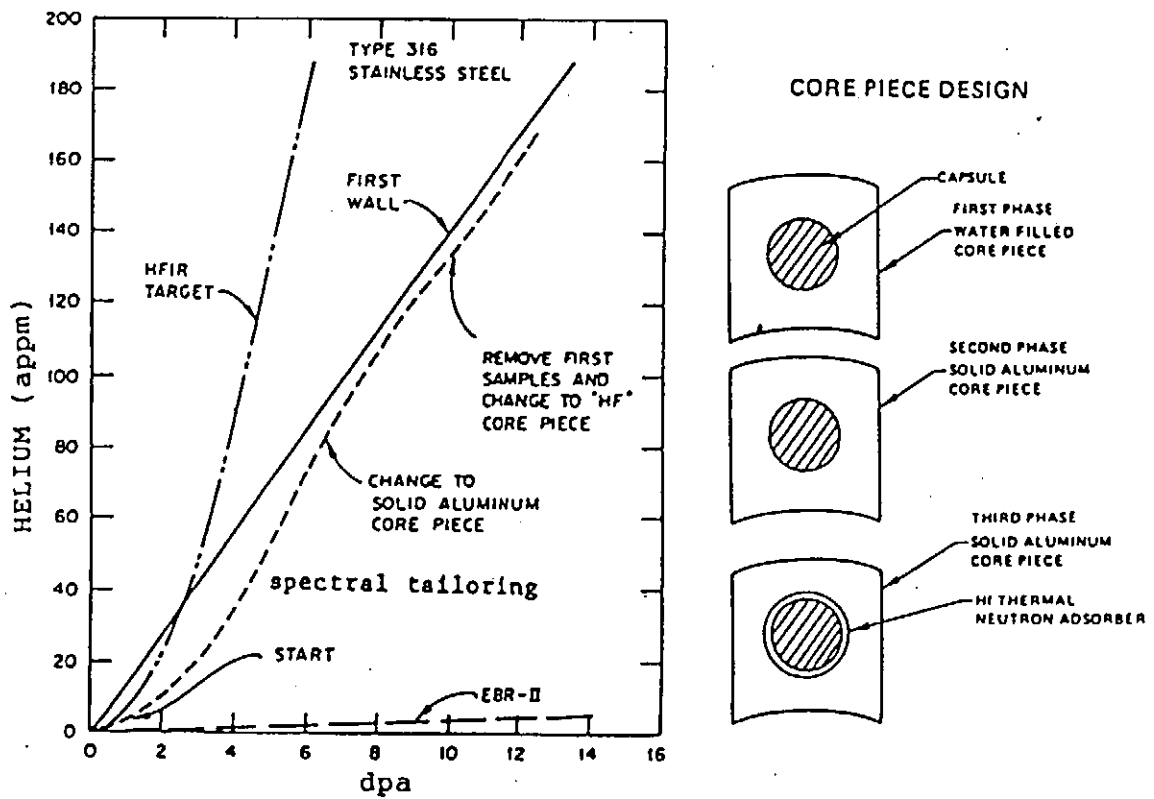
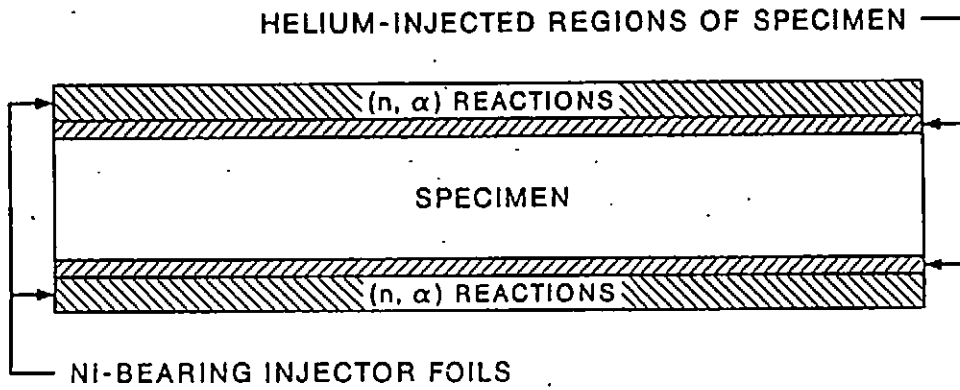
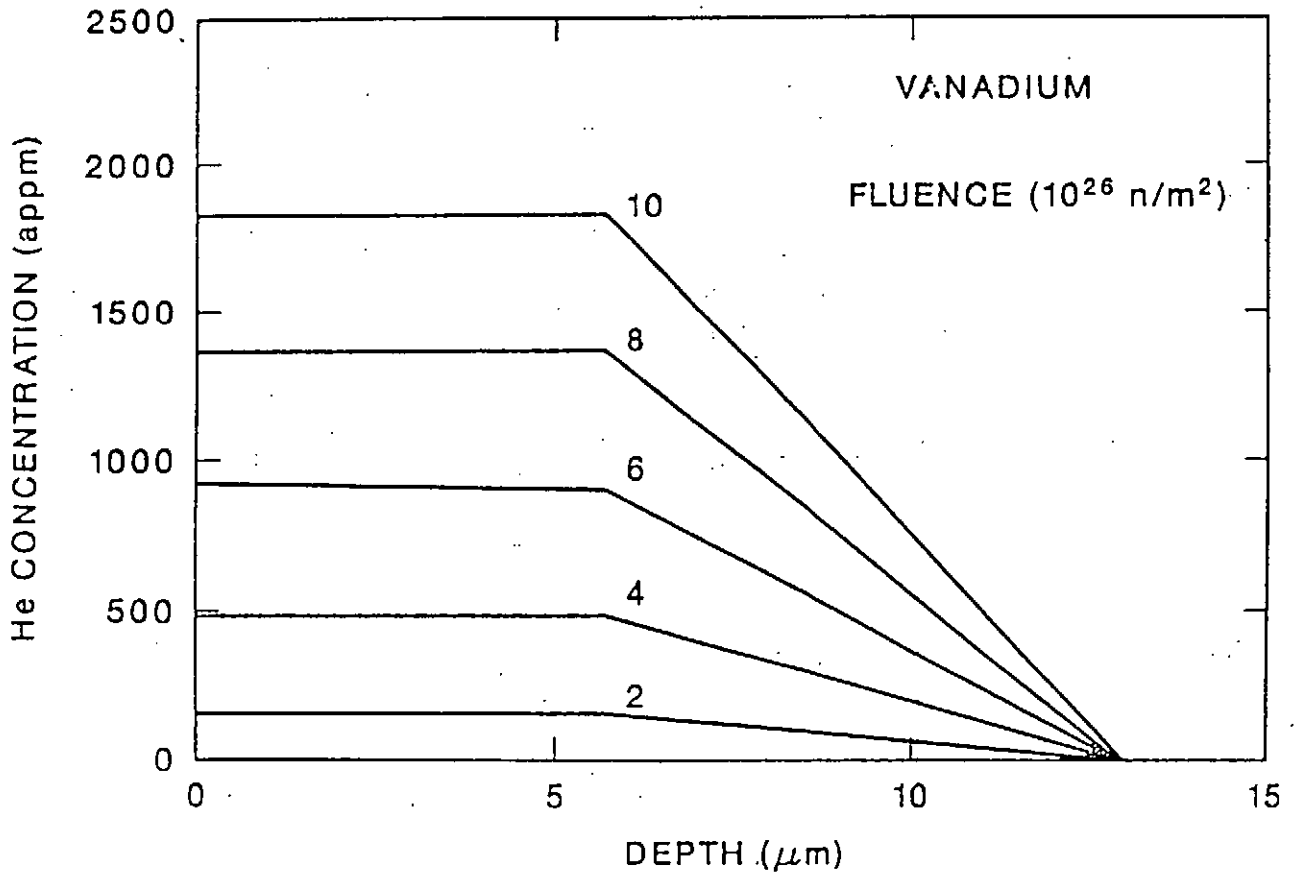


図 1



☒ 2



☒ 3

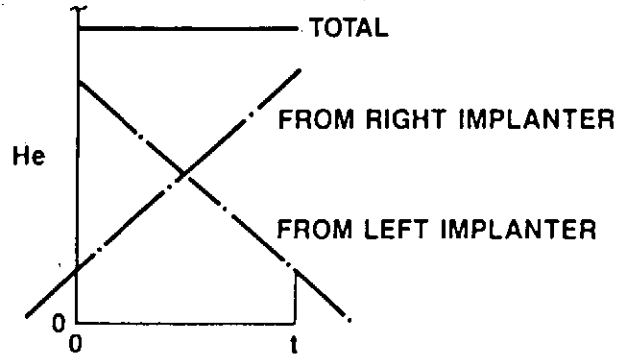
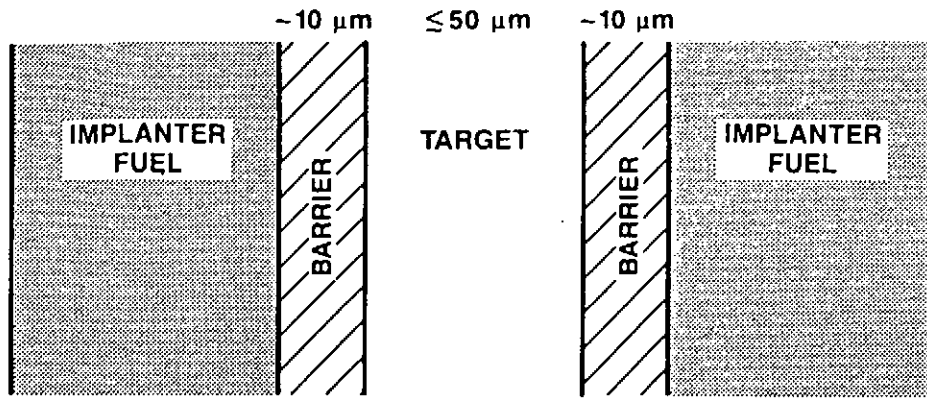


図 4

強力中性子源を手にしての核融合炉材料研究

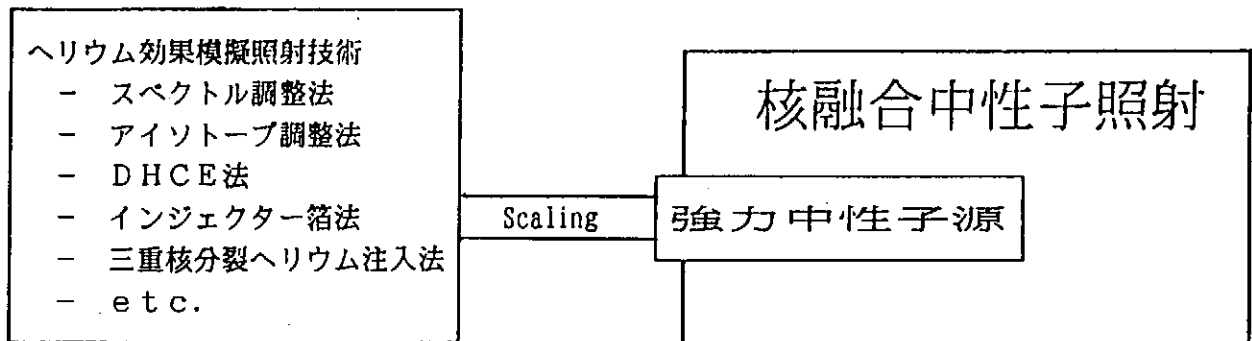


図 5

4-8 「今後の材料照射研究と強力中性子源における材料照射研究 —材料照射技術—」についてのコメント

動燃事業団
佐藤 義則

FBR炉心材料及び構造材料について、材料開発及び照射挙動予測に際しての問題点を考える。

目標照射量 $3 \sim 7 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$) に達する FBR 炉心材料に関しては、従来と同じ手法では、その照射量を達成するのに 5～10 年の長期を要し、効率的でなく、現実的でもない。

また、FBR 構造材料に関しては、目標照射量は約 10^{20} n/cm^2 (同) と少なく、その使用環境におけるフラックスは炉心より低いが、中性子エネルギースペクトルが炉心とは異なる。したがって、炉心領域を利用した照射により構造材料の照射挙動を予測する際には、スペクトル効果及び加速照射効果が問題となる。これを避けるために実機条件で照射すると、照射に数十年を要することになり、炉心材料の場合と同様、非現実的である。

これらの問題点解決のためには、照射損傷素過程の研究成果を実機材の照射挙動予測に結び付ける解析的手法を確立する必要がある。

動燃事業団では、シミュレーション照射技術の高度化として、この解析的手法の開発を始めている。ここでは、中性子照射下での挙動予測と耐照射性新材料の設計を目指して、実験と解析の相補手段により解析の不確定因子を抑えていき、最終的に解析による予測を目標とする。

現在はスエリングに着目して、損傷素過程モデルのレビューと、基礎研究の実用化へ向けての方法論の検討を、先生方の御協力を得て、始めたところである。

照射挙動予測のための解析的手法の開発は、シミュレーション照射が始まって以来の難題である。この問題は FBR、核融合共通であるので、動燃事業団としては、是非とも大学の力を御借りしたい。

FBR材料開発・照射挙動予測の問題点

1. FBR炉心材料

目標照射量 $3 \sim 7 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)

長寿命の被覆管材料の開発には、従来と同じ手法では、照射量を達成するのに5～10年を要し、効率的、現実的でない。

2. FBR構造材料

目標照射量 約 10^{20} n/cm^2 ($E > 0.1 \text{ MeV}$)

フラックスは炉心より低い、炉心とはスペクトルが異なる。

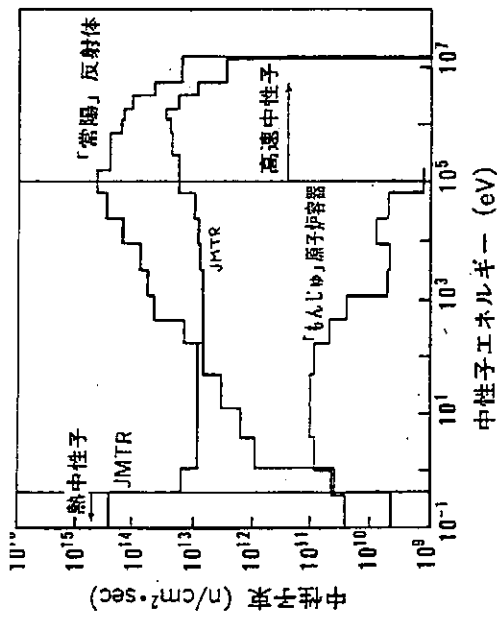
→ スペクトル効果、加速照射効果が問題
実機条件で照射すると、照射に数十年を要する。

問題点解決のために

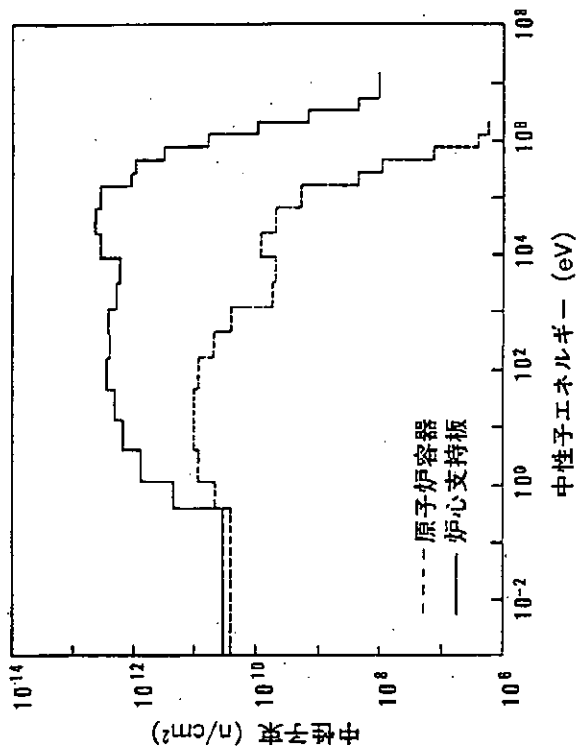
照射損傷素過程の研究成果を実機材の照射挙動予測に結び付ける解析的手法を確立する必要がある。

表 「もんじゅ」炉心材料開発の経緯

年度	'70 '75 '80 '85 '90 '95 ----- ----- ----- ----- -----
「もんじゅ」工程 許認可 炉心材料開発 (PNC316) 照射データの取得	<div style="text-align: center;"> 設計 建設 臨界 運転 ----- ----- ----- ----- △ </div> <div style="text-align: center;"> 安全審査 設工認・工認 ----- ----- 試作・評価 (約10年) </div> <div style="text-align: center;"> 試作材照射 (約10年) 材料強度基準 (初期炉心用) ----- ----- (約10年) 1.6 × 10²³ n/cm² </div> <div style="text-align: center;"> 実機材照射 (約10年) 材料強度基準 ----- ----- (約10年) (高燃焼度炉心用) 2.3 × 10²³ </div>



中性子エネルギー (eV)
 中性子スペクトルの比較
 (「もんじゅ」、「常陽」、「JMTR」)



中性子エネルギー (eV)
 「もんじゅ」構造物の中性子束分布

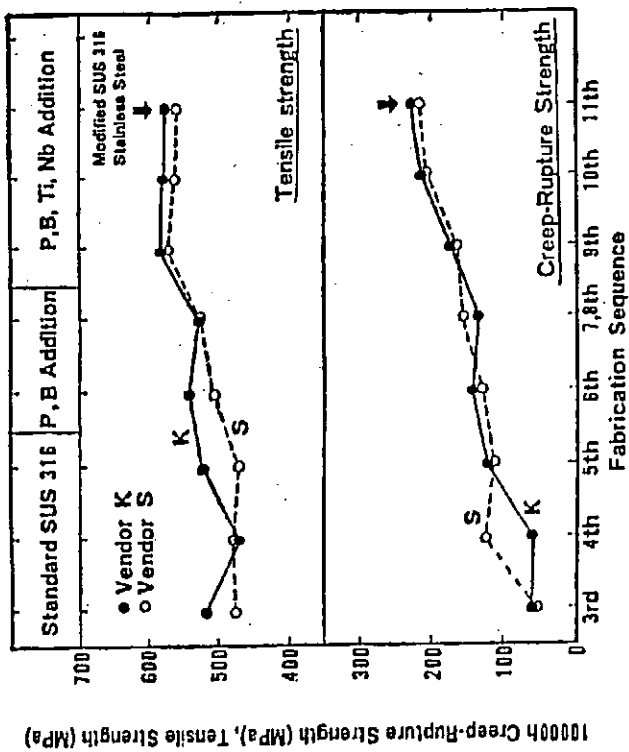


Fig.2 Improvement of high-temperature strength at 650°C for 20% cold-worked SUS 316 stainless steel cladding tubes

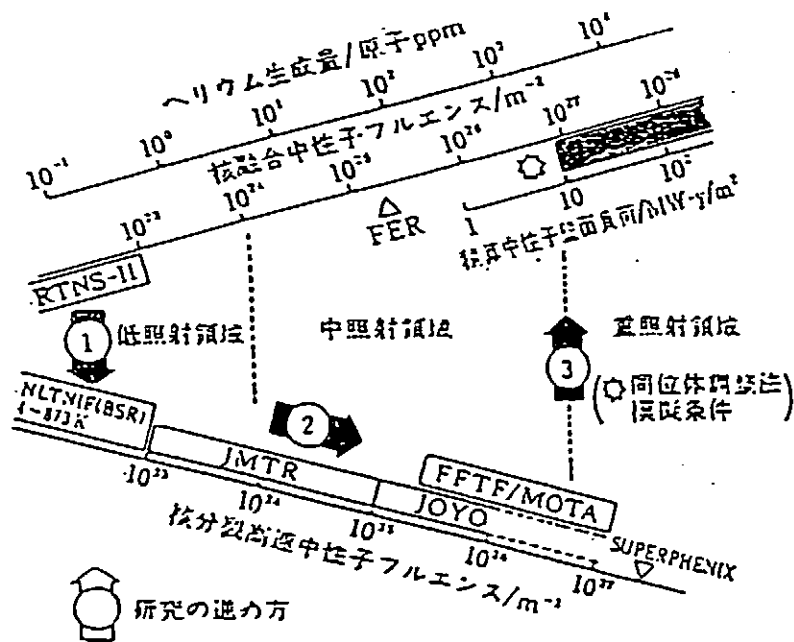
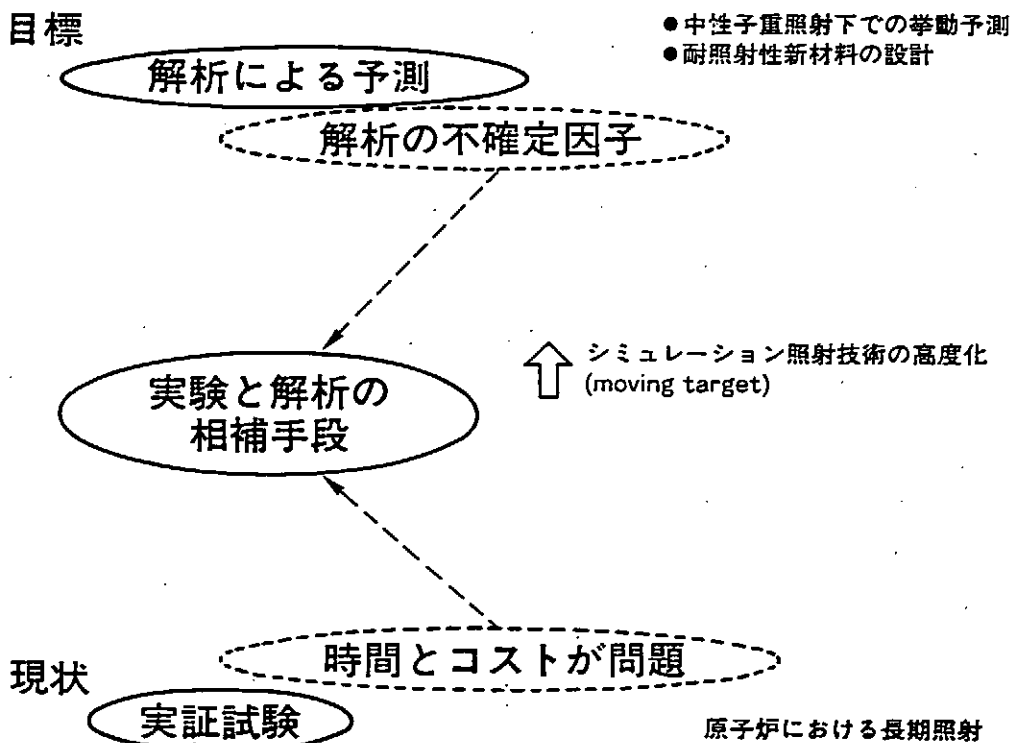
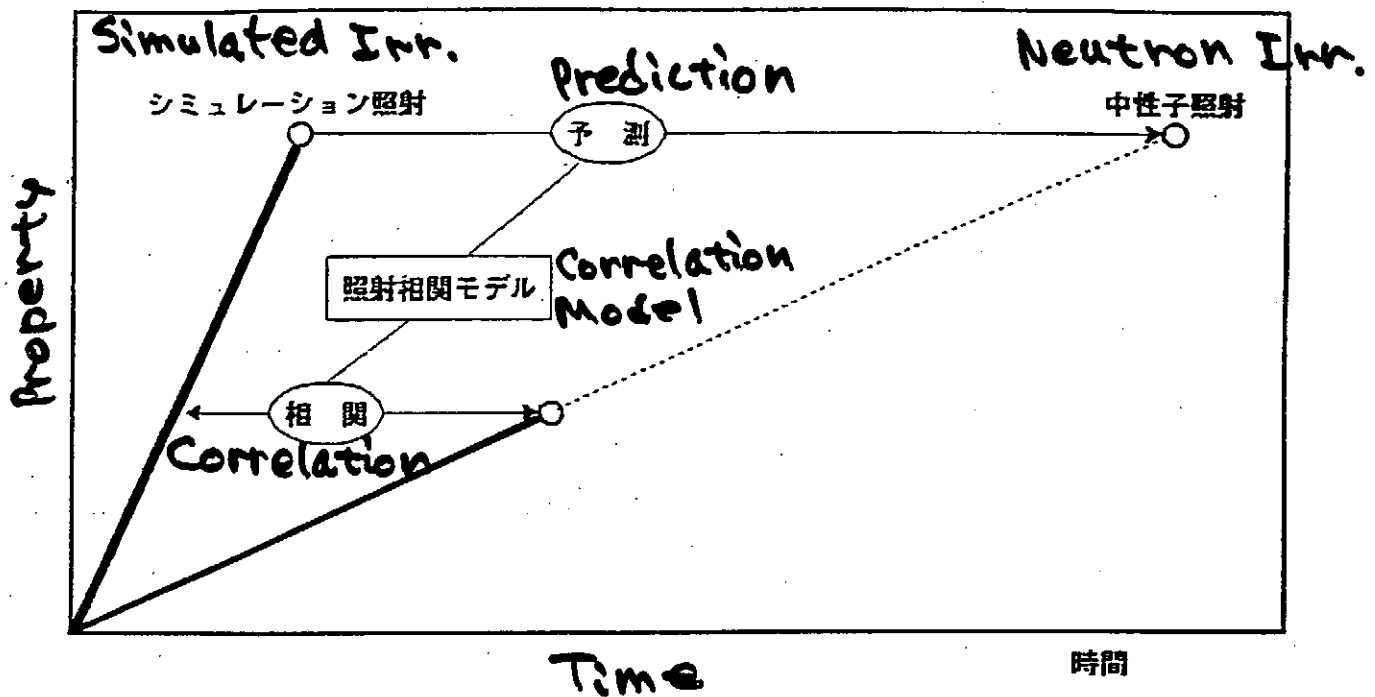


図2 核融合炉材料重照射研究の考え方



シミュレーション照射技術の高度化



研究戦略

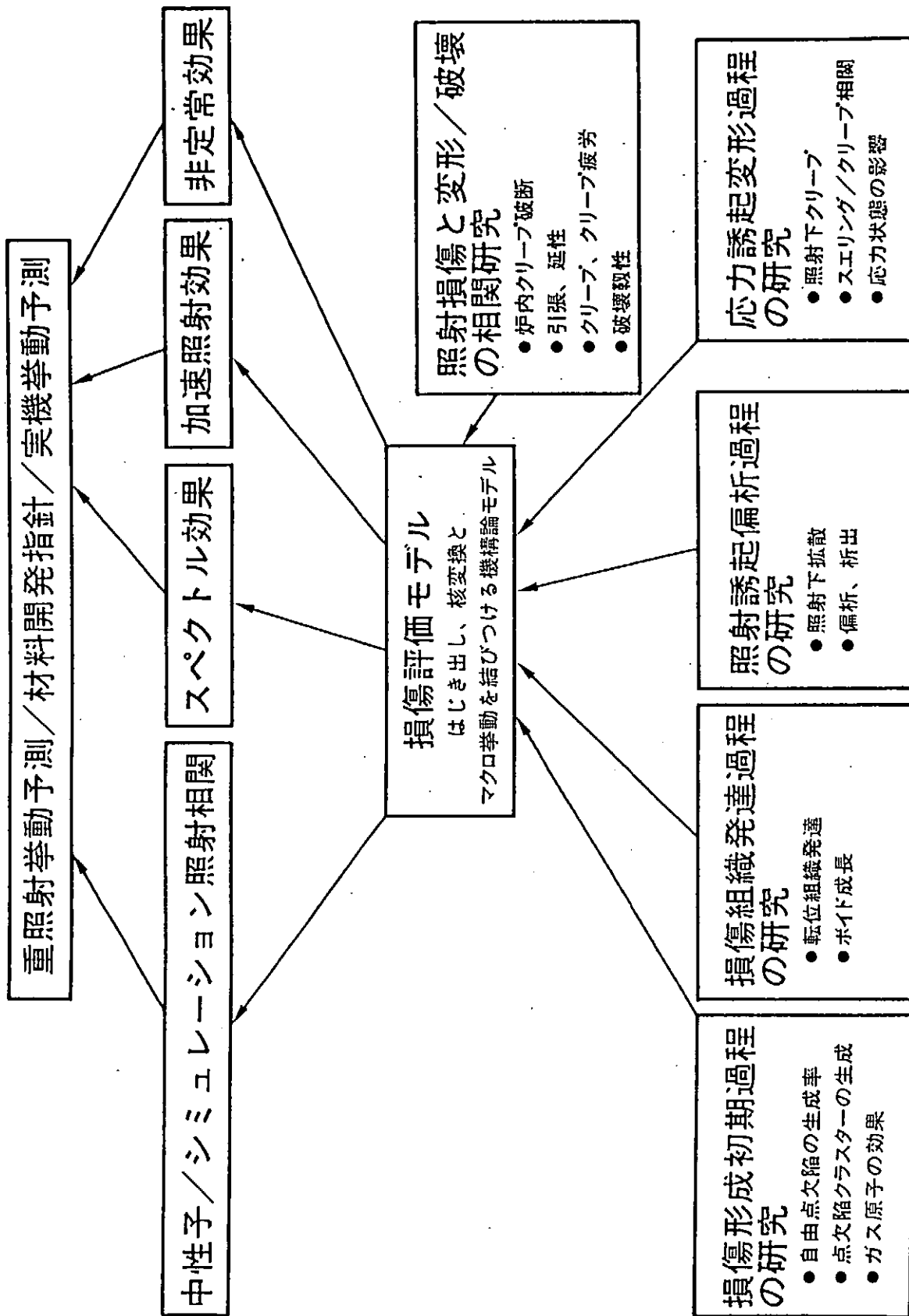
- ・ 照射損傷メカニズムに基づく、中性子とシミュレーション照射手段との間の相関モデルを追及する
- ・ 理論的に不確定な因子を実験により補うための、効果的な手段を求める

戦術

- ・ 基礎研究成果を活用する
 - 損傷基礎過程に関する先端的な知見の導入
 - 基礎研究のシステム化
- ・ 国内の照射設備を活用する
 - 「常陽」と電子線、イオン照射設備

方策

- ・ 照射損傷評価WGの設置



照射損傷評価研究

5. 核融合炉材料研究における大学の役割

5-1 「照射研究と材料開発」についてのコメント(1)

金属材料技術研究所

白石 春樹

ITERのブランケット構造部の照射条件は、温度：100～400°C、照射量10dpaと言われている。316ステンレス鋼が使われようとしているがこの条件下では著しく照射脆化することが知られている。構造設計の観点から考えると、実際の構造体には、形状の不連続部、材料の不連続部による応力集中は避けがたい。ASMEコードでは、延性材料を対象としているので、この応力集中は充分緩和されるということが無視されている。しかし、均一伸び1%というような低レベルまで低下するような照射条件下では、この応力集中は大きな問題となる。

有限要素法を用いて、クラック先端部の応力集中、歪集中を評価してみた。延性材料（加工硬化指数： $n=0.1$ ）の場合、部材の荷重支持力は高くなり、むしろ切り欠き強化が見られた。クラックのない場合の歪約0.2におけるクラックがある場合の歪集中率は4.0であった。照射脆化に対応する場合として、降伏点強度60.0kg/mm²、 $n=0.01$ として評価した結果、クラックの存在によってこの場合は荷重の支持力の低下がみられた。また、クラックのない場合の歪0.03%に対応する変位にたいして、クラックのある場合には、歪集中率が、このような低い歪のレベルにおいても、4.0となった。このことは、歪集中係数が加工硬化指数に敏感であることを示している。

計算機シミュレーションでは、破壊条件がはっきりしない。実際の材料、構造部において、局所破壊条件がどうなっているかを、明らかにしていくことが重要である。また、設計コードの観点から、必要な加工硬化指数の下限値を明らかにして行かなければならない。

応力集中、歪集中の緩和挙動の解析には、相当塑性応力、相当塑性歪の関係を正確に求めることが必要であり、この観点から、なるべく実照射環境に近い条件下での材料試験が必要であり、強力中性子源はそれを実現するものの一つである。ITERのような比較的低レベルの照射環境においても、この問題の持つ意味の重要性を軽視してはならない。

参考文献

- 1) 有限要素法 三好俊郎他、実教出版 1980
- 2) 有限要素法による弾塑性解析プログラミング
山田嘉昭、横内康人 培風館 1981

計算の仮定：平面応力状態

節点 1～7 (8) は固定
 節点 69～77 は一様変位を与える

クラック率
 ケース1：1/8
 ケース2：2/8
 クラック

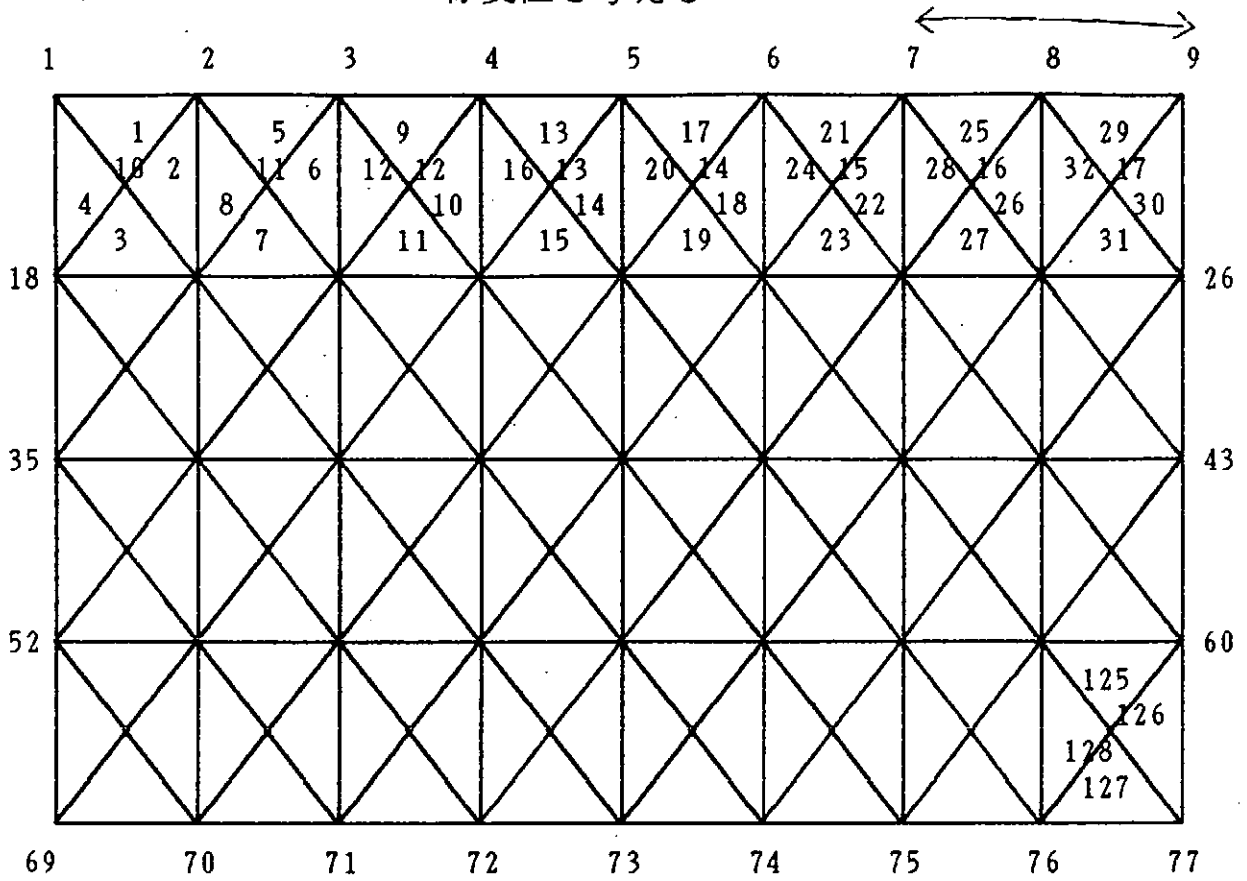


図1 試験片の有限要素分割
 (幅：4 mm, 長さ5 mm)

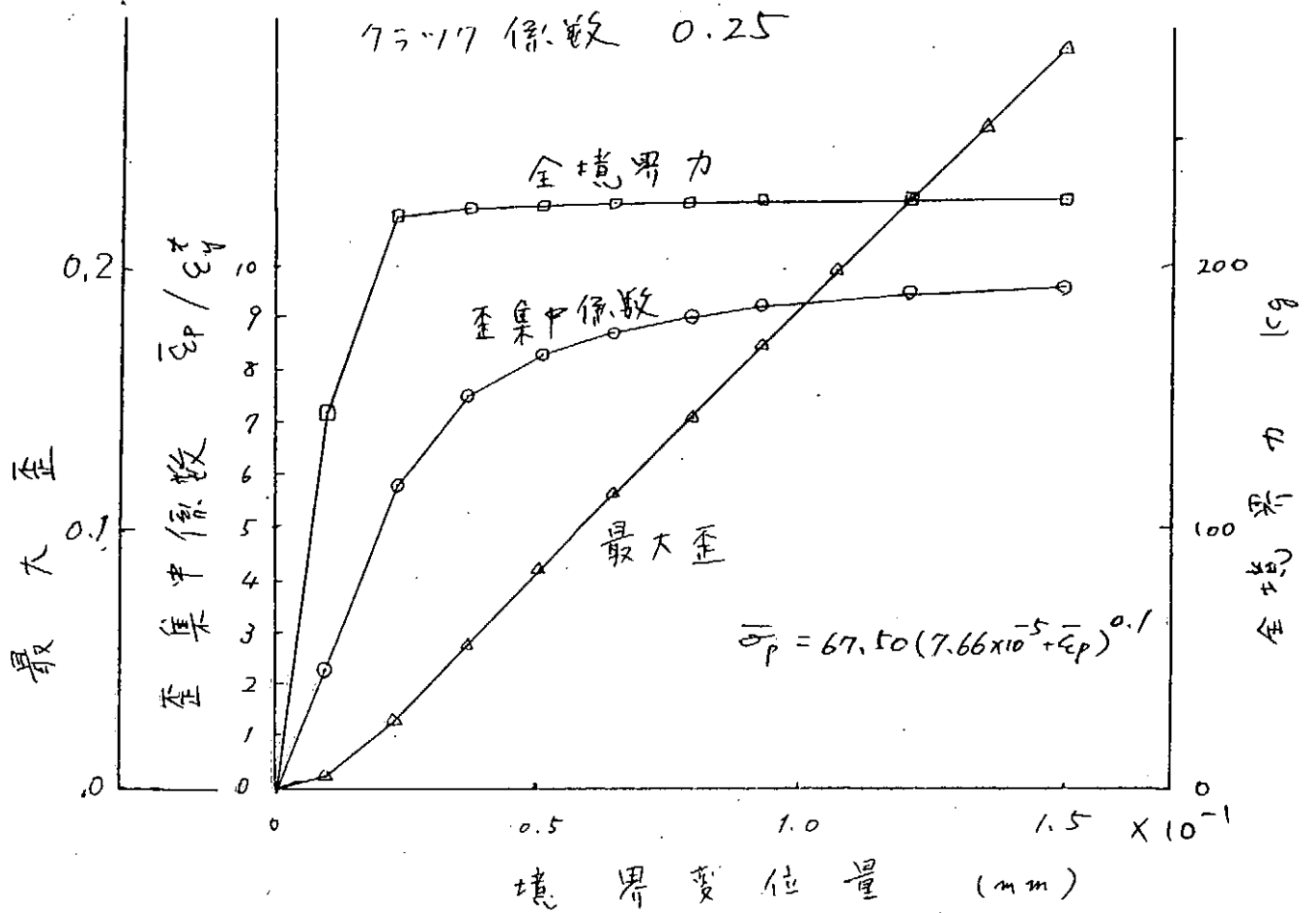


図2 歪集中係数、全境界力、最大歪と境界変位量との関係

0.204	0.225	0.247	0.271	0.296	0.319	0.359	0.730								
0.181	0.208	0.206	0.229	0.229	0.252	0.251	0.275	0.275	0.299	0.298	0.320	0.323	0.357	0.634	0.182
0.190	0.215	0.239	0.261	0.283	0.301	0.312	0.179								
0.208	0.215	0.218	0.216	0.211	0.208	0.230	0.173								
0.203	0.208	0.208	0.214	0.212	0.213	0.212	0.207	0.206	0.196	0.200	0.192	0.222	0.165	0.167	0.162
0.204	0.207	0.208	0.203	0.193	0.183	0.159	0.157								
0.174	0.164	0.153	0.140	0.134	0.130	0.112	0.104								
0.179	0.165	0.166	0.153	0.153	0.140	0.140	0.129	0.131	0.122	0.127	0.109	0.110	0.100	0.100	0.099
0.173	0.158	0.144	0.133	0.120	0.106	0.098	0.096								
0.150	0.132	0.116	0.104	0.095	0.087	0.082	0.080								
0.154	0.136	0.136	0.119	0.119	0.106	0.106	0.096	0.096	0.087	0.087	0.082	0.081	0.080	0.079	0.078
0.146	0.128	0.113	0.101	0.090	0.083	0.080	0.078								

切り欠きのないときの歪: 0.1824

歪集中係数=切り欠きのあるときの最大歪/切り欠きのないときの歪=4.00

$\sigma = c(\alpha 1 - \epsilon_p)^{**n}$ $c = 89.63$ $\alpha = 0.1765E-4$ $n = 0.1$ $E = 20,000 \text{ kg/mm}^2$ $\sigma_y = 30.0 \text{ kg/mm}^2$

図3 試験片内部の応力分布へのクラックの影響

0.0250	0.0285	0.0318	0.0351	0.0392	0.0433	0.0501	0.1048								
0.0227	0.0263	0.0264	0.0295	0.0296	0.0328	0.0330	0.0363	0.0367	0.0405	0.0416	0.0449	0.0456	0.0523	0.0867	0.0184
0.0249	0.0280	0.0312	0.0350	0.0389	0.0440	0.0497	0.0261								
0.0284	0.0303	0.0327	0.0340	0.0343	0.0345	0.0366	0.0251								
0.0274	0.0290	0.0292	0.0314	0.0312	0.0329	0.0327	0.0335	0.0334	0.0327	0.0332	0.0308	0.0347	0.0242	0.0241	0.0243
0.0282	0.0303	0.0316	0.0323	0.0319	0.0298	0.0240	0.0233								
0.0284	0.0273	0.0257	0.0239	0.0218	0.0198	0.0171	0.0177								
0.0293	0.0276	0.0276	0.0256	0.0257	0.0235	0.0237	0.0211	0.0213	0.0190	0.0194	0.0167	0.0167	0.0167	0.0170	0.0171
0.0286	0.0262	0.0239	0.0213	0.0190	0.0168	0.0163	0.0162								
0.0250	0.0218	0.0189	0.0163	0.0145	0.0131	0.0127	0.0125								
0.0259	0.0223	0.0224	0.0192	0.0193	0.0164	0.0165	0.0145	0.0146	0.0132	0.0132	0.0127	0.0127	0.0124	0.0124	0.0122
0.0243	0.0206	0.0176	0.0153	0.0136	0.0129	0.0125	0.0122								

切り欠きのないときの歪: 0.02620

歪集中係数=切り欠きのあるときの最大歪/切り欠きのないときの歪=4.00

$\sigma = c(\alpha + \epsilon)^{2n}$ $c=67.50$ $\alpha=0.7663E-5$ $n=0.01$ $E=20,000 \text{ kg/mm}^2$, $\sigma_y=60.0 \text{ kg/mm}^2$

図4 試験片内部の応力分布へのクラックの影響

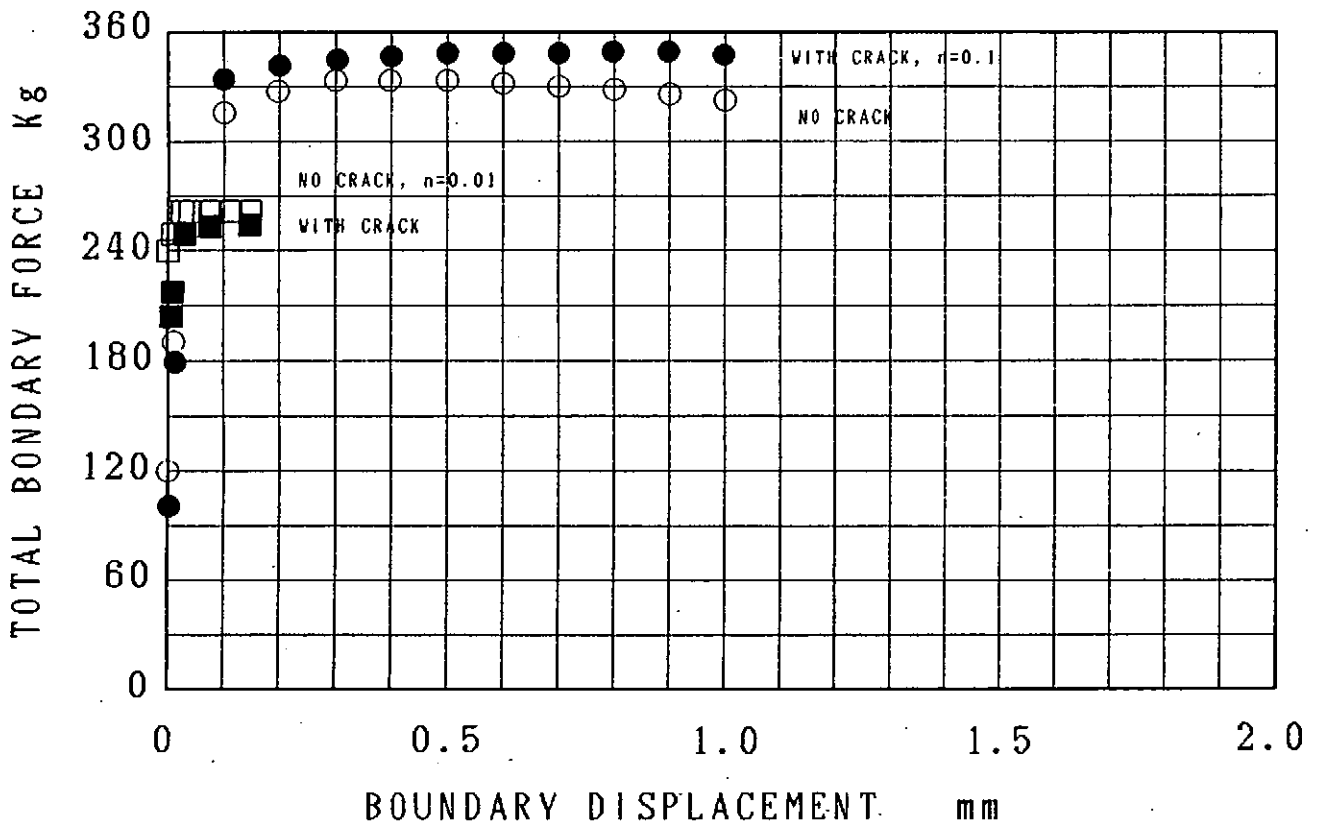


図5 荷重支持力と変位の関係におよぼすクラックと加工硬化指数の影響

5-2 「照射研究と材料開発」についてのコメント(2)

日本原子力研究所

菱沼 章道

コメント：

核融合炉材料の研究における大学の役割を照射研究と材料開発という観点からのコメントをとということであるが、大学の研究自体の大きな幅を考えると、研究者によってその役割分担が自ずから違ってくるように思われるので、全て一色単に述べるには無理があるように思える。しかしもし研究者が、核融合炉材料の開発研究に従事していると言う認識ならば、以下のことが求められているのではないだろうか。

照射損傷の研究は物理的研究と工学的研究とに大きく分けられるが、後者の工学的研究には、材料の劣化程度を評価するいわゆる損傷評価研究と耐照射性に優れた材料の開発が含まれる。この場合、核融合炉開発における材料研究の重要性と緊急性を考えれば、照射研究と材料開発研究が密接な連携の下で行われることの必要性は言うを待たないことであろう。以下自分の反省を含めて照射損傷の研究者が望まれていると思われる事を述べてみたい。

照射損傷の研究では、成果のヒードバックの促進、すなわち、その結果や知識を速やかに材料の改良あるいは開発研究に役に立つように心がけることが必要であろう。照射研究が単に”ダメさ加減”を調べるだけに終わるのではなく、より積極的に材料開発に寄与すべきである。そのためには、損傷研究の目的を明確にし、適当な時期に終結させ、材料開発に寄与できるように知識を整理することが大切である。

材料開発研究では、材料開発の目標、全体計画を明確にすることが重要である。構造材料の開発は長いリードタイムが必要であると言われており、これに安住している嫌いがあるが、しかしゆるされる時間は無限ではありえない。材料開発研究では、少なくとも核融合炉材料開発では、材料開発戦略が出来上がっており、その材料の問題点、開発すべき点が明確にされ、それを解決するための全体像、自分の分担以外も含めた全体像が面かれていることが望まれる。そして、その材料がいつ頃出来るのか、少なくとも担当研究者が現役中に答が出るようなことになっていなければならないのではないか。そうでなければ、それはまだ単なる材料損傷の研究で、核融合炉という特定な工学的応用研究とは言えないのではないだろうか。

また、核融合炉材料照射用強力中性子源の設計が始まりつつある現在、核融合炉構造材料の開発は緊急の課題である。構造材料研究者が強力中性子源の建設をまじめに要求するためには、その中性子源ができるまでに、実験に耐える材料開発が強く望まれているし又期待されている現実をしかと考える必要がある。

まとめ（総合討論）

記録：河西 寛
東京大学・工学部

最初に、石野（司会）より核融合炉材料研究における大学の役割に関連して、(1)照射関連の確立、(2)材料（合金）開発の基礎研究、(3)設計データ取得等の重要性の説明・指摘が行われた。更に、現在、特に大学関連研究者が力を注ぐべき課題として(4)照射目的に合致した照射手段の検討（照射リグ等の設計も含む）、(5)照射場としての'ESNIT'の詳細わたる検討の必要性に言及した。

続いて、菱沼が作成した討論資料により原研の立場から大学の研究に対する印象及び要望が提示された。すなわち、核融合炉材料研究を'照射研究'と'材料開発'に分けて考えてみると(1)大学には材料開発研究が希薄でありこの分野にもっと取り組むことが望まれる、また(2)照射研究であっても材料へのフィードバックがあるべきである。この指摘に対して特に反論はなかったものの、大学側も材料開発を常に念頭において研究を続けてきたつもりである（石野）、原研に対する批判もあるが互いに批判するだけではメリットがないことも事実ではなかろうか（桐谷）等々とのコメントが出された。

河辺より核融合材料研究について、昨夜の全体会議でも話題になったことであるがと前置きして最終目標に対する戦略はあるのか?、更に、最低限満たすべき要件は何であろうかとの質問が出されたが議論は続かなかった。

木下より、将来RTNS-IIがUP-GRADEされたような'RTNS-III'の必要性を痛感する者であるがと断り、冒頭に示された石野のOHP中の文面に見られる項目'コホ-ネットのモ-リグ・挙動解析'にはRTNS-IIIは恐らく不向きと考えられる。OHPはRTNS-IIIは不必要との意味を含んでいるのかとの質問が出されたのに対して、『OHPの意味は炉工学分野の研究開発にはRTNS-IIIとは目的の異なる別の強力中性子源の建設が必要なことを意味したつもりである。また材料照射用強力中性子源建設の前にはいわば基準となる中性子源が必要と考えており RTNS-IIIの必要性をむしろ強調したつもりである』（石野）との説明があった。

桐谷より、強力中性子源に関しては' HARD' , ' SOFT' 共今から取り組むことが必要である。これと平

行して、もう少し早期に利用可能な装置を考えることも必要なのではないか！ 個人的にはそのような装置の建設をむしろ強力中性子源の前に考えるべきであると思うのだが、このような主張は政策的にはまずいのであろうかとの問いかけがあった。これに関連して、装置としては材料科学指向なものや工学指向なものに分類して考える必要があるのではないかと（野田（健））。ビッグ・プロジェクトが走る時に複数のプロジェクトを平行させるのは得策ではない、RTNS-III程度のものなら強力中性子源の予算の中に含ませることが可能ではなからうか（石野）等の意見が出された。

更に、この議論に関連して宮原（昭）氏の紹介が行われた。この場では『機運としては計画が進行できるかも知れないという状況にある。この機会を逃すべきではない。RTNS-IIIを大型装置より前に出すことは賢明ではない（歴史的に判断しても）。従って、SATELLITEの計画に留めおく方が予算、建屋建設の面からも得策であろう』と述べられている。

次に、白石（春）より核融合炉構造材の脆化に関する研究の重要性--特に、クック先端部における応力集中の問題（脆化）を加工硬化指数と歪集中係数の有限要素法を用いた計算結果より示し、従来のASTMコードでは取り扱われない歪集中係数に注目した新しい研究--を炉の健全性の観点より主張した。同時に、強力中性子源においては材料定数（例えば、加工硬化指数等々）を得ること、脆性評価を考慮した設計コードの開発、材料開発のために最低限必要な研究項目（設計コードとの関連においても）の洗い出しの重要性を指摘した。

司会者が体制の整備・問題点--特に、核融合科学研究所（NIFS）の関与/役割--に言及したのを受けて、本島より強力中性子源に建設についてNIFSは直接的な寄与は小さいかも知れないが、共同研究を通じて貢献出来ると考えており出来るだけ共同研究の利用を心掛けて欲しい。また、中性子スペクトル等に関する計装技術についてはNIFSは種々経験を有するので将来貢献出来るのではないかと考えている旨の発言があった。

司会者から活発な討論に対する謝辞をもって閉会した。

NIFS シンポジウム参加者名簿

開催日時：平成4年3月5日

氏名	所属
1 松井 秀樹	東北大学・金研
2 阿部 勝憲	東北大学・工学部
3 四竈 樹男	東北大学・金研大洗
4 大山 幸夫	原研・東海
5 野田 健治	〃
6 佐藤 義則	動燃・大洗
7 丸山 忠司	〃
8 白石 春樹	金材技研・つくば
9 永川 城正	〃
10 河辺 隆也	筑波大学
11 磯矢 彰	東海大学
12 宮原 昭	帝京大学
13 寺井 隆幸	東京大学・工学部
14 石野 栞	〃
15 河西 寛	〃
16 関村 直人	〃
17 幸野 豊	〃
18 加藤 雄大	〃
19 羽山 清一	(株)間組
20 桐谷 道雄	名古屋大学・工学部
21 細井 祐三	〃
22 小畑 直巳	〃
23 松井 尚之	〃
24 井関 道夫	〃
25 本島 修	核融合科学研究所
26 相良 明男	〃
27 西村 新	〃
28 難波 忠清	〃
29 大嶋 隆一郎	大阪大学・基礎工学部
30 下村 義治	広島大学・工学部
31 木下 智見	九州大学・工学部

NIFS-MEMOシリーズ出版リスト
(Recent Issues of NIFS-MEMO Series)

- NIFS-MEMO-1 都築哲哉、東井和夫、松浦清剛、「パソコンによる JIPP T-IIU プラズマの
平衡位置フィードバック制御」1991年4月
T.Tsuzuki, K.Toi and K.Matsuura, "Feedback Control of Plasma Equilibrium
with Control System Aided by Personal Computer on the JIPP T-II Tokamak" ;
Apr.1991 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-2 久保田雄輔、大林治夫、宮原 昭、大野和子、中村光一、堀井憲爾、
「環境磁界の研究 (I) 三次元積分磁束計の開発」1991年7月
Y.Kubota, H.Obayashi, A.Miyahara, K.Ohno, K.Nakamura and K.Horii,
"Development of Three-Dimensional Compact Magnetic Dosimeter for Environmental
Magnetic Field Monitoring" , July,1991 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-3 「核融合科学研究所技術研究会; 1991年3月19、20日 土岐文化プラザ」1991年8月
"Proceedings of Symposium on Technology in Laboratories; Mar. 19, 20, 1991"
Aug. 1991 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-4 「プラズマ中におけるカオス現象」1991年8月
"Chaotic Phenomena in Plasmas " , Aug. 1991 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-5 山崎耕造、「ファジー論理のトロイダルプラズマ制御への応用」1992年2月
"Fuzzy Logic Application to Troidal Plasma Contol" , Feb. 1992 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-6 平成3年度 核融合科学研究所 支援調査共同研究報告書 「大出力マイクロ
波源の開発に関する調査研究」1992年4月
"Development of High Power Microwave Source" , Apr. 1992 (In Japanese)
- NIFS-MEMO-7 平成3年度 核融合科学研究所 共同研究(調査支援研究)研究成果報告書
「プラズマにおけるカオス現象」1992年11月
"Chaotic Phenomena in Plasma, II" , Nov. 1992 (In Japanese)