



JP0050859

JAERI-Review

2000-016



核融合炉開発計画における核融合中性子工学の役割
(核融合炉発電を目指して)

2000年10月

中村 博雄・森本 裕一・落合 謙太郎
杉本 昌義・西谷 健夫・竹内 浩

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibarakiken 319-1195, Japan.

核融合炉開発計画における核融合中性子工学の役割
(核融合炉発電を目指して)

日本原子力研究所那珂研究所核融合工学部
中村 博雄・森本 裕一・落合 謙太郎・杉本 昌義・西谷 健夫・竹内 浩

(2000年9月13日受理)

平成4年6月、原子力委員会は、自己点火プラズマ条件の達成と長時間燃焼の実現、並びに発電実証を行う原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成を目指した「第三段階核融合研究開発基本計画」を策定した。

本報告書は、第三段階核融合研究開発における核融合中性子工学関連の研究計画を具体化したものである。この中では、昨年より那珂研究所内で検討を進めて来たブランケット・材料開発計画における核融合中性子工学の役割の明確化を始め、原型炉実現までの核融合中性子工学研究開発の全体像を明らかにして、効率的な研究開発の推進を図っている。具体的には、原型炉実現までに核融合中性子工学においてなされるべき研究開発として、ブランケット・材料開発での遮蔽・増殖性能、種々の材料に関する核特性の研究・評価、センサー材料・絶縁材料等の機能性材料及び構造材料の照射基礎過程の研究、炉の健全な運転に不可欠である炉内計装技術の研究開発計画をまとめた。また、その研究開発において必要な評価技術の開発については、これまで主力装置であった核融合中性子源施設(FNS)の利用法とその改造計画について、また今後の核融合材料開発の主力装置となるd-Li型中性子源(国際核融合材料照射施設:IFMIF)の開発研究についてまとめた。

Fusion Neutronics Plan in The Development of Fusion Reactor
(with the aim of realizing electric power)

Hiroo NAKAMURA, Yuichi MORIMOTO, Kentarou OCHIAI,
Masayoshi SUGIMOTO, Takeo NISHITANI and Hiroshi TAKEUCHI

Department of Fusion Engineering Research
(Tokai Site)

Naka Fusion Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun Ibaraki-ken

(Received September 13, 2000)

On June 1992, Atomic Energy Commission in Japan has settled Third Phase Program of Fusion Research and Development to achieve self-ignition condition, to realize long pulse burning plasma and to establish basis of fusion engineering for demonstration reactor. This report describes research plan of Fusion Neutron Laboratory in JAERI toward a development of fusion reactor with an aim of realizing electric power. The fusion neutron laboratory has a fusion neutronics facility (FNS), intense fusion neutron source. The plan includes research items in the FNS; characteristics of shielding and breeding materials, nuclear characteristics of materials, fundamental irradiation process of insulator, diagnostics materials and structural materials, and development of in-vessel diagnostic technology. Upgrade of the FNS is also described. Also, the International Fusion Material Irradiation Facility (IFMIF) for intense neutron source to develop fusion materials is described.

Keywords : Fusion Reactor, Neutron Irradiation, Shielding Material, Breeding Material, Insulator, Diagnostics, FNS, IFMIF

目次

要約	1
1. はじめに	7
2. 核融合中性子工学に関する研究開発の現状と今後の展開	8
2.1 核融合炉における中性子工学の役割	8
2.2 研究開発の課題と現状	9
2.2.1 ブランケット核特性の実験的評価	9
2.2.2 材料の核特性に関する研究	10
2.2.3 材料開発のための照射損傷基礎過程の解明	10
2.2.4 核融合炉内核計装システムの開発	11
2.2.5 照射設備の開発	11
2.3 研究開発スケジュールの概要	12
3. ブランケット核特性	18
3.1 増殖性能	18
3.2 遮蔽性能	20
3.3 本研究開発の進め方	21
4. 材料の核特性に関する研究開発	25
4.1 研究の方向性	25
4.2 中性子場強度の増加に伴う核特性の質的変化の解明	27
4.3 中性子エネルギースペクトルによる核特性と材料特性の相関解明	27
4.4 計算評価手法の基礎理論、モデルの検証	27
4.5 本研究の進め方	28
5. 材料開発のための照射損傷基礎過程の研究	30
5.1 核融合炉の材料	30
5.2 機能性材料の使用条件と要求される性能	31
5.2.1 機能性材料に要求される条件	31
5.2.2 機能性材料の照射影響評価の現状	32
5.2.3 まとめと今後の課題	33
5.3 構造材料の照射影響評価	34
5.3.1 構造材料の照射研究の現状	34
5.4 本研究開発の進め方	35
5.4.1 機能性材料	35
5.4.2 構造材料	35

6. 核融合炉内計装技術の開発 -----	38
6.1 D-T 核融合炉での計測器環境 -----	38
6.2 核融合出力モニター-----	39
6.3 中性子スペクトロスコピーメーター-----	39
6.4 計測プローブ -----	39
6.5 本研究開発の進め方 -----	40
7. 実炉環境を模擬可能な照射試験設備の開発 -----	42
7.1 D-T 中性子源 -----	42
7.2 IFMIF の開発 -----	43
7.3 本研究の進め方 -----	44
8. まとめ -----	47

Contents

Summary -----	1
1. Introduction -----	7
2. Status and Prospect of Research and Development on Fusion Neutronics -----	8
2.1 Role of Neutronics in Fusion Research -----	8
2.2 Issues and Status Research and Development -----	9
2.2.1 Experimental Evaluation of Nuclear Characteristics of Blanket -----	9
2.2.2 Research on Nuclear Characteristics of Materials -----	10
2.2.3 Research on Basic Process of Radiation Damage of Materials -----	10
2.2.4 Development of In-vessel Diagnostics -----	11
2.2.5 Development of Irradiation Facility -----	11
2.3 Schedule of Research and Development -----	12
3. Nuclear Characteristics of Blanket -----	18
3.1 Bleeding Characteristics -----	18
3.2 Shielding Characteristics -----	20
3.3 Plan of Research and Development -----	21
4. Nuclear Characteristics of Materials -----	25
4.1 Direction of Research -----	25
4.2 Nuclear Characteristics under Intense Neutron Irradiation -----	27
4.3 Correlation between Nuclear Characteristics and Material Characteristics -----	27
4.4 Basic Theory of Evaluation of Calculation and Validation of Model -----	27
4.5 Plan of Research and Development -----	28
5. Research on Basic Process of Radiation Damage of Material Development -----	30
5.1 Materials in Fusion Reactor -----	30
5.2 Conditions and Requirements on Functional Materials -----	31
5.2.1 Requirements on Functional Materials -----	31
5.2.2 Irradiation Effect of Functional Materials -----	32
5.2.3 Summary and Issues -----	33
5.3 Irradiation Effect of Structural Materials -----	34
5.3.1 Status of Research -----	34
5.4 Plan of Research and Development -----	35
5.4.1 Functional Materials -----	35
5.4.2 Structural Materials -----	35

6. Development of in-vessel Diagnostics for Fusion Reactor -----	38
6.1 Environment of Diagnostics in D-T Fusion Reactor -----	38
6.2 Fusion Power Monitor -----	39
6.3 Neutron Spectrometer -----	39
6.4 Diagnostics Probe -----	39
6.5 Plan of Research and Development -----	40
7. Development of Irradiation Facility for Simulation of Fusion Reactor Condition -----	42
7.1 D-T neutron Source -----	42
7.2 IFMIF -----	43
7.3 Plan of Research and Development -----	44
8. Summary -----	47

要 約

平成4年6月、原子力委員会が策定した「第三段階核融合研究開発基本計画」では、ブランケット・モジュールを実験炉に導入し、核融合炉と類似の中性子環境下での各種材料試験やニュートロニクス試験を行い、材料特性や中性子遮蔽等に関するデータの蓄積を行うとしている。また、高いフルエンスの中性子照射に耐え得る計測器、制御機器の研究開発を行うとともに、材料の核特性及び中性子遮蔽等に関する基礎データを取得するとしている。

本研究計画は、第三段階核融合研究開発基本計画における核融合中性子工学に関連した研究計画を具体化したものであり、核融合原型炉実現までの核融合中性子工学における研究開発の全体像を明らかにして、効率的な核融合中性子工学の研究開発の推進に資することにある。そのため、本計画書では、核融合原型炉の実現までに核融合中性子工学において実施すべき研究・開発課題としてブランケット・材料開発での遮蔽・増殖性能、種々の材料に関する核特性の研究・評価並びにセンサー材料・絶縁材料等の機能性材料、構造材料の照射損傷基礎過程の研究及び炉の健全な運転に不可欠である炉内計装技術の開発研究についてまとめた。また、その研究開発において必要な評価技術の開発については、これまで主力装置であった核融合中性子源施設（FNS）の利用法とその改造計画について、また今後の核融合材料開発の主力装置となる d-Li 型中性子源（国際核融合材料照射施設）についてまとめた。

核融合中性子工学の役割は、図1に示すように核融合炉内における中性子反応に起因する物理現象を理解し、これを基に設計の基盤となる技術を提供し、最終的な最適設計への路を開くことにある。特に、D-T核融合炉では発生するエネルギーの大部分が中性子の運動エネルギーとして現れるため、これを有効に利用することが核融合炉開発の鍵となる。中性子工学の基盤となる技術は、核融合炉を模擬した中性子源と量子計測技術(実験的手法)、および、中性子の振る舞いを記述するための核データと放射線輸送解析技術(解析的手法)である。前者は核設計手法や照射損傷モデルの基盤となる実験事実の蓄積に用いられ、後者は実際の炉の核設計と共通の道具立てとして用いられる。また、前者の技術は、核計装システム開発の基礎を与えるものである。

核設計においては、増殖ブランケットでの中性子エネルギーの熱エネルギーへの変換、中性子増倍、トリチウム生成、放射線遮蔽に関する設計に必要な基本データを提供する。また、核融合炉において中性子工学が必要となるのは、核設計だけではない。核融合炉構造材料は核分裂炉に比べて高エネルギーの中性子に曝され放射化するだけでなく、弾き出し損傷や核変換損傷により材料特性が変化することがある。また、絶縁材や計測器材料等の機能性材料においても、本来の機能が低下する現象が観測されている。したがって、材料の放射化や放射線損傷に係る基礎データを整備し、照射損傷モデルの開発や強中性子場下における核計装技術の開発に資することも中性子工学の重要な役割である。特に、今後の発電実証に向けた研究開発では、核融合炉機器が強力な中性子場内で本来の機能を果たすことを確認し、炉全体の最適設計への道を開くことが重要となる。具体的には、図2に示すように、以下の項目を合わせて進めていく必要がある。

- (1) ブランケット核特性の実験的評価
- (2) 核融合炉構成材料の核特性の評価
- (3) 機能性材料の耐放射線性評価及び照射損傷基礎過程解明

- (4) 核融合炉内核計装システムの開発
- (5) 実炉環境を模擬可能な照射試験設備の開発

原型炉に向けた核融合中性子工学では、発展段階に応じた研究課題がある。まず、素過程および複合現象を順次解明して実験炉での試験に備え、それらの成果を基に原型炉を構成する機器や材料の工学設計を実証していく必要がある。現在の研究開発は、素過程の解明から複合現象の解明に至る段階にある。また、これらの課題を解決するための研究設備の検討を合わせて進める。

2030年代の原型炉による発電実証を前提とした、ブランケット・材料開発に関するスケジュールの概要を図3に示す。実験炉 ITER は 2015 年頃に運転を開始し、基本性能段階、拡張性能段階と二つの段階に分けて実験が行われる。この間、ブランケットに関しては、果たすべき機能と健全性が実証され、その結果が原型炉の設計に反映される予定である。このような計画をスケジュール通り実行するため、2010 年代初頭に強力中性子源 IFMIF の運転を開始し、原型炉適用材料の選択を最終目標として照射試験を実施する。IFMIF の運転開始までは、FNS を中心とした照射試験によりブランケット核設計の高度化、機能性材料健全性の確認、核計装系の開発等を目的とした実験的研究を実施し、IFMIF 及び ITER での試験開始に備える。

また、図4に核融合中性子工学に関する向う7年間の研究計画を示す。ITER/EDA を中心に進めてきた遮蔽性能評価から、IEA 協力に基づく増殖ブランケットの性能評価に重点を移す。また、合わせて機能性材料の照射特性評価、低放射化材料核特性評価を進める。核計装に関しては ITER 向けの計装系の検討を急ぎ、原型炉計測器の開発につなげる。また、これらの実験的研究の基盤として、照射量の増大に対応するために FNS の出力上昇を図る。IFMIF に関しては、現在要素技術実証フェーズにあり、今後、技術実証フェーズを経て2010年代初頭の運転開始を目指す。

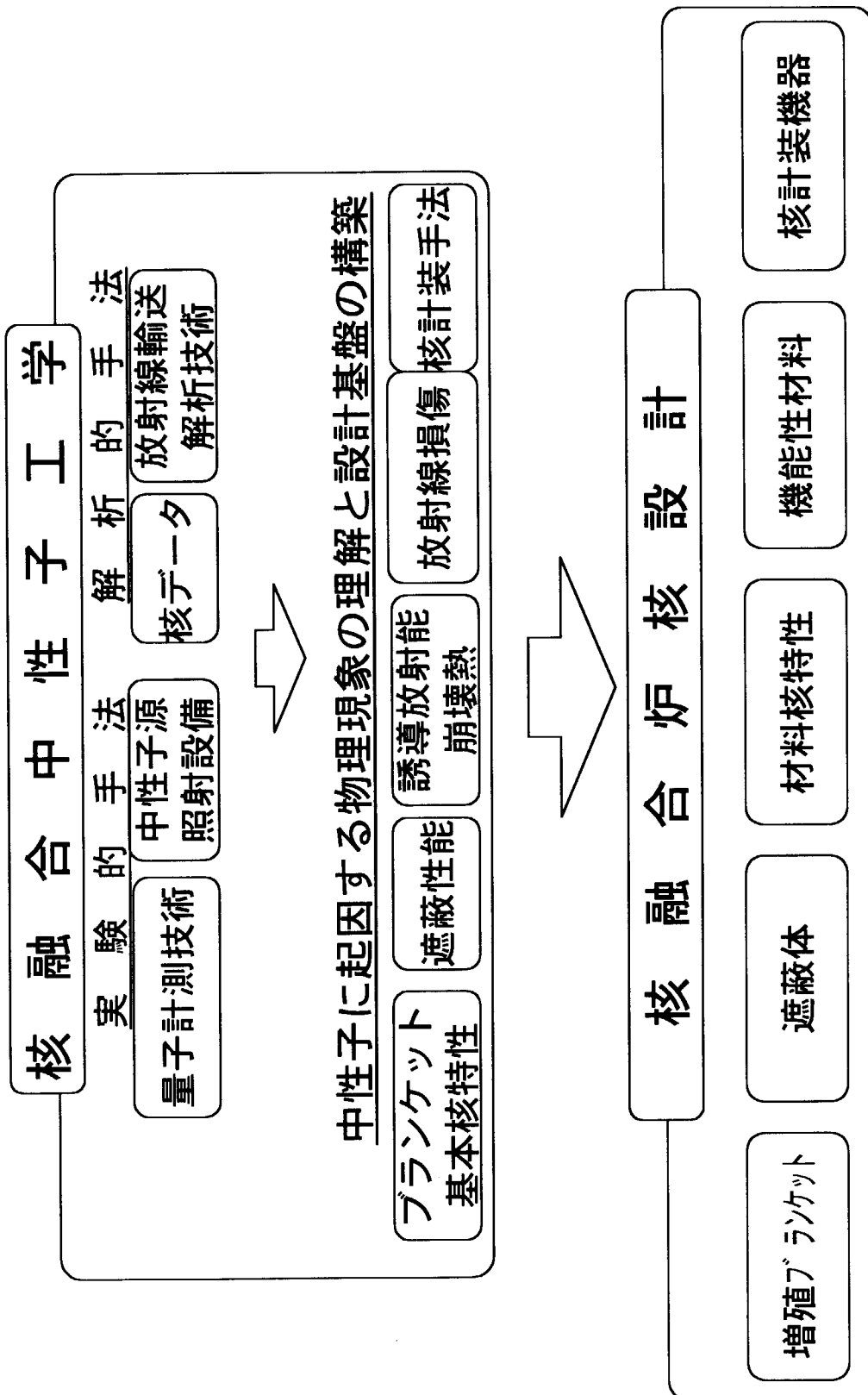


図1 核融合炉開発における中性子工学の役割

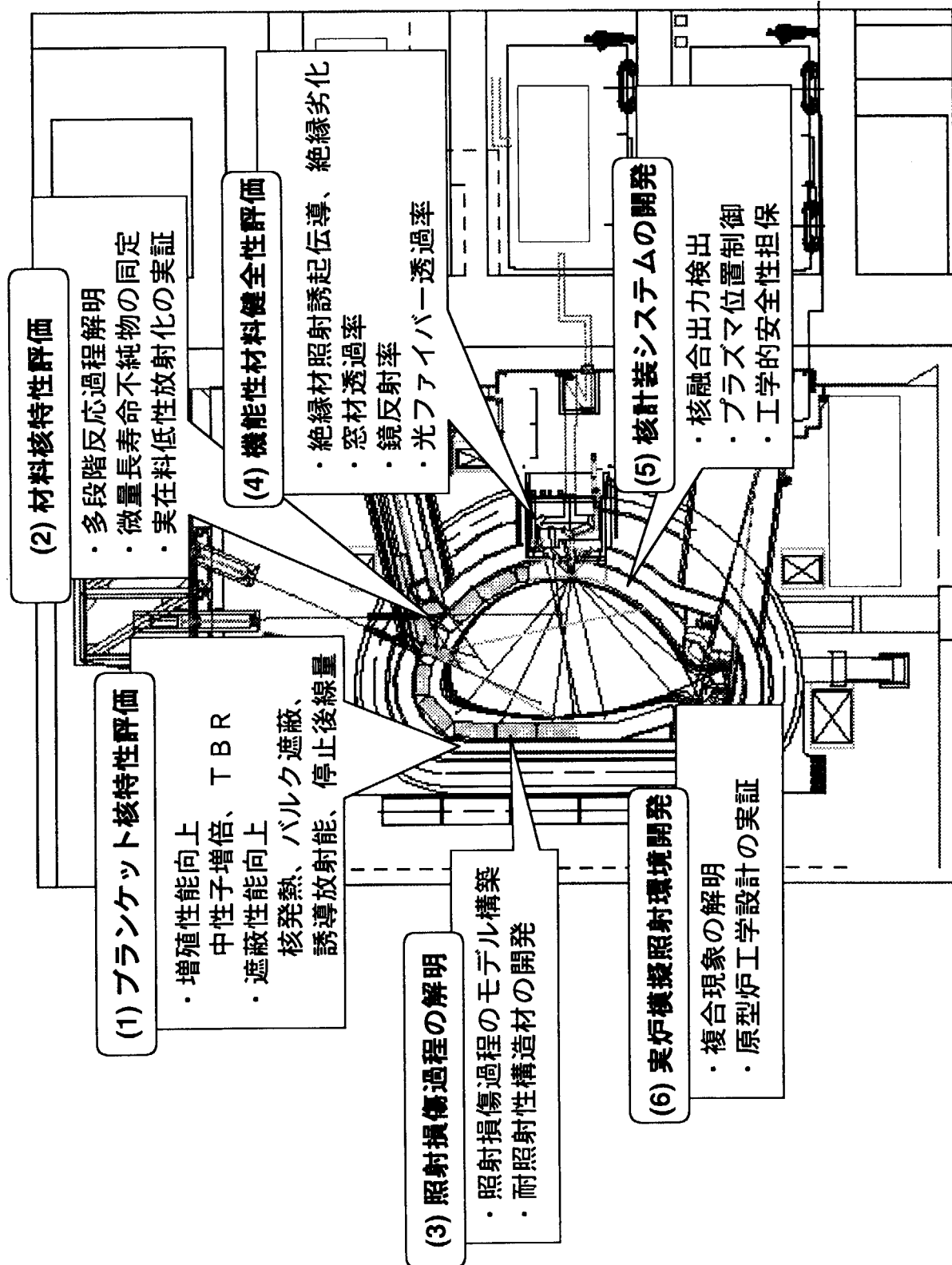


図2 核融合中性子工学を必要とする研究課題

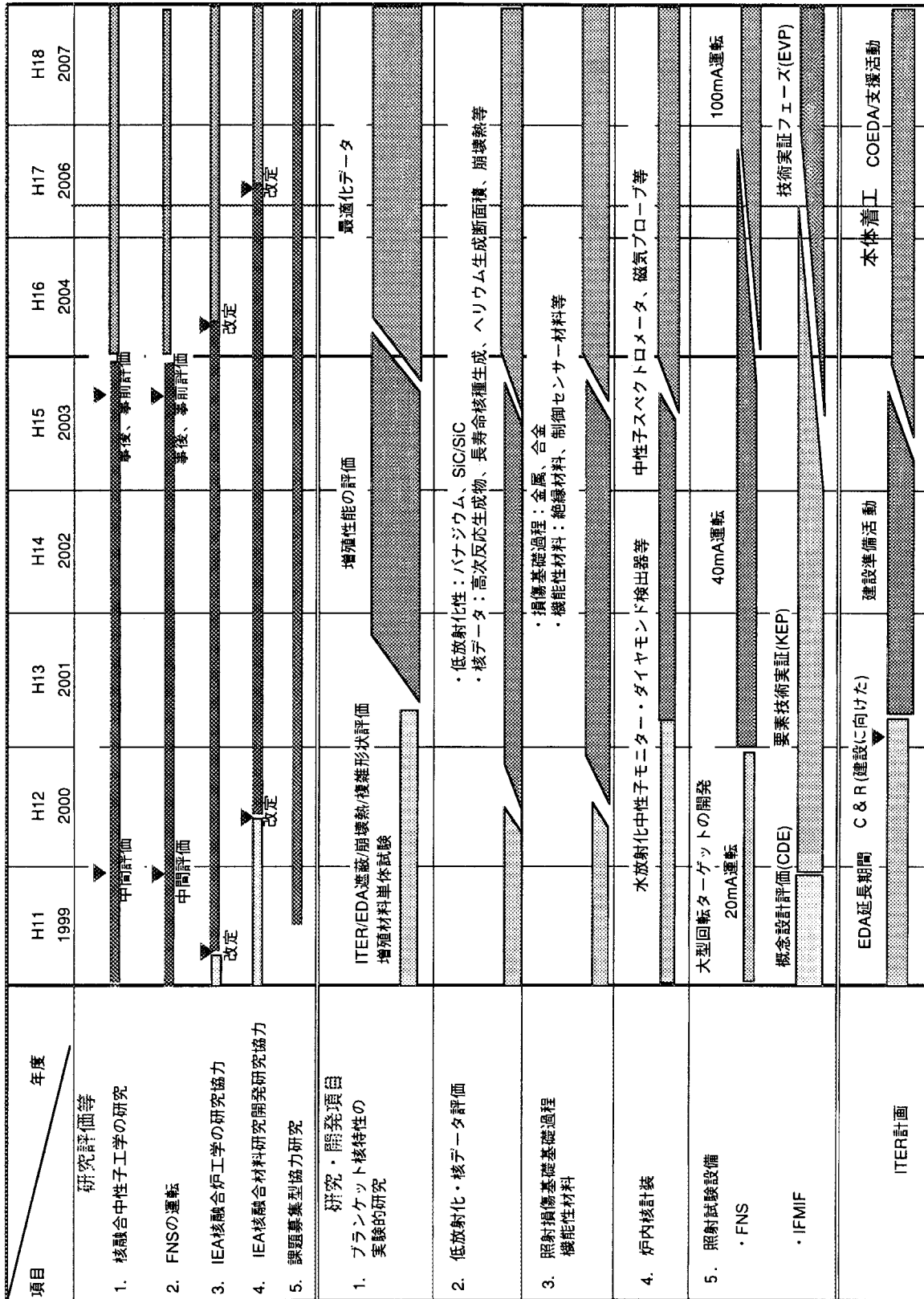


図4 核融合中性子工学の研究計画 (1999-2007年)

1. はじめに

核融合炉の実現は、D-T 反応を用いた炉が最も実現の可能性が高いため、これまでの核融合開発は主に D-T 核融合炉の実現を目指して開発が進められてきた。その開発は、自己点火の条件の実現と核反応により生じた中性子を効率良く、安定に電気エネルギーに変換するとともに、自己点火の条件を継続することにある。

平成4年6月、原子力委員会は、自己点火プラズマ条件の達成と長時間燃焼の実現、並びに発電実証を行う原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成を目指した「第三段階核融合研究開発基本計画」を策定した。これを達成するための研究開発の中核を担う装置として、トカマク型の実験炉を開発し、これらの研究開発により、第四段階以降の研究開発に十分な見通しを得ることを目指している。

その計画の中で、炉工学技術については、実験炉の開発に必要な主要構成機器の大型化・高性能化を図るとともに、原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成を図るため、実験炉による試験等を含めた研究開発を進め、その実用化のために必須の炉工学技術であって、その実現までに長時間の研究開発を必要とするものについては早期に開始するとしている。

その開発の中で、ブランケット・モジュールを実験炉に導入し、核融合炉と類似の中性子環境下での各種材料試験やニュートロニクス試験を行い、材料特性や中性子遮蔽等に関するデータの蓄積を行うとしている。また、高いフルエンスの中性子照射に耐え得る計測器、制御機器の研究開発を行うとともに、材料の核特性及び中性子遮蔽等に関する基礎データを取得するとしている。原型炉用ブランケット開発の中心課題は、高い中性子照射等に耐える材料の開発とトリチウム増殖比の向上が重要な課題であるため、原型炉の中性子環境下でのブランケットの照射・機能試験を行い、必要なデータベースの構築に努めるとしている。

本報告書は、このような第三段階核融合研究開発における核融合中性子工学関連の研究計画を具体化したものである。この中では、昨年より那珂研究所内で検討を進めて来たブランケット・材料開発計画における核融合中性子工学の役割の明確化を始め、原型炉実現までの核融合中性子工学研究開発の全体像を明らかにして、効率的な研究開発の推進を図っている。

そのため、本計画書では、核融合原型炉の実現までに核融合中性子工学においてなされるべき研究・開発としてブランケット・材料開発での遮蔽・増殖性能、種々の材料に関する核特性の研究評価、センサー材料・絶縁材料等の機能性材料及び構造材料の照射基礎過程の研究、炉の健全な運転に不可欠である炉内計装技術の研究開発計画をまとめたものである。また、その研究開発において必要な評価技術の開発については、これまで主力装置であった核融合中性子源施設 (FNS) の利用法とその改造計画について、また今後の核融合材料開発の主力装置となる d-Li 型中性子源 (国際核融合材料照射施設) の開発研究についてまとめた。

2. 核融合中性子工学に関する研究開発の現状と今後の展開

2.1 核融合炉における中性子工学の役割

中性子工学の役割は、図 2-1 に示すように核融合炉内における中性子反応に起因する物理現象を理解し、これを基に設計の基盤となる技術を提供し、最終的な最適設計への路を開くことにある。特に、D-T 核融合炉では発生するエネルギーの大部分が中性子の運動エネルギーとして現れるため、これを有効に利用することが核融合炉開発の鍵となる。中性子工学の基盤となる技術は、核融合炉を模擬した中性子源と量子計測技術(実験的手法)、および、中性子の振る舞いを記述するための核データと放射線輸送解析技術(解析的手法)である。前者は核設計手法や照射損傷モデルの基盤となる実験事実の蓄積に用いられ、後者は実際の炉の核設計と共通の道具立てとして用いられる。また、前者の技術は、核計装システム開発の基礎を与えるものである。

核融合炉の核設計では、増殖ブランケットでの中性子エネルギーの熱エネルギーへの変換、中性子増倍、トリチウム生成、放射線遮蔽に関する設計を受け持つ。D-T 核融合炉においては、発生するエネルギーの大半が中性子の運動エネルギーとして取り出されるため、中性子の運動エネルギーを効率良く熱エネルギーに変換・回収する必要がある。また、燃料となるトリチウムは天然に存在しないため、中性子による核反応を用いてトリチウムを増殖する必要がある。ブランケットは、これらの役割を担う核融合炉の基本コンポーネントである。ブランケット内でのトリチウム増殖には、 ${}^6\text{Li}(n,T)$ 反応が用いられる。またトリチウム増殖比向上には、中性子増倍材を用いてこの反応に寄与する中性子数を増加させる必要がある。この時、中性子増倍に用いられる反応は、Be や Pb の $(n,2n)$ 反応である。また、ブランケットは、超伝導磁石などの機器の放射線遮蔽や生体遮蔽の機能を担う。

核融合炉内にはプラズマ計測やプラズマ加熱を目的とした開口部が設けられており、これらの増殖ブランケットが設置されていない開口部を通したダクト内の放射線場を評価し遮蔽設計の妥当性を検証することも核設計の役割である。

また、核融合炉において中性子工学が必要となるのは、核設計だけではない。核融合炉構造材料は核分裂炉に比べて高エネルギーの中性子にさらされ放射化するだけでなく、弾き出し損傷や核変換損傷により材料特性が変化することがある。また、絶縁材や計測器材料等の機能性材料においても、本来の機能が低下する現象が観測されている。したがって、材料の放射化や放射線損傷に係る基礎データを整備し、照射損傷モデルの開発や強中性子場下における核計装技術の開発に資することも中性子工学の重要な役割である。

特に、今後の発電実証に向けた研究開発では、核融合炉機器が強力な中性子場内で本来の機能を果たすことを確認し、炉全体の最適設計への道を開くことが重要となる。具体的には、図 2-2 に示すように、以下の項目を合わせて進めていく必要がある。

- (1) ブランケット核特性の実験的評価
- (2) 核融合構成材料の核特性に関する研究
- (3) 材料開発のための照射損傷基礎過程の解明
- (4) 核融合炉内核計装技術の開発
- (5) 実炉環境の模擬が可能な照射試験設備の開発

2.2 研究開発の課題と現状

図 2-3 に原型炉に向けた、核融合中性子工学の役割を中性子場の強度に応じて示す。まず、素過程および複合現象を順次解明して実験炉での試験に備え、それらの成果を基に原型炉を構成する機器や材料の工学設計を実証していく必要がある。現在の研究開発は、素過程の解明から複合現象の解明に至る段階にある。また、これらの課題を解決するための研究設備の検討を合わせて進めている。以下、2.1 に掲げた具体的な研究課題に対する現状をまとめる。

2.2.1 ブランケット核特性の実験的評価

ブランケット核特性評価において最も重要なトリチウム増殖率(TBR)の評価精度検証については、日米共同実験や大学連合による実験が進められてきた。これらの実験を通して TBR 1 以上を確保可能であることが実証された。現在は、評価精度向上のため、中性子増倍材での(n,2n)反応断面積の測定が進められている。また、増殖材料として採用される可能性の高い Li_2TiO_3 等について、実機模擬体系での TBR 測定実験を予定している。

ブランケットの放射線遮蔽上の役割は、超伝導磁場コイルの照射損傷・核発熱、誘導放射能に伴う停止後線量などを設計基準値以下に低減することにある。これらの値は中性子輸送計算を基本に評価する。遮蔽設計の精度評価のための実験としては、バルク遮蔽実験とストリーミング実験が実施されてきた。これらの実験と解析の結果から誤差 30% 以下で評価可能であることが明らかになった。また、プラズマ計装などを目的として設置される屈曲ポートにおけるストリーミング評価については、実験が進行中である。

今後は、ITER や原型炉で採用される具体的な増殖ブランケット体系について、TBR および遮蔽性能が設計値を満足するか確認が必要である。

2.2.2 材料の核特性に関する研究

低放射化材料の開発においては、Mo や Nb 等の好ましくない元素を取り除いた低放射化鉄鋼材料や、V合金、SiC/SiC 複合材料などが検討されている。これらの材料開発における中性子工学の役割は、材料中に含まれる元素の放射化断面積の整備と材料の低放射化性の実証にある。放射化断面積評価については、中性子スペクトルの異なる SS316L、黒鉛、銅の三つの体系内で主要構造材料に含まれる元素を対象に照射実験が行われ、FENDL-2 の放射化ファイルの誤差が 30% 以内であることが明らかになった。

今後は、低放射化性の実証、不純物元素による長半減期放射性核種生成率の定量化、シーケンシャル反応や多段階反応による誘導放射能生成率の定量化、ガス生成反応等の核変換損傷による材料特性への影響評価が必要となる。これらの試験では、14MeV 中性子源の強度増強や実炉と同程度の中性子場を提供可能な強力中性子源施設が必要となる。また、14MeV 以外の中間スペクトル領域での精度向上も重要である。

2.2.3 材料開発のための照射損傷基礎過程の解明

核融合炉の構造材は核分裂炉にくらべ、高エネルギー・高強度の中性子にさらされる。このため、炉構造材の照射損傷メカニズムも異なる。これまで、14MeV 中性子による照射損傷過程の研究は、RTNS-II 等の核融合中性子源を用いて行われてきた。しかしながら、照射量が約 0.01dpa 程度と実炉環境に比べ 4 桁以上低いレベルであり、放射線束の低い位置にある機器の材料を除いて工学的に意味のあるデータの蓄積には至っていない。したがって、重照射が可能な照射設備を開発し工学データを取得することが是非とも必要である。

一方、照射損傷過程のモデル構築には、低照射領域からの損傷の成長過程の解明、損傷過程の進行の予測に重要な役割を果たす。最近、原研 FNS で行われた純金属試料照射試験では、RTNS-II 実験とは異なる損傷メカニズムを示唆する結果が得られている。これらの結果を整理して損傷過程をモデル化することは、重照射領域での結果を解釈し新材料開発への道を開くものとして期待される。

機能性材料の耐放射線性は、絶縁材料や計測器材料などの機能性材料の耐放射線性評価は原型炉の健全性確保に重要である。これまで、絶縁材料を放射線照射環境で用いる際の問題点として、照射中に電気伝導度が増加する照射誘起電導(RIC)、照射後も絶縁劣化する照射誘起絶縁劣化(RIED)があることが判っている。前者については 14MeV 中性子照射により観測されているが、実炉環境に至る領域において定量的に把握されてはいない。また、後者については、共通した理解が得られておらず現象の確認が必要である。また、ブランケット開発では、高熱伝導度の絶縁材開発が必要とされており、アルミナナイトライド等の照射影響評価が急務となっている。また、計測器材料に関しては照射効果の定量的

評価が未だ不十分であり、14MeV 中性子による照射実験が必要である。

2.2.4 核融合炉内核計装システムの開発

発電実証を目的とした核融合炉では、核融合出力をモニターする中性子検出器、プラズマ位置制御のための磁気プローブ、ブランケットや真空容器等の工学的安全性を担保するための熱電対、ストレインゲージといった計測装置が必要である。

中性子検出器としては、水の放射化を利用した水ループによる中性子モニターや中性子スペクトロスコーピーを目的としたダイヤモンド検出器の開発が進められてきた。今後とも、核融合炉向けの核分裂計数管など 14MeV 中性子環境に適した中性子モニタの開発を進めていく必要がある。プラズマ位置制御のための磁気プローブでは、無機絶縁材を用いたピックアップコイルの採用が予定されているが、放射線誘起起電力の影響が懸念されており、発生機構の解明と材料の見直しが必要である。

また、近年提案されている先端技術を用いた計測技術の適用性を検討していく。工学的安全性を担保するための熱電対、ストレインゲージは核分裂炉環境での適用性は確認されつつあるが、14MeV 中性子環境での適用性は未確認であり、今後の開発が必要である。

さらに原型炉では、ITER-FEAT よりも1桁以上大きな放射線環境になるため計装装置も、制御・安全担保に必要な不可欠なセンサーのみになる。熱電対やストレインゲージなどはさらなる信頼性の確保は必要であるものの、ITER-FEAT の技術の延長で可能とおもわれるが、中性子モニターは、高い中性子束により ITER-FEAT で予定しているフィッションチャンバーでは短時間で感度が低下するため、新たな概念の中性子センサーの開発が必要である。

2.2.5 照射設備の開発

これまで、14MeV 中性子の振る舞いを理解するための実験装置として、RTNS-II、OKTAVIAN、FNS などが使用されてきた。これらの施設では照射量が最大でも 0.01dpa 程度であるが、核反応素過程を記述する断面積の測定や低照射領域における照射損傷メカニズムの解明に重要な役割を果たしてきた。これらの実験研究により 14MeV 中性子照射に伴う物理的な素過程が解明されると共に、必要な実験技術、計測技術の開発が進められた。

実証炉開発に向けた今後の研究開発では、重照射領域における複合現象の解明および工学設計の妥当性検証が重要であり、これらの研究が可能な照射設備が必要となる。このため、FNS の中性子強度の増大に関する検討、IEA 協力に基づく強力中性子源 IFMIF の開発が進められている。IFMIF は、概念設計評価活動を経て建設に向けた重要要素技術確認段階にある。建設は三段階に分けよう予定であり、(a) ITER 用ブランケット構造材の選択、

(b) 原型炉設計用材料データの取得、(c)原型炉用材料寿命評価、と原型炉による発電実証に向けた実験的研究を計画している。

2.3 研究開発スケジュールの概要

2030年代の原型炉による発電実証を前提とした、ブランケット・材料開発に関するスケジュールの概要を図 2-4 に示す。実験炉 ITER は 2015 年に運転を開始し、基本性能段階、拡張性能段階と二つの段階に分けて実験が行われる。

この間、ブランケットに関しては、果たすべき機能と健全性が実証され、その結果が原型炉の設計に反映される予定である。このような計画をスケジュール通り実行するため、2011 年に強力中性子源 IFMIF の運転を開始し、原型炉適用材料の選択を最終目標として照射試験を実施する。IFMIF の運転開始までは、FNS を中心とした照射試験によりブランケット核設計の高度化、機能性材料健全性の確認、核計装系の開発等を目的とした実験的研究を実施し、IFMIF 及び ITER での試験開始に備える。

また、核融合中性子工学に関する向う七年間の研究計画を図 2-5 に示す。ITER/EDA を中心に進めてきた遮蔽性能評価から、IEA 協力に基づく増殖ブランケットの性能評価に重点を移す。また、合わせて機能性材料の照射特性評価、低放射化材料核特性評価を進める。核計装に関しては ITER 向けの計装系の検討を急ぎ、原型炉計測器の開発につなげる。また、これらの実験的研究の基盤として、照射量の増大に対応するために FNS の出力上昇を図る。IFMIF に関しては、現在要素技術実証フェーズにあり、今後、技術実証フェーズを経て 2011 年の運転開始を目指す。

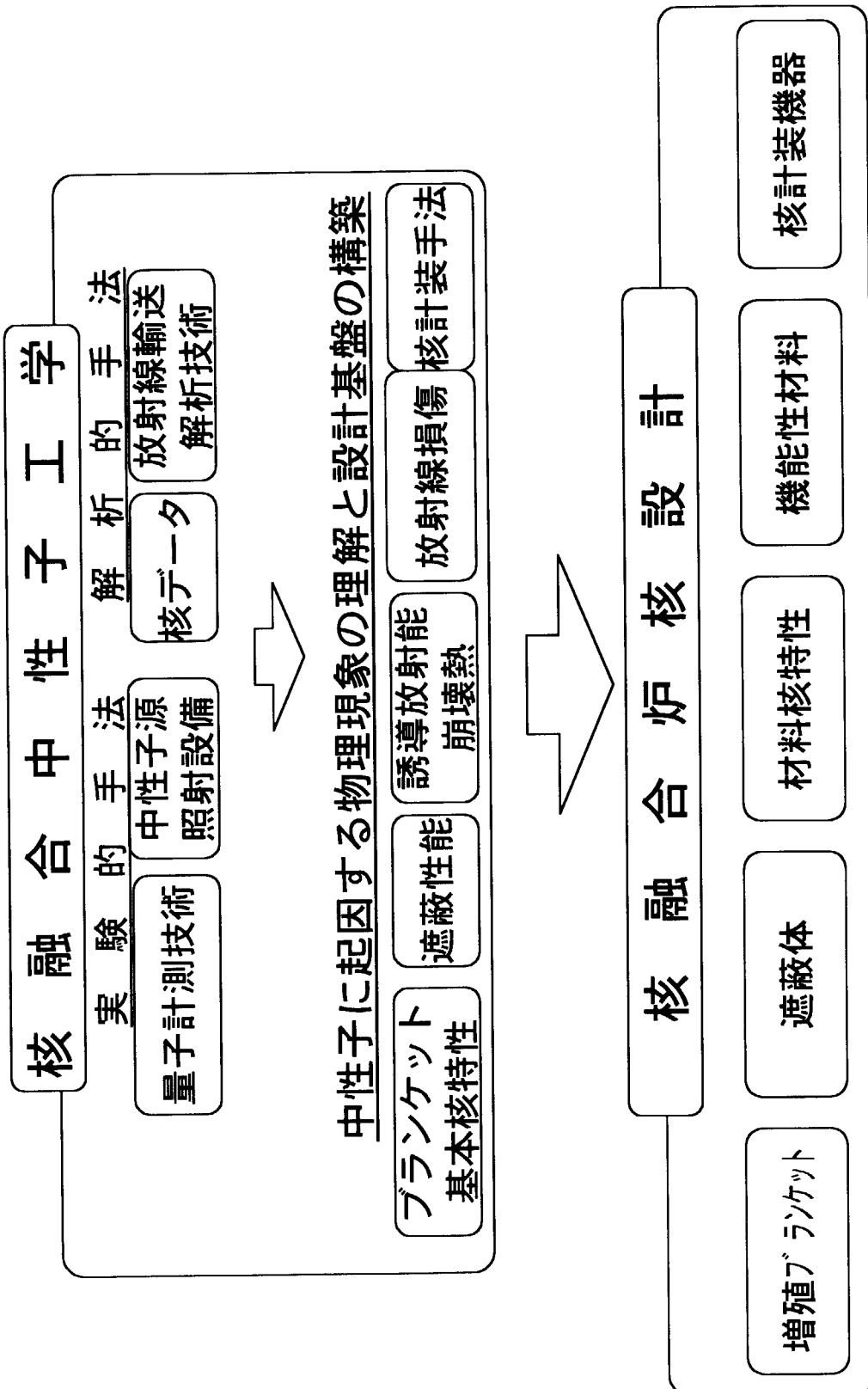


図2-1 核融合炉開発における中性子工学の役割

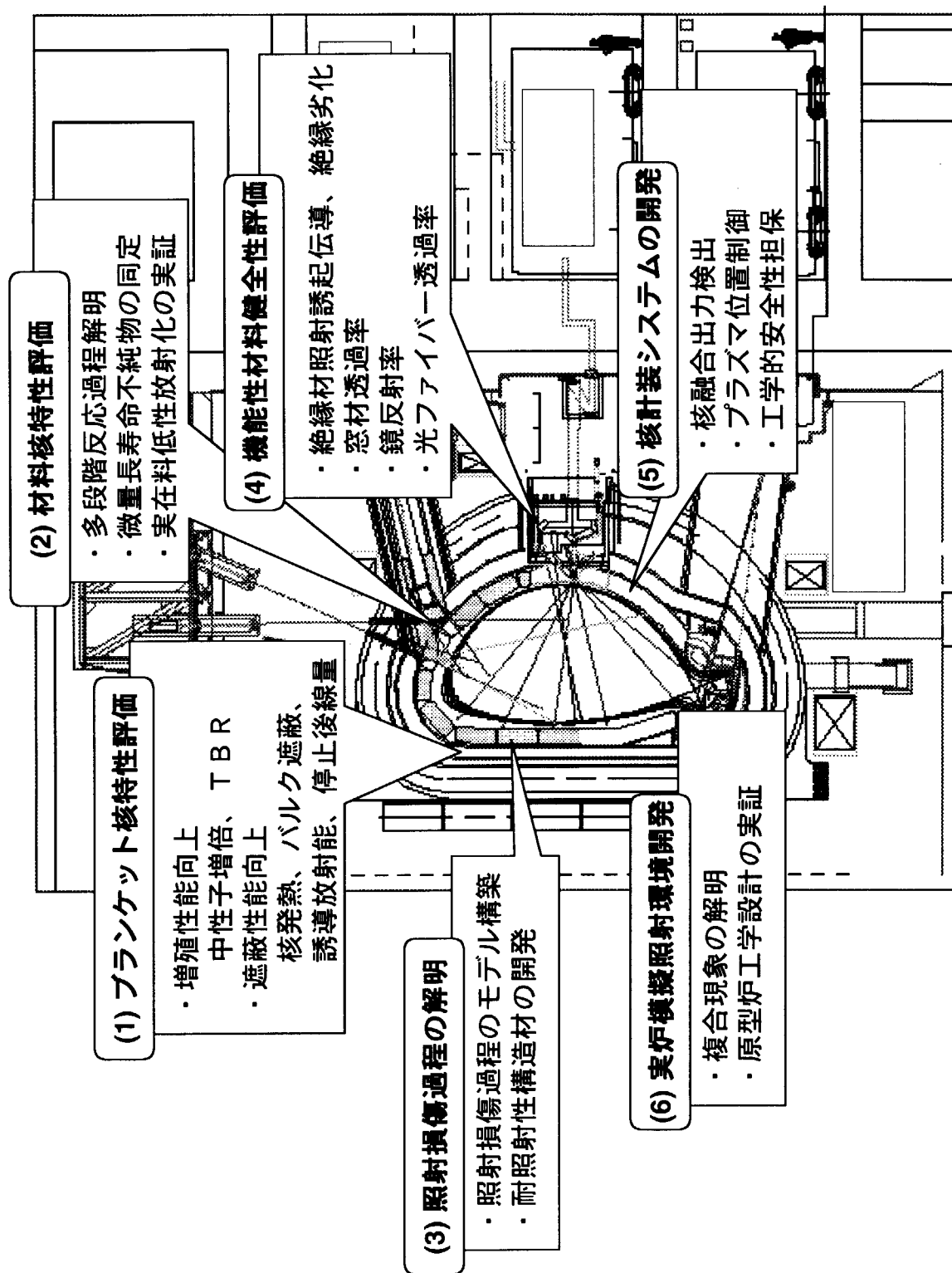


図2-2 核融合中性子工学を必要とする研究課題

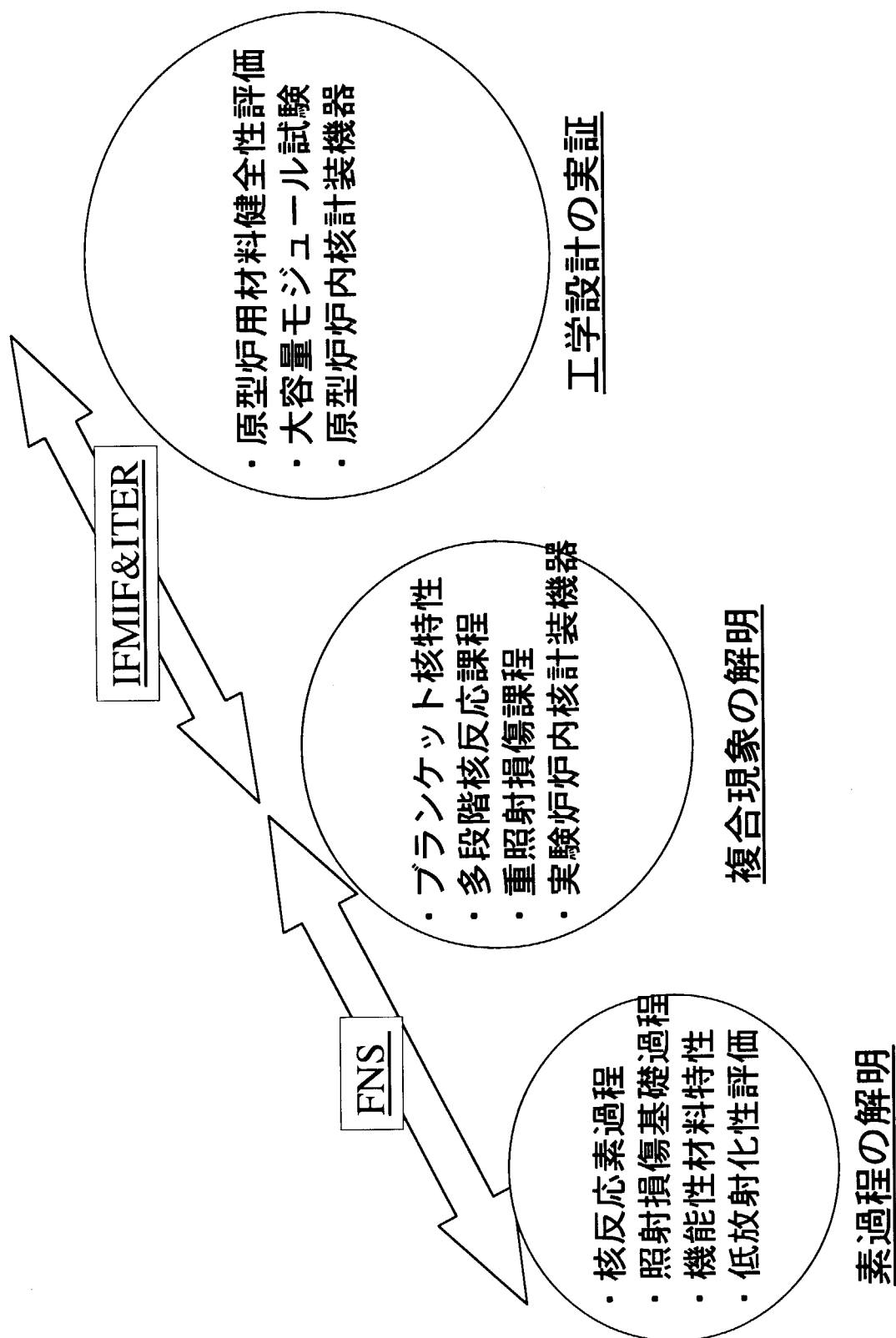


図2-3 原型炉に向けた核融合中性子工学の発展段階

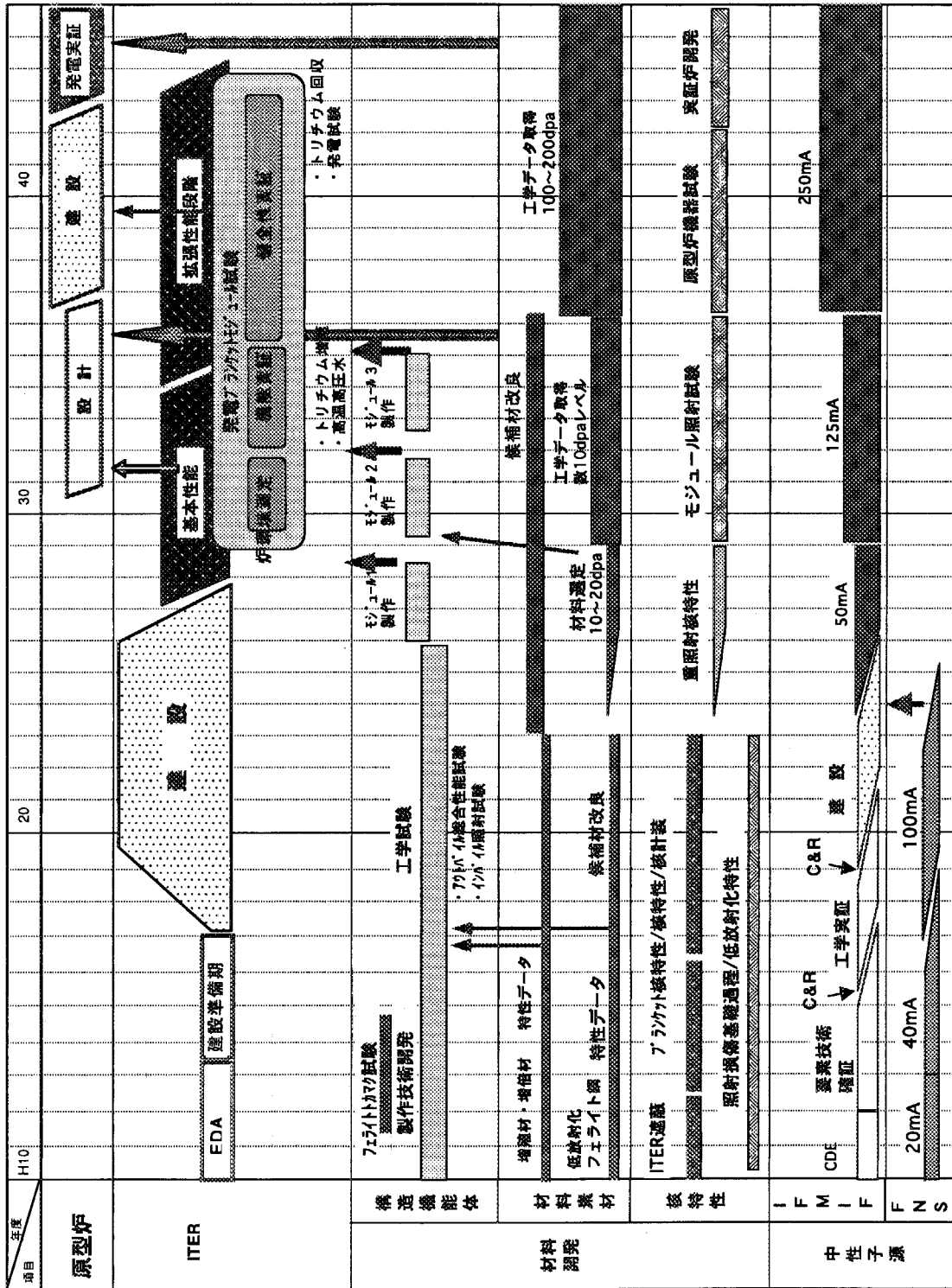


図2-4 ブランケット・材料開発全体スケジュール

項目	年度	H11 1999	H12 2000	H13 2001	H14 2002	H15 2003	H16 2004	H17 2006	H18 2007
研究評価等 1. 核融合中性子工学の研究 2. FNSの運転 3. IEA核融合炉工学の研究協力 4. IEA核融合材料研究開発研究協力 5. 課題集型協力研究		▼ 中間評価	▼ 中間評価	▼ 事後、事前評価	▼ 事後、事前評価	▼ 事後、事前評価	▼ 事後、事前評価	▼ 事後、事前評価	▼ 事後、事前評価
		改定	改定	改定	改定	改定	改定	改定	改定
研究・開発項目 1. プランケット核特性の実験的研究 2. 低放射化・核データ評価									
3. 照射損傷基礎基礎過程 機能性材料									
4. 炉内核計装									
5. 照射試験設備 ・ FNS ・ IFMIF									
ITER計画									

図2-5 核融合中性子工学の研究計画（1999-2007年）

3. ブランケット核特性

核融合炉でのブランケットの役割は、プラズマから発生する中性子のエネルギーを吸収して熱エネルギーに変換し、かつ燃料であるトリチウムを使用した量よりも多く再生産するとともに、超伝導コイル等の核融合機器の放射線損傷及び施設従事者等の放射線被爆を防護することである。そのため、ブランケットの高精度な核設計の確立が必要である。

ブランケットの開発は、第2章の図 2-3 に示されているように、ITER での自己点火プラズマ条件の実証とそのプラズマを用いたブランケットの核融合炉環境での性能試験により、設計の最適化をおこない、その後、原型炉での発電実証にむけたブランケットの設計製作が段階的におこなわれる。

従って、ブランケット工学に対する核融合中性子工学の役割は、ITER で性能試験が想定されている原型炉用ブランケットの核特性評価をおこない、ブランケットの核設計に対する指針を与えることである。以下にブランケット開発での増殖性能と遮蔽性能に関する核特性の研究開発について述べる。

3.1 増殖性能

核融合炉ブランケットに要求されている性能・構造は、現在、開発途中にあるが、基本的には核融合炉を市場に投入し得る性能を有する必要がある。軽水炉以上の発電効率が必要とされている。発電効率の向上には高い熱交換率を必要とするため 400 °C 以上の高温で運転できるシステムの構築が必要とされている。現在ブランケットの冷却方式は超臨界圧水が想定されており、冷却水の圧力 20 MPa 程度に耐える強度確保が必要である。さらに、ブランケットは電磁力、中性子の照射環境に曝されることから、構造材の強度確保が必要である。従って、構造材の厚みを増加する必要がある。トリチウム増殖材と中性子増倍材の装荷量および配置が制限されるため、トリチウム増殖率の 1 以上の確保が難しくなる[3-1]。従って、ブランケットでの核特性の実験的評価に基づいた高精度な評価方式の確立が必要とされている。

これまで、核融合ブランケットの核特性の実験的評価は FNS を用いた日米協力と大阪大学 OKTAVIAN を用いた大学連合によっておこなわれた。FNS では増殖材料として Li₂O、増倍材として Be を用い、トーラス型の線源を模擬した環状形状実験体系によるトリチウム増殖率に関する実験的評価が行われ、評価精度の検証がおこなわれた。その結果、TBR の予測精度 (10% 以下) 可能であることや点線源と線線源による評価精度に差がないこと等が分かった[3-2],[3-3]。OKTAVIAN では、ステンレス容器で密封された天然リチウム金属と球面反射体の組み合わせによるトリチウム増倍率の実験的評価がおこなわれた。その結果トリチウム増倍率が 1 以上になることが実験的に確認された[3-4]。これらの実験は、中性子増倍材、トリチウム増殖材の基本的な核特性の把握を目的としたものであり、構造材、冷却水などの具体的な配置は考慮されていなかった。

現在、トリチウム増殖材の候補材は液体増殖材と固体増殖材に大別される。そのうち、わが国では、比較的安全であり、データベースが豊富な固体増殖材を主流に、開発がおこなわれている[3-6]。固体増殖材の候補材は製作技術、トリチウム回収性、除熱技術、放射化の観点から、 Li_2O 、 Li_2ZrO_3 、 Li_2TiO_3 、 LiAlO_3 、 Li_2SiO_3 増殖材が想定されている。 Li_2O はそのリチウム原子密度が大きく、また熱伝導率も高いことから、核発熱、増殖率を高く設定できるが、その水溶性の性質のために現実の核融合炉に適用することは、その材料特性上、難しいことが予測されている。 Li_2ZrO_3 はトリチウム放出特性に最も優れており、 $^{90}\text{Zr}(n,2n)$ 反応による中性子増倍も期待できることから、EU では増殖材の第一候補として挙げられている[3-5]。しかし、 Li_2ZrO_3 は、この中で除熱性能が最も低く、発電効率を高く設定できないことが予想される。また Li_2ZrO_3 は長寿命な放射性物質を生成するため、廃棄物処理が問題となる。 Li_2SiO_3 、 LiAlO_3 の熱伝導率は、共に Li_2O について高く、高い核発熱、トリチウム増殖率が期待できるが、 LiAlO_3 、 Li_2SiO_3 はトリチウム保持時間が他の候補材よりも長いため、トリチウム回収技術に課題を残している。 Li_2TiO_3 はトリチウム放出特性もよく、放射化も比較的少ない。また限られた温度範囲ではあるが、除熱効果も期待できる。現在、これらの固体増殖候補材料のうち、日本では、トリチウム放出特性、熱伝導特性、低放射化に比較的優れている Li_2TiO_3 増殖材が最適な増殖材と予測されており、 Li_2TiO_3 増殖材の研究・開発が主流となっている[3-6],[3-7]。

これらの材料に対する中性子工学の今後の研究課題は、ITER への適用を目指した核特性の検証を第一段階として、増殖候補材によるブランケットの核特性の検証を実施し、その後さらに、増殖ブランケットの設計が確定した段階において製作前に核融合中性子照射による核的な性能確認試験を実施することである。そのため、現在想定されているブランケット構造で予測される中性子スペクトルおよびトリチウム増殖率の検証と実験との比較によって、ブランケット核特性の評価精度の検証をおこない、ブランケット核特性設計に貢献することを目的とする。

さらに、ブランケットの核設計では、トリチウム増殖率に加えて核発熱の向上も重要な項目であり、中性子のエネルギーをできるだけ吸収する体系の成立が要求される。そのため、核発熱材料をブランケット構造の中に組み入れた体系での実験的評価を行う必要がある。現在まで、FNS では D-T 中性子照射によるの微小温度測定より、代表的なブランケット構造材の核発熱率の検証がおこなわれてきた[3-8]。それらの評価精度はほとんどの材料で 20%以内であることが明らかとなっているが、増殖候補材の核発熱測定、ブランケット模擬体系による核発熱率の検証はおこなわれておらず、今後実施する必要がある。

原型炉では 100dpa 以上相当の重照射を受けるため、ブランケットの設計には核融合中性子による照射損傷、核変換による材料特性の評価はブランケットの寿命を評価する上で必要である。しかしながら、現在の核融合中性子源は最も大きいもので 0.01dpa 程度であり、その工学的な材料特性データの蓄積は少ない。ブランケットではその材料の照射損傷はもとより、増殖材、増倍材からトリチウム発生量と同量放出されるアルファ粒子が、また構

造材との核反応によるプロトン、アルファ粒子が放出されることから、ブランケット材料の水素、ヘリウム脆化が懸念されている。このような照射損傷や核変換によるブランケット材料の特性変化は重要であり、今後、中性子照射による材料特性のデータを取得する必要がある。そのためには、国際核融合材料照射試験装置（IFMIF）を用いた核融合炉の中性子環境でのブランケット材料試験をする必要があり、原型炉に使用されるブランケット材料の核特性、材料特性を総合的に評価する必要がある。

3.2 遮蔽性能

ブランケットの放射線遮蔽の役割は、超伝導コイル等の核融合機器の防御と施設の放射線遮蔽にある。超伝導コイルでは中性子による核発熱により冷却性能が影響を受けるため、中性子の進入を極力低減する必要がある。

これまで核融合炉遮蔽研究は ITER 工学 R&D の下で進められてきた。遮蔽体単体、ギャップ、および小、大口径でのポートでの中性子漏洩を実験的に評価し、モンテカルロ法による中性子輸送解析の予測精度は 30% 以内であることを確認した[3-7]。延長期間での ITER 工学 R&D として屈曲ポートでの中性子輸送とその漏洩された中性子での放射化による線量評価を行う予定である。

これまで行われた遮蔽性能の評価実験は、ITER での遮蔽ブランケットの性能を評価することを第一目的としている。そのため、SUS316L と水の体系での遮蔽性能検証であった。しかしながら、実際の核融合炉でのブランケットでの増殖部がプラズマ側に設置され、その背面に遮蔽部が設置される構造となるため、全体としての遮蔽性能の評価が必要である。

増殖ブランケットでは、Li 化合物の Be と構造材の合成であるために、ITER の遮蔽ブランケットで評価されていた単純の SUS316 と水の単純構造体に比べて中性子の遮蔽性能は低いことが予測される。このため原型炉では、ITER の遮蔽より厚みが増加すると考えられる。特にインボード側の遮蔽厚の増加はプラズマ半径の増大を招き、ひいては装置サイズとコストの増大につながるため、必要最小限の厚みに制限した設計が必要である。したがって、具体的なブランケット設計に平行して遮蔽性能を実験的に評価し、設計マージンを低減することは、核融合装置のコスト低減に重要である。具体的には、ITER に装荷する増殖ブラケットの設計に対応した遮蔽性能実験を実施し、原型炉の遮蔽設計の基盤を確立する必要がある。

一方、核融合装置全体の遮蔽性能を担保し公衆の安全を確保するという観点からは、建屋を構成するコンクリートの遮蔽性能の検証が必要である。ここで重要と考えられるものとして、コンクリート建屋を貫通する配管や配線部を通した中性子ストリーミング、コンクリート自体の放射化、および建屋の屋根を通したスカイシャインがある。

スカイシャインについては大学との課題募集型協力研究として進行中である。コンクリート建屋を貫通する配管や配線部を通した中性子ストリーミングやコンクリート自体の放射化に関する研究は、現在のところあまり見当たらないが、実験炉および原型炉の建屋設

計の進展に合わせて重要性を判断し、実験的検証の要否を判断する必要がある。

3.3 本研究開発の進め方

本研究開発は、第2章におけるブランケット材料開発の全体スケジュールに従って進めるものであり、核融合原型炉開発に必要な核融合炉への装着前にブランケットの健全性を確保するために基本的な核特性を把握するものである。具体的な目標スケジュールは、図3-4に示す。遮蔽ブランケットの基本性能の実証は ITER 工学 R&D で完了しており、今後は FNS を用いた増殖ブランケットの核特性の評価が中心課題となる。その後、性能向上設計に応じた核特性の確認試験を進め、IFMIF が稼動後は実規模の中性子環境下での複合環境下での核特性試験を実施する。本試験は、ITER、原型炉の各核融合炉へ装着する以前に増殖ブランケットの模擬試験体を用いた基本性能を確認するものである。

参考文献

- [3-1] プラズマ・核融合学会 Vol.73 増刊 特集/ITER 設計報告書
- [3-2] Fusion Technology Vol.28 No.1 (1995)
- [3-3] Fusion Technology Vol.28 No.2 (1995)
- [3-4] 池上 英雄他 編 核融合研究Ⅱ 核融合炉工学 名古屋大学出版会
- [3-5] Ferrai M. , et al./Fusion Engineering and Design 46 (1999) 177-183.
- [3-6] プラズマ・核融合学会 Vol.76 No.4 小特集：核融合材料照射研究の新しい展開
- [3-7] プラズマ・核融合学会 Vol.75 増刊 特集/ITER 工学 R&D における成果

現在、核融合実験炉のブランケットは、図 3-1 のような構造材、冷却材および増殖材の複雑な配置が想定されている。プラズマに最も近い領域は第一壁熱応力を低減するための冷却チャンネル設け、ブランケットの増殖材、増倍材の領域にも冷却パイプが通る予定である。また、増殖材、増倍材はペブル状を使用する予定であり、化学的性質を考慮し両者はしきい板によって分離され、ブランケットの支持として内部にビームを設けられる。

比較的簡易な体系によるトリチウム生産、核発熱の検証はこれまでの検証実験により、高精度な評価が可能であるが、このような複雑なブランケット体系でのトリチウム生産、核発熱の精度評価は現在までおこなわれておらず、上記のようなブランケット体系によるトリチウム生産率や核発熱の評価を今までの評価法で妥当な評価が得られるかは、実験による検証が必要となる。そのためには、上記のブランケット体系を考慮した、妥当性のある実験体系を検討し、予測計算と実証による複雑な体系でのトリチウム生産率と核発熱の精度検証を行うことが、今後のブランケットに対する核融合中性子工学の研究課題である。

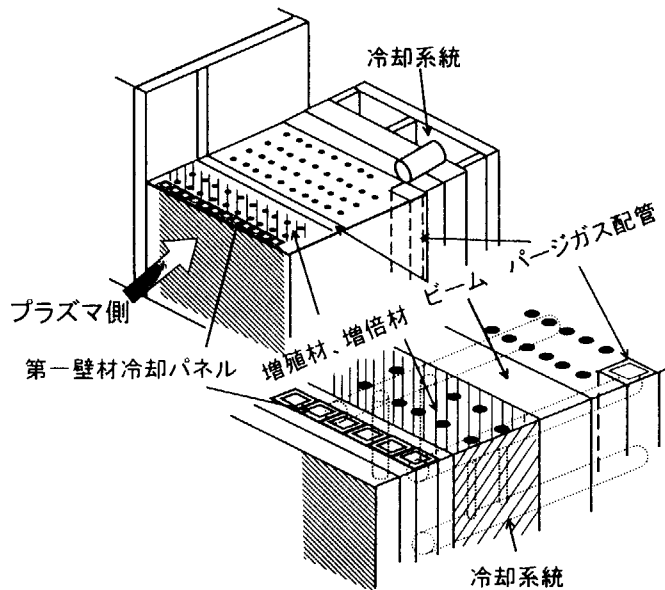


図 3-1 超臨界圧水ブランケットの構造例

また、上記のような限られたブランケット体系内において、いかにトリチウム生産率を向上させるかを核設計の立場で提案し、実証することも核融合中性子工学の重要な役割であると考えられる。具体的には、図 3-2 のトリチウム生成断面積が低エネルギーで増大することを利用し、図 3-3 のようにブランケットに入射する核融合中性子をブランケットの材料的、機械的性質を損なうことなく、何らかの方法で減速させることで、トリチウム生産を向上させることが考えられる。また、トリチウム生産の向上には中性子数を増やすことも重要である。中性子数を増倍させるためには図 3-2 に示されるように、2.5MeV

以上の高エネルギー中性子の利用が必要であり、増殖材、増倍材の配置の最適化を検討することでトリチウム生産の向上を考えることが可能である。さらに、冷却水による中性子の吸収低減や反射体等の利用も考えられるため、トリチウム生産のための冷却管配置の最適化を考えることも重要である。このように設計サイドの条件を極力損なうことなく、トリチウム生産率と核発熱の向上に寄与するためには、提案されているブランケット体系での高精度な計算および実験による中性子輸送、トリチウム生産率および核発熱の測定による検証が重要である。

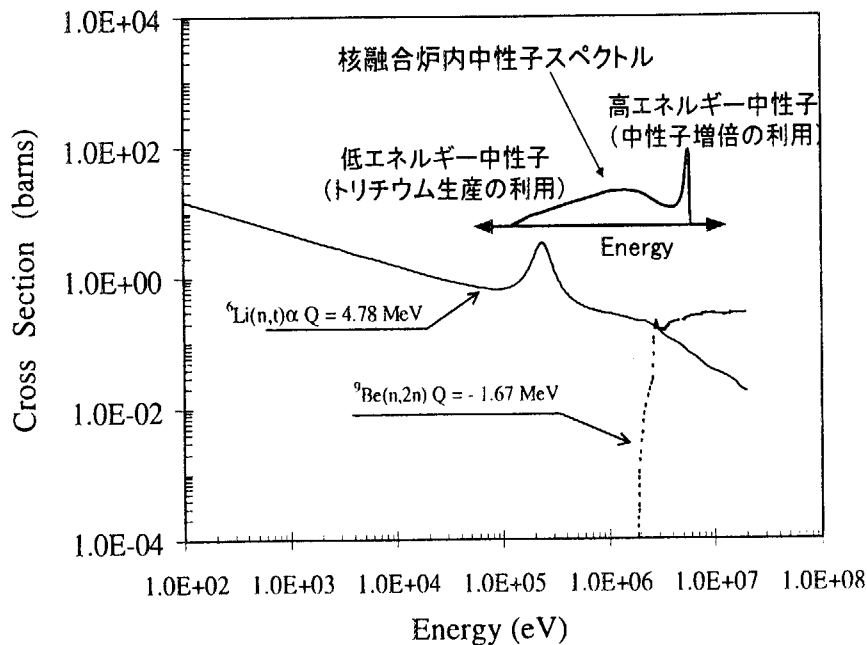


図 3-2 トリチウム生成反応断面積と中性子増倍反応断面積

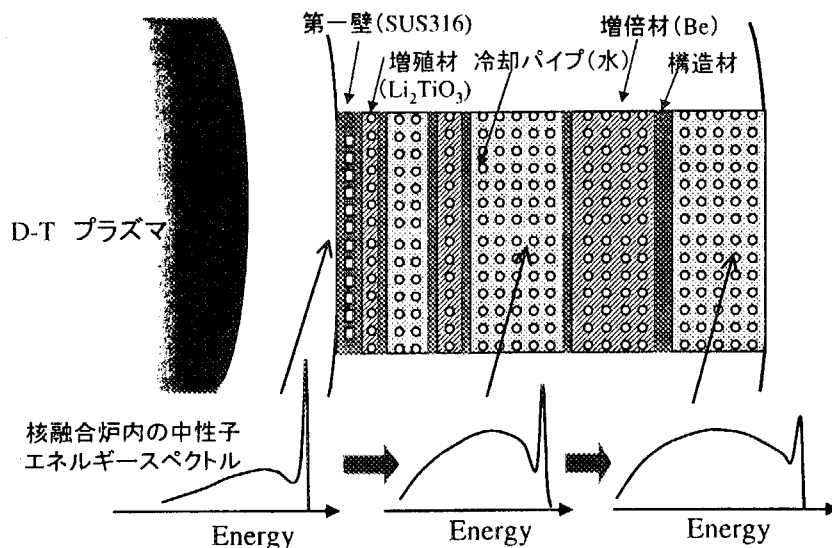


図 3-3 ブランケット厚さ方向に対する中性子のエネルギースペクトルの変化。

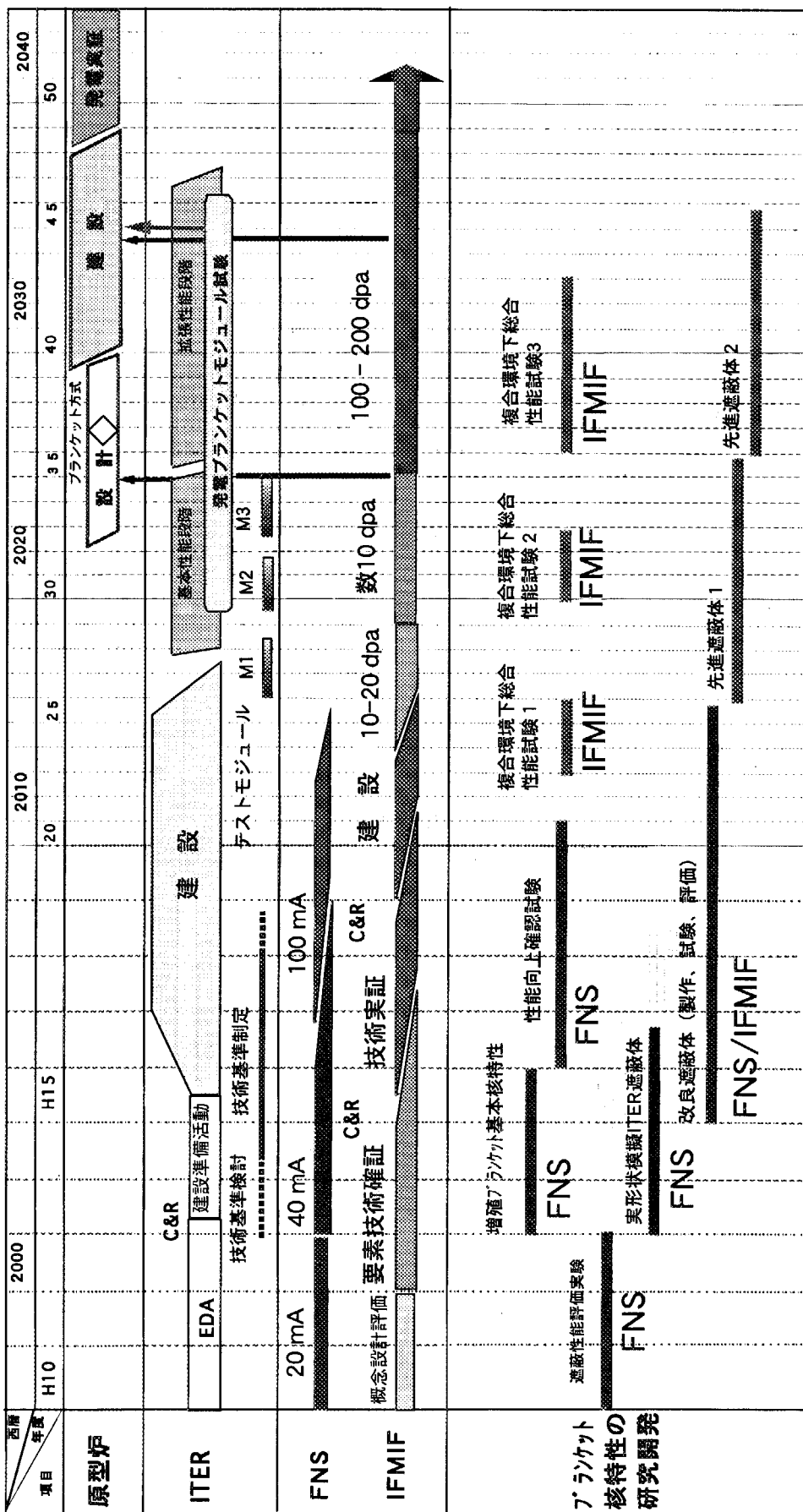


図 3-4 ブランケットの核特性に関する原型炉/実用炉へ向けた開発計画

4. 材料の核特性に関する研究開発

核融合炉を構成する材料では、表 4-1 に示すように核融合炉環境下の中性子によって引き起こされるいろいろな核反応によって、中性子・ガンマ線輸送、核発熱、トリチウム増殖、放射線損傷、誘導放射能といったマクロな核特性に強く影響が現れる。炉設計を進め、健全性・安全性を検証するにはこれらの核特性に関するデータベースの整備、及び、十分な精度で評価できる手法とが不可欠である。

表 4-1. 核融合炉材料のマクロ核特性とそれに影響を強く及ぼす核反応

中性子・ ガンマ線輸送	中性子の速度を大きく変える反応（弾性散乱、非弾性散乱、 $(n,2n)$ 等） 中性子・ γ 線の生成消滅を伴う反応
核発熱	ガンマ線や荷電粒子を出す反応（ (n,γ) 、 $(n,n'\gamma)$ 、 (n,p) 、 (n,α) 等）
トリチウム増殖	中性子を熱化する反応（弾性散乱、非弾性散乱、 $(n,2n)$ 等） 熱中子を吸収する反応（ (n,γ) 等）
放射線損傷	反跳核へのエネルギー付与が大きい反応 荷電粒子を出す反応（ (n,xp) 、 $(n,x\alpha)$ 等）
誘導放射能	長寿命核種をつくり出す反応

4.1 研究の方向性

核融合炉の中性子環境を特徴づける D-T 反応により生じる 14MeV の中性子との相互作用では、核分裂炉とは異なり多くの核反応が関与してくるため、設計にもっとも大きな影響を及ぼす核特性や核反応の範囲と測定精度目標、及びそれらを使用して総合特性を求め際の計測技術、評価手法の確立が重要な課題となってくる。

これまでの核特性に関する研究では、FNSを始めとする D-T 反応による 14MeV 単色中性子源、D(d,n)や T(p,n)、H(11B,n)、 $^7\text{Li}(p,n)$ 等を用いた（疑似）単色中性子源、あるいはスポーレーション源などの連続スペクトル中性子源を主要な研究手段として、基本データとしての核反応断面積測定や模擬体系を用いた核特性の積分評価試験が中心に実施されてきた [4-1]。とくに FNS 施設では 14MeV 付近の核変換断面積 (n,p) 、 (n,α) 、 (n,np) 、 $(n,2n)$ について精力的に測定し、反応断面積の系統性を求めるとともに、模擬体系における積分ベンチマーク測定を行い、輸送計算コード及び使用核データライブラリの改良・確証を通じて核融合炉の中性子工学の発展に寄与してきた。

最近の成果としては、 (n,np) 反応の放射化断面積を高精度で測定するため、井戸型高純度 Ge 検出器を用いた微量放射能測定法を開発し、従来に比べ、6 倍以上の検出効率、2%の精度で決定できるようになり、世界で初めてのデータを含む ^{113}Cd 、 ^{128}Te 、 ^{160}Gd 、 ^{170}Er 、 ^{174}Yb 、 ^{184}W 、 ^{186}W の 8 核種を系統的に測定した。さらに、これまで測定した 29 反応の測定値と合

わせ、(n,np)反応断面積の新たな系統式を提案した[4-2]。また、放射線場のキャラクタリゼーション技術の高度化を目指して、プラスチック光ファイバー中性子検出器、反跳陽子コリメーションカウンターテレスコープ中性子スペクトロメータ、レーザー共鳴イオン化分光法による長寿命核種定量評価法の開発を行っている*。

今後の指針としては、材料開発へのより直接的な貢献を目指し、実験的研究分野では、

- (1) 大強度の核融合中性子場における核特性の質的な変化の検証、とくに、低放射化性能を満たすよう設計された材料を実際に中性子照射し、その性能を実証する
- (2) 中性子エネルギースペクトルの違いによる核特性と材料特性の相関を検証する

ことを中心課題とし、計算評価手法の分野では

- (3) 将来の材料開発用中性子源での開発をより有効性のあるものとするために必要な基礎理論やモデルを検証する

ことに重点を置く。図 4-1 は中性子場の強度を縦軸に、研究対象のひろがりをもとめて、FNSの現状と将来の展望をまとめたものである。

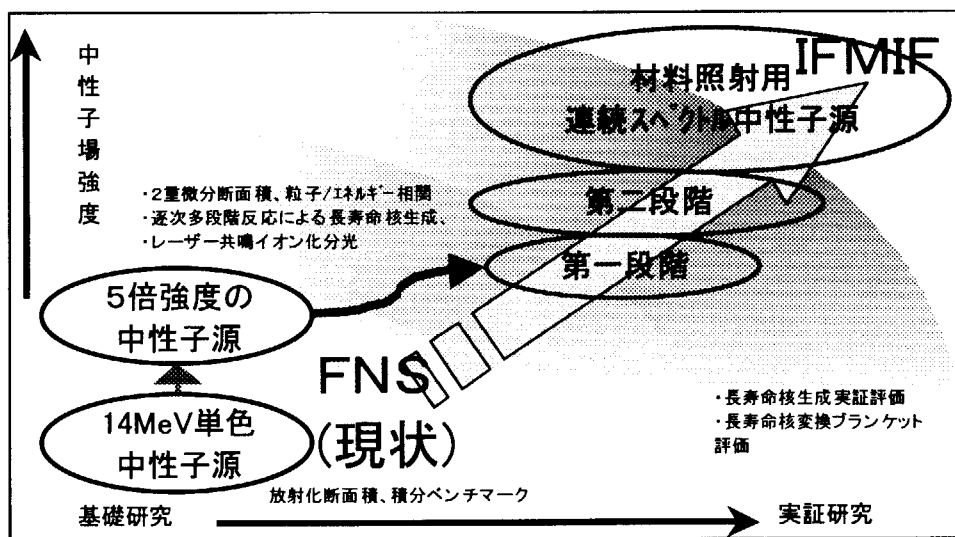


図 4-1. 核融合材料の核特性研究の展望

* 第3回核融合エネルギー連合講演会:梅村憲弘, 瓜谷章, 河原林順, 井口哲夫, 金子純一, 竹内浩, 笹尾真実子:核燃焼プラズマイオン温度診断用コンパクト 14 MeV 中性子スペクトロメータの開発、中部大学、平成 12 年 6 月 12-13 日。

4.2 中性子場強度の増加に伴う核特性の質的変化の解明

現在及び過去において、利用可能な核融合中性子場の強度は実際の炉環境と比べ 2 桁以上低いものであった。したがって、核特性を決定する素過程について調べ、その結果を外挿によって評価することを基本としてきた。ところが、放射化生成物についていうと、一回目の中性子との核反応により生成した核種は短い寿命であったはずのものが、核反応生成物と引き続き二回目の核反応を起こし、長寿命のものができてしまうという多段階反応が無視できないことがわかっている[4-3]。このような広い意味での「非線形」あるいは「複合」効果を定量的に評価していくことが炉としての健全性を確認するために必要である。

上記の現象を定量的に評価するためには現状の中性子源の強度を 2 桁以上高める必要があり、新しい研究手段として材料照射用強力中性子源の照射場を利用した研究開発の方法を確立しなければならない。しかし、大強度中性子照射施設としてもっとも成立性の高い D-Li 型中性子源は中性子エネルギーが連続スペクトルであり、14MeV 以上の成分を含んでいる点で、結果の解釈・適用には 14MeV 単色エネルギーでの基礎的な知識が不可欠である。

以上の観点から、現有施設である FNS の性能をこの 5 年間をめぐり最大限にまで高める努力を継続するとともに、将来の材料開発用中性子源を用いた核特性試験を念頭においた連続スペクトル中性子源を利用した核融合材料核特性研究手法の開発に努めることとする。このような中性子場強度の増加の各段階において、多段階核反応の系統的測定によるモデル検証、ガス生成反応や核発熱・炉停止後線量等の精度・確度の向上をめざす。

4.3 中性子エネルギースペクトルによる核特性と材料特性の相関解明

核融合炉内では D-T 反応で生じる中性子の最大エネルギーを上限として熱中性子までの広いエネルギー範囲にわたる中性子が存在する。したがって、14MeV 中性子だけではなく、その他のエネルギーの中性子による影響も等しく重要である。とくに、上で述べたように材料照射用強力中性子源を利用しようとする場合には、14MeV から 50MeV までの中性子エネルギー成分の影響を評価するため、対象とする範囲を広げる必要がある。現有施設で対応できないエネルギー範囲については、外部の利用可能な単色中性子源及び連続スペクトル中性子源施設との協力により進めることとする。また、いろいろな中性子エネルギーに対応した核特性が実際の材料の特性に及ぼす影響・関連性についての解明は十分になされていないのが現状であり、今後の研究開発においては、両者の相関について調べていくことが重要である。そのため、材料研究者との密な連携協力を進めていく必要がある。

4.4 計算評価手法の基礎理論、モデルの検証

核融合炉の核設計は最終的には計算評価コードに基いて行われるため、その精度の継続的な検証は重要な課題である。一般に、核設計計算は、あるモデルに基いて構成された手

法に依拠して行われるため、個別のデータを用いた検証では、その効用が限定される。むしろ、モデル自体の妥当性を広く検証し、改良の方向性を示すほうが有効である。

そのためには、計算評価手法のどの部分が結果の精度を支配しているのかという情報が不可欠であり、感度不確定性解析をモデルパラメータについてより一般化した技法の確立が必要である。このような手法が確立できれば、最小限の実験により、精度確証が有効に行われるようになり核設計信頼度の飛躍的な向上が期待される。

このほかに、原子力分野への応用として、将来の核融合炉において、トリチウム燃料増殖だけではなく、核分裂炉で生成する長寿命核種の核変換処理のためのブランケットやトリウム核変換による燃料生産ブランケット等の利用の可能性を評価するための手法に発展させることが期待できる。

4.5 本研究の進め方

核融合構成材料の研究は、14MeV 中性子に対する核反応断面積データファイルの作成研究として進められて来ており、基本的な断面積データファイルは完成したと考えられる。これまでは、利用可能な核融合中性子場の強度は実際の炉環境と比べ 2 桁以上低いものであったため、核特性を決定する素過程について調べ、その結果を外挿によって評価することを基本としてきた。今後は実規模レベルの中性子照射下での核特性の研究が必要である。その研究は、IFMIF の実現が必要であるが、その実現までは FNS を用いた基本的な多段階核反応等の研究を進めるとともに、核融合炉の核特性の設計に重要である計算手法の精度評価に関する感度不確定性解析等の基礎理論の研究を進める。IFMIF の運転開始後は、実規模中性子照射で形成される各種の核反応生成物を評価して核融合構成物質の核融合炉の核特性を明らかにする。

参考文献

- [4-1] Maekawa F., Wada M., Ichihara C., Makita Y., Takahashi A., and Oyama Y.: JAERI-Data/Code 98-024, "Compilation of Benchmark Results for Fusion Related Nuclear Data" (1998).
- [4-2] Kasugai Y., Ikeda Y., Yamamoto H. and Kawade K.: Ann Nucl. Energy, 25, 421(1998).
- [4-3] Cierjacks S., and Hino Y.: J. of Nucl. Materials 170, 134 (1990).

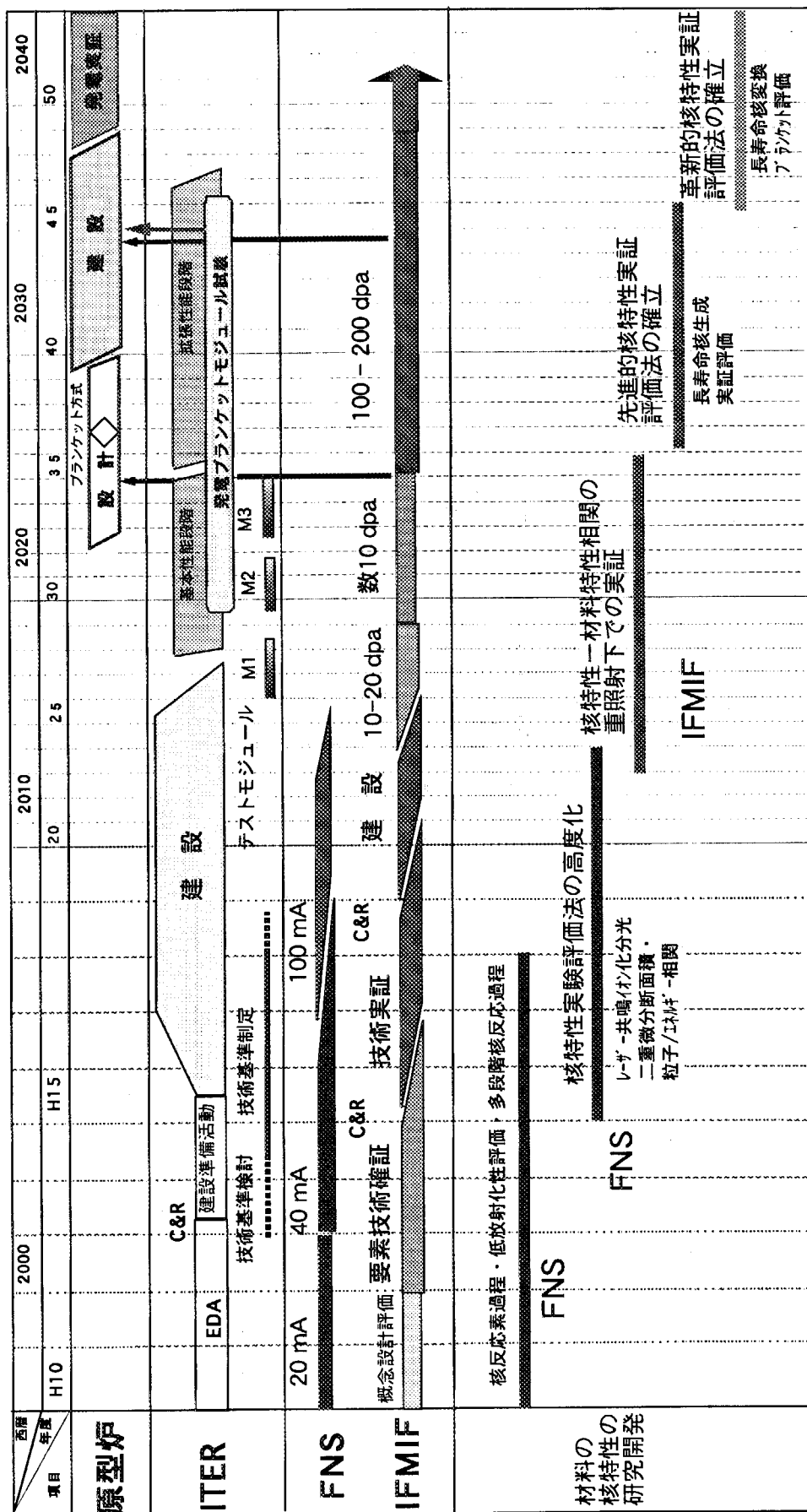


図4-2 材料の核特性に関する研究開発計画

5. 材料開発のための照射損傷基礎過程の研究

核融合炉の実現は、核融合炉材料開発に大きく依存している。核融合炉材料は、構造材料・ブランケット増殖増倍材料・機能性材料に大きく分類される。これらの材料の照射特性評価は、原子炉・ガンマ線照射施設・核融合中性子源施設 (FNS 等) で行われている。本章では、これらの成果を基にして、今後の ITER 建設・運転や原型炉設計に資するため、14MeV 核融合中性子照射下の機能性材料と構造材料の照射特性評価の研究開発計画について記述する。

5.1 核融合炉の材料

核融合炉における主要機器と材料の使用場所を図5-1に示す。機能性材料は、絶縁材料と制御センサ

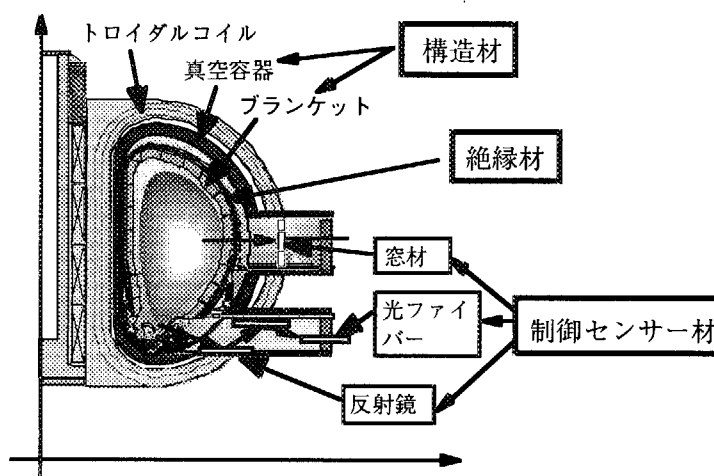


図5-1 核融合炉における主要機器と材料の使用場所

一材料に大きく分類される。図5-2に、機能性材料の分類を示す。機能性材料は、構造材料・ブランケット材料と並ぶ炉材料の重要項目である。機能性材料は、広義にはブランケットにおけるトリチウム増殖・中性子増倍材料、絶縁材料および計測材料と定義される。ブランケットのトリチウム増殖・中性子増倍材料は、別途、ブランケット・材料研究開発計画において検討されている。

この機能性材料は、ブランケットや計測機器の種々の核融合構成機器に、電気絶縁材や制御センサー材として使用されている。絶縁材は、ブランケットや制御センサーで電気絶縁のために使用される。制御センサー材は、窓材、光ファイバー材、反射鏡材に分類される。窓材は、真空部と制御センサーを隔離して、プラズマ光を測定するために使用される。光ファイバーは、反射鏡により反射されたプラズマ光を、制御センサーまで伝送するために使用される。反射鏡は、光ファイバー等が使用可能な中性子環境の領域までプラズマ光を反射伝送するために使用される。最も厳しい使用環境では、第一壁近傍で使用される。構造材料は、ブランケット構造材および真空容器材に分類される。ITERでは、316Lステンレス鋼が使用される予定である。一方、原型炉では、低放射化フェライト鋼が候補材として想定されている。

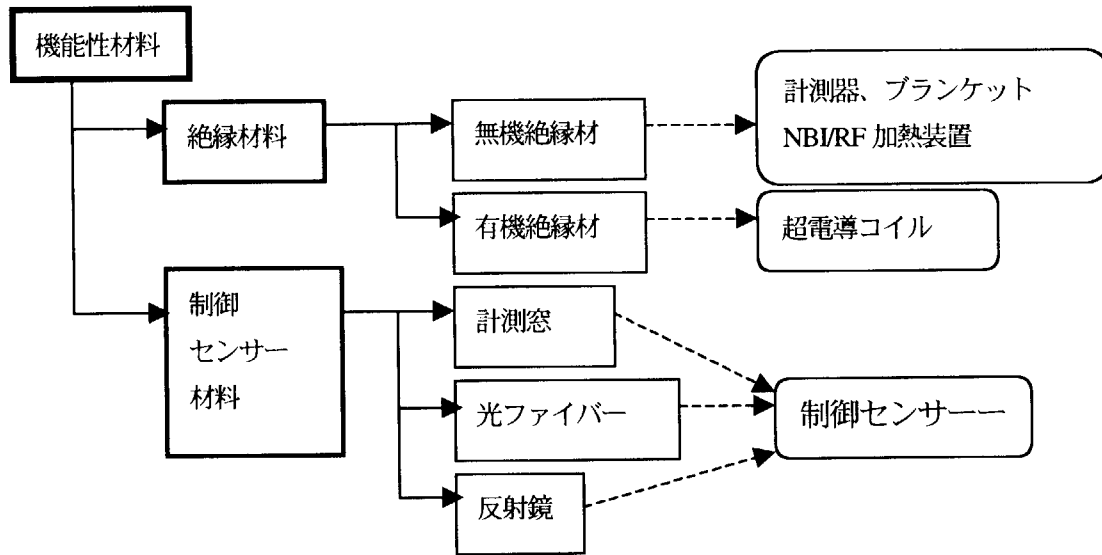


図 5-2 機能性材料の分類

5.2 機能性材料の使用条件と要求される性能

絶縁材料、制御センサー材料等により構成される機能性材料に関して、これまで種々の研究委員会等で議論され、作成されて資料等[5-1]、[5-2]を基にして、その使用条件を各材料に関して表 5-1、表 5-2 に示すようにまとめられる。以下各材料において、要求される性能について記述する。

5.2.1 機能性材料に要求される条件

絶縁材に関して、ITER の計測系に用いられている絶縁材は、電気抵抗値が 1×10^{-8} S/m 以下を満たす必要がある。ここで、 $1 \text{ S} = 1 \Omega^{-1}$ である。アルミナ等の既存酸化物系絶縁材では、中性子照射下で次の 2 つの絶縁劣化現象（照射誘起電導；RIC：Radiation Induced Conductivity と照射誘起絶縁劣化；RIED：Radiation Induced Electrical Degradation）が観測されている。前者は、照射中にのみ電気伝導度が増加する現象であり、後者は照射後も絶縁劣化の影響が残り電気伝導度が増加したままになる現象である。絶縁特性劣化については、 1×10^{-6} S/m 以下の値が必要である。この他、照射により、機械的特性、熱伝導度などの熱的特性の劣化が少ないことが必要である。また、スエリング等も少ないことが要求される。

制御センサー材料に関して、光ファイバーに要求される一般的特性は、紫外線波長領域から赤外線波長領域まで高い透過率を有すること、放射線による発光が少ないことなどである。また、窓材に要求される一般的特性は、紫外線波長領域から赤外線波長領域まで高い透過率を有すること、放射線による発光が少ないこと、真空境界維持のための機械的強度を有すること、トリチウム透過量が少ないことなどである。反射鏡は、プラズマの分光計測で使用され、最も厳しい条件で使用されるのは、第一壁近傍に設置される反射鏡である。反射鏡に要求される一般的条件は、高放射線場において、紫外線波長領域から赤外線波長領域まで高い反射率を有し、熱負荷による歪みが無視できること等である。

表5-1 ITERの機能性材料の使用条件 (文献[5-2]を参考に作成)

	主な使用場所	全中性子束 (>0.1 MeV) (n/m^2)	弾き出し 損傷量 (dpa)	γ 線吸収 線量率 (Gy/s)
絶縁材料	ブランケット 計測機器	6×10^{24} (ブランケット 絶縁材部)	0.6	12 (背面壁) 3×10^3 (第一壁)
光ファイバー	ポートフランジ	4.32×10^{23}	~ 0.1	
窓材	ポートフランジ	4.32×10^{23}	~ 0.1	
反射鏡	第一壁近傍	9×10^{24}	0.9	

表5-2 原型炉(SSTR)における絶縁材料の使用条件 (文献[5-1]を参考に作成)

材料の使用場所	中性子束 ($n/m^2/s$) ^(2b)	γ 線束 ($/m^2/s$)	γ 線吸収線量率 (Gy/s, Al_2O_3 換算)
ブランケット近傍部	3×10^{18} $\sim 3 \times 10^{17}$	$10^{18} \sim 10^{17}$	$2.4 \times 10^3 \sim 2.4 \times 10^2$
真空容器近傍部	1×10^{17} $\sim 2 \times 10^{12}$	$5 \times 10^{16} \sim 10^{18}$	$1.2 \times 10^2 \sim 2.4 \times 10^3$
ダイバータ部	$\sim 3 \times 10^{18}$		

(注) エネルギースペクトルは不明 (推定で、3 keV 以上)

5.2.2 機能性材料の照射影響評価の現状 [5-2]-[5-4]

絶縁材料での中性子照射により発生する照射誘起伝導 (RIC) は高エネルギー光子および高エネルギー荷電粒子により引き起こされる試料全体の電気伝導度の増加であることから、これまでに主に原子炉中性子、電子線や γ 線を用いてアルミナや MgO について、 0.1 Gy s^{-1} から 10^4 Gy s^{-1} の照射が行われた。JMTR では、MgO の 0.04 dpa までの照射が実施された。これらの結果では、照射量に比例して電気伝導度が増加している。一方、14 MeV 中性子照射では低照射量でも、弾き出し損傷で二次的に RIC が起こることが予想され、核融合中性子源 (FNS) において、14 MeV 中性子照射条件下 ($10^{11} \text{ n/m}^2/\text{s}$ - $10^{15} \text{ n/m}^2/\text{s}$, 10^3 Gy s^{-1} から 1 Gy s^{-1}) でのアルミナの RIC が調べられた。

その結果、照射量と電気伝導度の相関は、従来と同様に照射量に比例して電気伝導度が増加することが明らかになった。従来のデータを外装すれば、ITER の計測で要求されている絶縁性能 ($1 \times 10^{-8} \text{ S m}^{-1}$ 以下) をほぼ満足している。一方、RIED の実験結果は、核融合炉条件と異なる照射条件で得られたものが殆どであり、その機構も良く解明されていない。有機絶縁材料の耐放射線性は、高分子材料の優れたものでは 500 MG y の γ 線照射に耐えるが、高線量下での問題点は、照射によるガス発生 (主に水素) と照射誘起伝導 (RIC) である。 1 Gy/s 程度の電離放射線場での誘起導電率の変化は最大 10^7 S/m^2 であり、電気抵抗 $10^{16} \Omega \text{ m}$ と比較して裕度がある。

制御センサー材料である光ファイバーの問題点は、カラーセンター生成による光の透過損失の増大であ

る。耐放射線性光ファイバーとして、各種のファイバーが開発されているが、純粋石英コアファイバーの JMTR での最大 1dpa までの照射結果によれば、可視領域の光ファイバーは照射の影響を強く受けるため、クライオスタットの外側に設置する必要がある。また、赤外領域の光ファイバーは、クライオスタットの内側で使用可能である。1.4 MeV 中性子照射に対しては、FNS で 2×10^{19} n/m² までの実験が行われ、フッ素添加石英ファイバーの透過損失が少ないことが明らかになった。また、低 OH・低 Cl 石英ファイバー (KS-4V) に水素処理を行うと、耐放射線性が改善されることが明らかになった。

計測窓に関して、ITER 工学 R&D において高純度石英、溶融石英、サファイアおよび標準試料のロシア製溶融石英 (KU-1) が検討されている。サファイアは、JMTR での 4×10^{24} n/m² (0.4 dpa) までの中性子照射試験では、800 nm - 5000 nm の領域では使用可能の見通しが得られた。KU-1 は高速中性子 ($E > 0.1$ MeV) 照射量が 10^{22} n/m² から 5×10^{23} n/m² (10^{-3} dpa から 5×10^{-2} dpa) の照射量では 450 nm から 650 nm の波長領域で最大 15% の透過率の低下がある。また、800 nm 以下の波長領域では、KU-1 の方がサファイアに比較して透過率の低下が少ないことが明らかになった。発光現象については、FNS 試験によりサファイアは石英に比べて発光強度が 2 桁以上大きいことが判明している。

反射鏡に関しては、候補材として、Mo, Cu, SUS, Be 等の全金属が検討されている。また、グラファイト、多層膜ミラーは X 線測定用鏡材や誘電体鏡材として候補にあがっている。JMTR での照射後の反射率測定では、Al と Mo には変化は見られなかったが、金蒸着石英は金蒸着膜が黒く変色し、可視波長域の反射鏡として使用できないことがわかった。X 線測定用鏡材の金属/非金属多層膜鏡材は、照射による変化は見られなかったが、誘電体多層膜鏡材では、ブルスタリングによる膜の剥離が見られた。また、照射中の電気伝導度の変化による反射率が変化する動的効果も観測されている。

5.2.3 まとめと今後の課題

照射影響に関する ITER 工学 R&D タスクを中心として現在得られている機能性材料の照射影響の現状をまとめた結果を表 5-3 に示す。

表 5-3 機能性材料の照射のまとめ

	ITER 使用条件	照射の現状	仕様満足か	備考
絶縁材料	0.6 dpa $12-3 \times 10^3$ Gy/s	0.04 dpa (MgO) $\sim 10^4$ Gy/s	○ (RIC)	RIED の確認。重照射下での RIC/RIED。
窓材	~ 0.1 dpa	0.4 dpa	○ (800-5000nm) △ (可視波長)	紫外領域データ、必要。
光ファイバー	~ 0.1 dpa	6×10^{-5} dpa (>400nm) 1 dpa (>800nm)	△ (波長依存)	赤外：クライオスタット内側 可視：クライオスタット外側
反射鏡	dpa	0.14 dpa (Mo, Al) 40 dpa (Cu/W)	○	プラズマからの粒子付着

これらの開発の状況と核融合炉で要求されている使用条件を考慮すると、当面解決すべき機能性材料に関する開発課題は以下に示すようにまとめられる。

絶縁材料

- ・既存のアルミナ等の酸化物絶縁材料の RIC の定式化および RIED の機構解明と定式化の研究開発と、IFMIF による 14 MeV 中性子の重照射領域での研究開発
- ・高純度酸化物絶縁材や窒化物絶縁材等の先進絶縁材料の、RIC や RIED 等の照射影響評価
- ・有機絶縁材料の、高線量率・高積算線量の γ 線照射および 14 MeV 高エネルギー中性子照射

計測材料

- ・光ファイバーの 14 MeV 高エネルギー中性子重照射下での使用限界解明と、より一層の耐放射線性向上のための技術開発
- ・窓材の透過率のその場測定によるデータ測定と透過率低下や発光現象の定式化
- ・窓材のトリチウム透過率や真空容器部材との接合部の照射効果のデータ測定とより重照射下でのデータベース
- ・反射率のその場測定による動的効果の評価 IFMIF での核融合中性子重照射下での反射率測定
- ・プラズマ粒子のスパッタリング損傷による反射率変化や中性子とプラズマ粒子の複合照射試験

5.3 構造材料の照射影響評価 [5-5], [5-6]

14 MeV 中性子照射用の核融合中性子源として日本での研究に用いられた施設は、米国の RTNS-II(ローレンス・リバモア国立研究所)と現在稼働中の OKTAVIAN (大阪大学)、FNS (日本原子力研究所) 等がある。RTNS-II では、照射量が約 0.01 dpa 程度の条件で、照射損傷課程の基礎的研究が日米協力事業として行われた。OKTAVIAN や FNS では、RTNS-II に比較して約 1 桁照射量が少なく、核反応断面積、誘導放射能や遮蔽性能等の研究を中心に行われた。FNS では、1999 年から課題募集型協力研究として、広島大学の下村教授等のグループにより、極低照射量の D-T 核融合中性子照射による損傷組織課程の研究が開始されている。

5.3.1 構造材料の照射研究の現状

下村等のグループは極低照射の D-T 中性子照射した金属中に形成する損傷組織の発達原子レベル過程を電子顕微鏡観察法により調べた。RTNS-II では、 10^{18} n/cm² から 10^{16} n/cm² の範囲で照射実験が行われた。その結果、サブ・カスケード損傷芯の原子空孔が集合して多数の集合体がグループをつくるのが核融合中性子照射した損傷の特徴であり、その考え方にに基づき一つのカスケード損傷から形成する欠陥構造が解析された。一方、FNS では、 10^{14} n/cm² から 10^{15} n/cm² の極低照射量照射実験を、Au や Ag を用いて実施した。試料温度 15°C で 10 時間の照射実験が行われた。

Au の低照射量 10^{14} n/cm² では、単一の損傷欠陥が点在したものが形成しているが、照射量の増加した 10^{15} n/cm² ではこれらが数個集まった構造に発達しており、観察された欠陥の大部分は格子間原子型集合体であることが明らかになった。FNS の照射結果ではまず散在した格子間原子集合体が極低照射量で形成しており観察可能な原子空孔集合体は非常に少ない。原子空孔集合体は電子顕微鏡で観察出来ない構造に留まっていると考えられる。照射量増加に伴い観察可能な原子空孔集合体が形成する。しかも極小数形成し

ている三角形の原子空孔集合体は単一でグループをつくっていないことが判明した。これらの結果は RTNS-II の結論とは異なっており、従来のモデルは再考すべきことを示唆している。

5.4 本研究開発の進め方

5.4.1 機能性材料

これまで機能性材料の研究開発は、ITER における工学 R & D タスク活動を中心として実施されてきたが、核融合炉の高信頼性の設計と健全性維持のためには、今後これら既存の機能性材料の中性子照射下での影響把握と定式化が不可欠である。一方、高熱伝導度・高温強度の窒化アルミ等の先進絶縁材料が使用できれば、ブランケット設計の高度化に大きな寄与があり、先進絶縁材料の中性子照射効果も重要課題である。図 5-3 に原型炉までの機能性材料の研究開発の考え方を、図 5-4 にスケジュールを示す。今後、詳細な開発計画を立案する必要がある。なお、これらの機能性材料の研究開発を進めるに当たっては、原研の所内関連研究室および課題募集型協力研究を活用して大学と密接に協力して実施する。

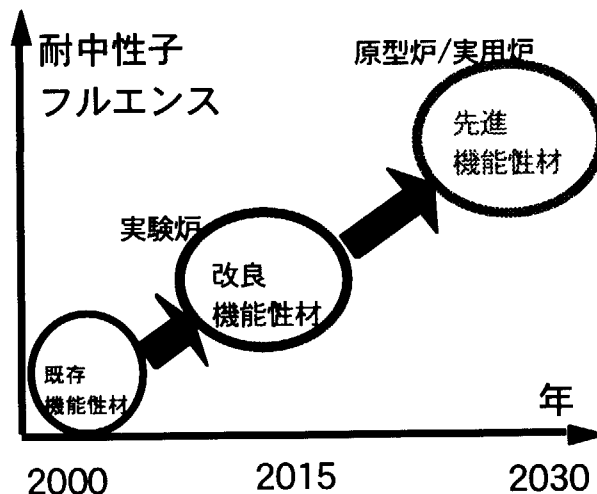


図 5-3 原型炉までの機能性材料の研究開発の考え方

5.4.2 構造材料

FNS は、現在稼働中の世界最強の 14 MeV 核融合中性子源である。FNS で極低照射量の 14 MeV 核融合中性子照射下での損傷の形成と組織発達過程の解明により、照射損傷モデルの研究を行うことは、核融合材料開発において重要な意義がある。今後、課題募集型協力研究を中心にして、純金属材料照射から低放射化フェライト鋼等の実用材料照射へと研究を継続することは、IFMIF での核融合候補材料の重照射実験の先進的研究として非常に必要である。

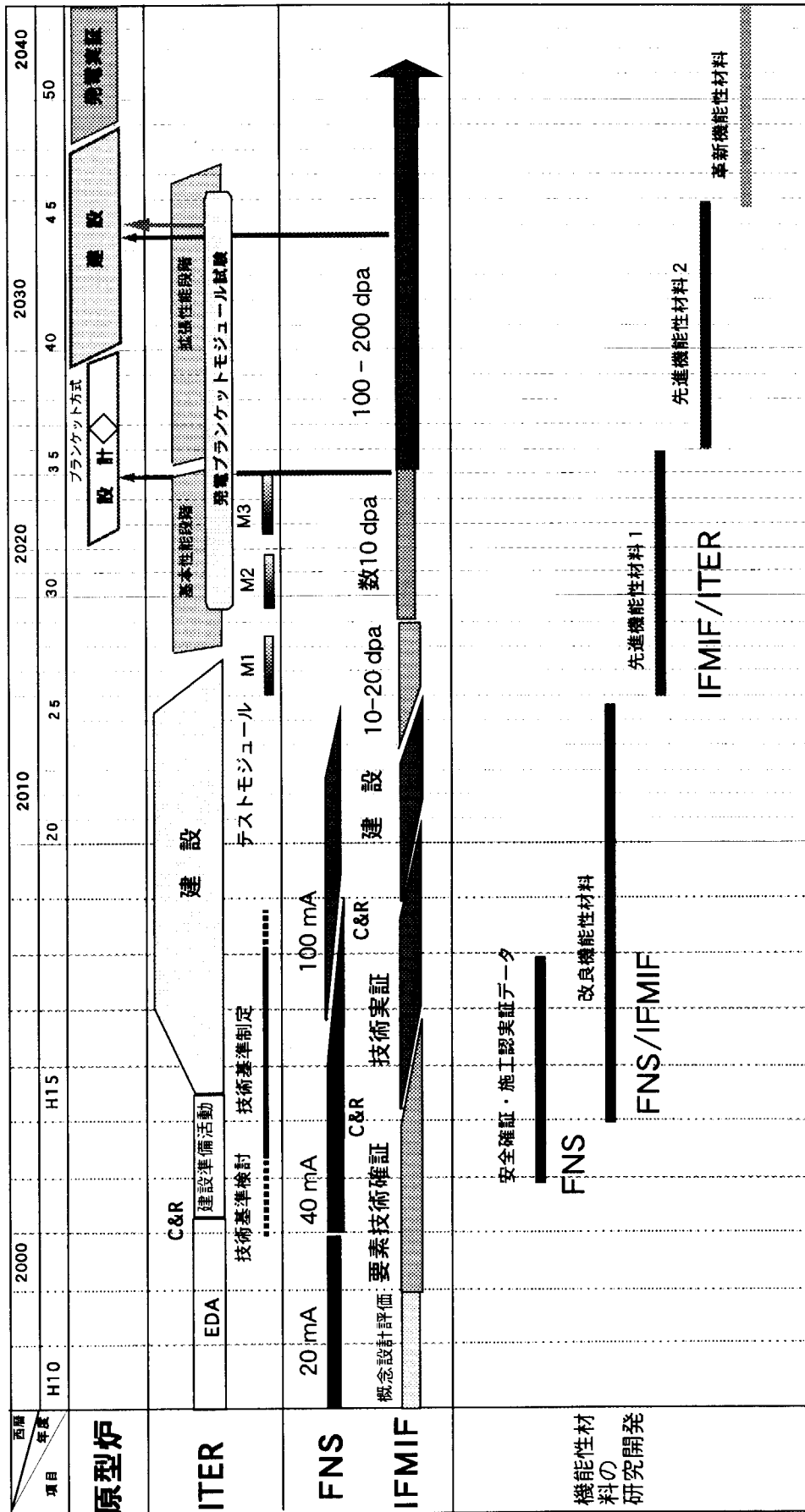


図5-4 機能性材料に関する原型炉/実用炉へ向けた開発計画

参考文献

- [5-1] 「核融合炉用機能性材料の研究開発の進め方」、日本原子力研究所原子力材料研委員会機能材料研究開発推進専門部会、平成11年3月。
- [5-2] Yamamoto, S., ITER-EDA Design Description Document WBS 5.5M, Radiation Effects (1997) ITER Central Work Site, Garching, Germany.
- [5-3] 西谷健夫、プラズマ・核融合学会誌 第75巻増刊(1999年5月) p79.
- [5-4] 四籠樹男、プラズマ・核融合学会誌 第76巻第3号(2000年3月) p237.
- [5-5] Annual Research Report of Japanese Contributions for Japan-US Collaboration on RTNS-II Utilization, 1984-1990 (Japn-US Fusion Cooperation Program) Monbusho.
- [5-6] The Japanese experimental program on RTNS-II of DT neutron irradiation of materials, Kiritani, M., et al., J. Nucl. Mater. 122&123, 602 (1984).

6. 核融合炉内計装技術の開発

核融合炉では、従来のプラズマ計測に用いた計測技術が中性子の照射影響のために使用することが不可能になる場合が予測される。特に制御センサー系については、核融合炉内での中性子環境下で安定に作動するセンサーの開発が核融合炉の実現に必要な不可欠となっている。

6.1 D-T 核融合炉での計測器環境

JT-60 をはじめとする現在の核融合実験装置や ITER では、トムソン散乱測定装置、各種分光測定装置等多くの計測装置を必要としている。しかし、ITER では、第1壁での中性子束は $\sim 10^{13}$ n/cm²・s で、装置の寿命を考慮したときの中性子照射量は $\sim 10^{22}$ n/cm² に達するため、このような放射線場では既存のプラズマ計測機器の使用はほとんど不可能である。分光計測やトムソン散乱計測等、光（電磁波）を利用した計測機器では、反射鏡、窓、光ファイバー等の光学要素を介して、光を遠方に伝達し、分光器等の計測器を生体遮蔽の外の放射線量(以下線量という)の低い場所に設置することが可能であるが、磁気プローブ、静電プローブ、ポロメーター等の検出器は、真空容器内に取り付けざるを得ない。

将来の核融合炉では、プラズマの物理的理解を主目的としている現在の計測装置の全てが必要とされるわけではないと考えられるが、核融合出力モニターとしての中性子検出器、プラズマ位置制御のための磁気プローブ、ブランケットや真空容器等の工学的安全性を担保するための熱電対、ストレインゲージといったセンサーは必要不可欠である。これらの核融合炉内計装とも呼べる計測機器は高線量 14 MeV 中性子に直接曝されるため、それらの開発に当たっては、14 MeV 中性子環境下の諸特性を十分考慮しなければならない。特に ITER では、実験炉という性格上、多くの計測装置を必要としている。ITER の運転制御用センサーとして、必要不可欠な計測器も多く、制御システムの設計にも大きく影響を及ぼすため、ITER の放射線環境で動作する計測機器の開発とその確認は急務である。

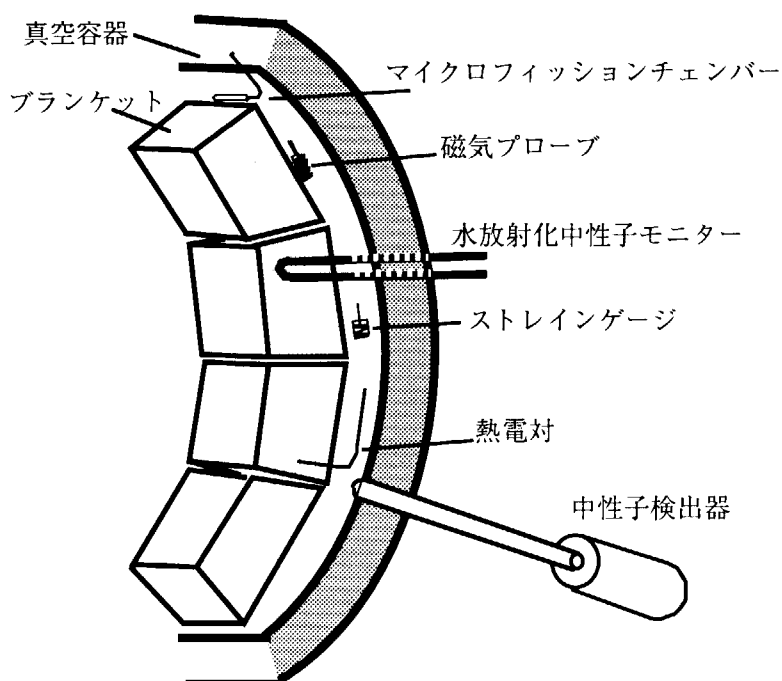


図6-1 核融合炉内計装の概念

6.2 核融合出力モニター

核融合炉内計装のなかでも中性子検出器は核融合出力モニターとしての最も重要な装置である。核分裂軽水炉の炉内核計測では、小形の核分裂計数管（マイクロフィッションチェンバー）が使用されているが、ITER においても、このマイクロフィッションチェンバーをブランケット周辺に配置し、核融合出力を測定することが計画されている[6-1]。しかし、核融合炉では高真空、高磁場等、動作環境が核分裂炉とは大きく異なる。測定対象となる 14 MeV 中性子に最適な、核分裂物質の選定等の核設計を行うほか、これらの動作環境に適した中性子モニターの開発を行う。

水が 14MeV 中性子と反応すると $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$ 反応により ^{16}N が生成される。 ^{16}N は半減期 7.13 秒で β 崩壊し、6.13MeV(67.0%)と 7.12MeV(4.9%)の高エネルギー γ 線を放出する。FNS では、この反応を利用した水ループによる中性子モニターの実証試験を行ってきており、実機規模の水ループで 0.05 秒の時間分解能を得られることを実証した[6-2]。この結果により、水放射化中性子モニターは ITER-FEAT の設計に採用されている。

6.3 中性子スペクトロスコピーメーター

現在の中型・大型トカマクのイオン温度測定法は、中性粒子ビームを利用した荷電交換分光法が主流であるが、ITER を初めとする核融合炉では、荷電交換分光法に適する 100 keV 程度の中性粒子ビームがプラズマ中心まで届かないため、周辺部のイオン温度測定に限られる。プラズマ中心部のイオン温度測定法としては、発生中性子のドップラー幅からイオン温度を求める中性子スペクトロスコピーが最も有力視されているが、高いエネルギー分解能、広いダイナミックレンジが要求されることから、それらの要求を満たす中性子スペクトロスコピー法はまだ確立していない。

ダイヤモンド検出器は ITER 用の中性子スペクトロスコピー用検出器として有望視されている。ロシアでは天然ダイヤモンドから優れた結晶を選別（1000 個の原石から 1 個程度）してダイヤモンド検出器[6-3]を製造しているため、特性の揃った検出器を安定して製造することは極めて難しい。そこで FNS では、近年目覚ましい進歩をとげた人工ダイヤモンドを使用した検出器の開発を行っている[6-4]。人工ダイヤモンドとして世界ではじめて、14 MeV 中性子スペクトルの測定に成功しており、天然ダイヤモンド検出器に対しあと 1 歩のところまできている。ITER では、ダイヤモンド検出器以外にも飛行時間中性子スペクトロメータ[6-5]等が提案されており、FNS において、これまで蓄積してきた中性子計測に関する技術と世界最強の 14 MeV 中性子源という FNS の特徴を活かし、核融合炉用中性子検出器の開発を進める。

6.4 計測プローブ

ITER のプラズマ位置は、ブランケット周辺に取り付ける磁気プローブを用いた磁場測定で制御される。磁気プローブとしては、無機絶縁(MI)ケーブルを巻いた磁気ピックアップコイルが使用される。しかし、放射線誘起起電力(RIEMF)によるドリフトが懸念されており[6-6]、最近の実験では、3.5 秒で、プラズマ位置の制御許容誤差 1cm に達するとの結果が得られている。この RIEMF は放射線によって誘起される電流で駆動されているとのモデルはあるが、定量的に解明されておらず、その発生機構の解明とともに、RIEMF を最小化する材料や形状の選択が急務である。

磁気ピックアップコイルを用いた磁気プローブは、積分回路を通して磁場の絶対値を測定する。積分回

路のドリフトのため定常炉における使用は困難なため、これに代わる磁気プローブの開発が必要である。 $j \times B$ 力による機械的センサー[6-7]も試作されているが、信頼性等の不安がある。また最近では光のファラデー回転を利用した光ファイバー磁場センサーも開発されており、それらの先端的計測技術を取り入れつつ、開発を進める。

熱電対、ストレインゲージといったセンサーはブランケット、真空容器等の工学的安全性を担保するために必要不可欠である。原子炉等の放射線環境で使用できるセンサーはかなり開発されつつあるが、14 MeV 中性子環境下の実績はほとんど無いのが現状である。これらのセンサーは、金属の物性を動作原理としているため、高線量の 14 MeV 中性子に特有の(n,p)反応、(n, α)反応といった核変換反応によって引き起こされる物性変化を解明し、核融合炉環境に耐えられるセンサーの開発を行う。

6.5 本研究開発の進め方

中性子照射に耐える炉内計測装置の開発は、これまで FNS 等の既存の中性子源を用いて原理検証を含め開発研究を進めて来た。今後は、図 6-2 に示すように FNS 及び IFMIF を用いて ITER 用の炉内計測装置の開発・整備のための研究開発を進め、その後、ITER の炉内計測装置の開発成果を踏まえて、ITER 及び IFMIF の照射場を用いて原型炉の炉内計測装置の開発を行う。

参考文献

- [6-1] Nishitani, T., et al., Rev. Sci. Instrum. 70 1141 (1999).
- [6-2] Kaneko, J., et al., to be published in Rev. Sci. Instrum.
- [6-3] Krasilnikov, A. V., et al., Rev. Sci. Instrum. 68 1720 (1997).
- [6-4] Kaneko, J., et al., Rev. Sci. Instrum. 70 1100 (1999).
- [6-5] Hoek, M., et al., to be published in Fusion Eng. Design.
- [6-6] Shikama, T., et al., to be published in Fusion Eng. Design.
- [6-7] Hara, S., et al., Rev. Sci. Instrum. 70 435 (1999).

7. 実炉環境を模擬可能な照射試験設備の開発

これまで述べてきたような、核融合炉工学における中性子工学の果たす役割の重要性を鑑みると、その実験的評価技術を継続して改良・革新することが不可欠である。とりわけ、データの取得や手法の検証に必要な中性子発生源の開発はもっとも重要な要件であり、材料の使用環境を模擬するよう、中性子数とエネルギースペクトルの調整を行えるものが理想である。開発に必要とされる技術の成熟度や中性子源施設の実現性・操作性の観点から、現在では、加速器をベースとした中性子源の利用が主体となっており、とくに、核融合炉の場合、核分裂炉と異なり核融合炉の実現以前に中性子照射のみ対象とした核融合炉の実現は困難であるので、加速器型の強力な核融合中性子源の開発を進める必要がある。

7.1 D-T 中性子源

D-T 核融合反応により発生する中性子は、その発生数と高いエネルギーとの相乗効果により、核分裂炉ではみられない材料損傷や核変換生成物が誘起される。そのため、照射試験設備としては核融合炉から発生するのと同程度の量とエネルギーの中性子を利用できることが、炉の健全性を実証する場合に必要である。これまで、D-T 核融合反応そのものを使用する重陽子加速トリチウムターゲット型中性子源は比較的単純な施設構成で実現可能なため広く利用されてきた。原研の FNS もこのような施設のひとつであり、現在 2×10^{12} (中性子/秒) という世界最高水準を誇っている[7-1]。

この中性子の生成は、重水素ビームからの熱を取り除くために、チタンを蒸着した銅製の円盤にトリチウムガスを吸着させ、その円盤の背面に冷却水を当てつつ高速で回転させることによりビームの除熱を行いつつ、D-T 核融合中性子を発生するものである。FNS では現在は直径 23cm の円盤で 20mA の運転が行われているが、核融合中性子の増大の要求に答えるために、ビーム電流 40mA への運転に対応した電源系の増力及びターゲットの大型化が必要である。電源増力については完了しており、平成 13 年度から、直径 31cm のターゲット基盤の導入により、40mA 運転を達成し中性子発生量の倍増を目指す。

今後はさらに、イオン源電源の 100mA への増強を行うとともに、直径 50cm の回転ターゲットを開発することにより、現在よりも 5 倍の中性子発生量を実現する。過去の実績では、米国リバモア研究所で RTNS-II を用いた重陽子ビーム電流 100mA の例があり[7-2]、そのレベルまでの技術実証は済んでおり、格別の技術的困難なしで実現可能な目標である。FNS 施設の現状からみると、加速器としては、イオン源の改良と加速電圧の調整で対応が可能であり、ターゲットについても、既に電流増強に耐える大口径のターゲットの製作技術を確立済みである。FNS における大電流の重陽子ビーム運転に関する経験は同じイオンを加速する IFMIF 加速器の運転に有効に活用することができる。この 100mA 運転が可能となると、照射損傷の基礎過程をより明確にでき、今後増大する照射研究テーマに迅速に対応できる。加えて、高エネルギーテールを有する IFMIF での照射効果と核融合中性子源での照射効果の相違の程度を把握することが容易となり、IFMIF での照射試験結果の解析をより厳密なものとするのが可能となる。

7.2 IFMIFの開発 [7-3]-[7-7]

これまで使用して来ている中性子発生用ターゲットは固体ターゲットにトリチウム気体を吸着させたものが使用されるため、高速回転により受熱面積を広げる工夫はしているものの、大きな発熱には耐えることができず、核融合炉の最大中性子負荷である 10^{14} (中性子/秒 cm^2) と比べ2桁以上低いのが現状である。このように、照射損傷研究などの中性子数に依拠する現象の研究を進展させるには限界があるため、D-T 中性子源に代わる強力中性子源として図 7-1 に示すような D-Li 反応を利用する方式が開発されつつある[7-3]-[7-4]。

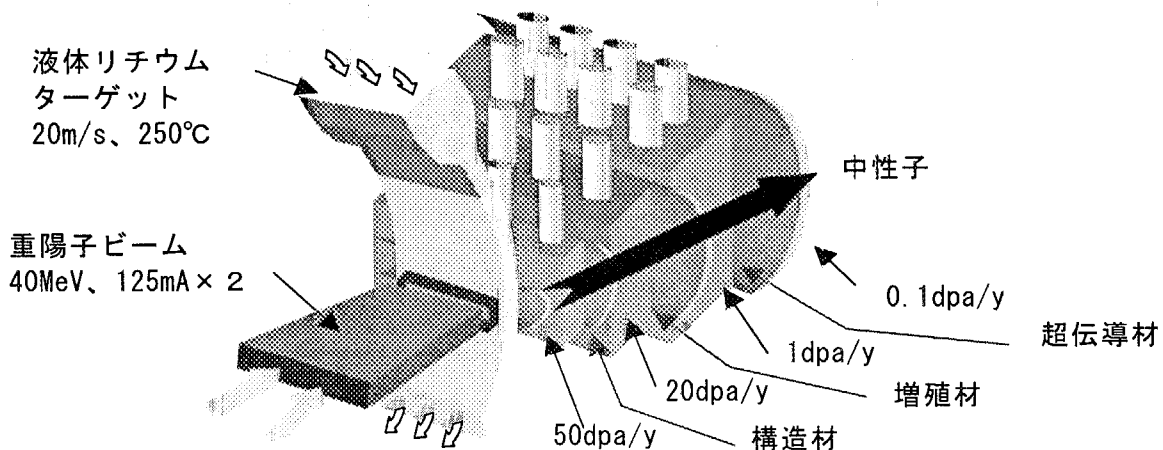


図 7-1 D-Li 型核融合強力中性子源の概念

D-Li 方式では、ターゲットに金属リチウム融体を採用することでターゲット密度を上げ、中性子発生量を増大させるとともに、膨大な発熱を効率よく除去することが容易である。この反応は、高エネルギーの重水素ビームを入射させて起こすため、とくに前方向に集中して中性子を発生しやすい性質があり、ターゲット前面に置かれる試料に効率よく中性子照射を行うことができる利点がある。国際エネルギー機関 (IEA) の国際協力で行われている国際核融合材料照射施設 (IFMIF) の場合、年間 10^{26} 個/ cm^2 以上という核融合炉の中性子照射環境を模擬するために、エネルギー 40MeV、電流 250mA の重陽子ビームが必要とされ[7-6]、この 10MW ビームの熱負荷を除去するため秒速 20m でリチウムを流すようにする。ビーム入射側は自由液面とし、ビームを直接、受止めるようにするとともに、ビームが輸送可能な真空度 (10^{-1} Pa) に保つ必要がある。イオンビームはターゲット中で減速し、停止の直前にもっとも大きな発熱を起こすので、このような真空度のままでは内部沸騰を起こす危険性があるため、曲面壁に沿わせた流れをつくり遠心力による内圧を付加して沸騰裕度を持たせるような構造をとる[7-7]。

IFMIF の建設は核融合炉開発の進展に対応するよう三段階に分けて行う予定であり、第一段階で最終目標の $1/5$ の中性子発生を実現し、国際核融合実験炉 (ITER) に必要とされるプラン

ケット用構造材料の選択を目指す。第二段階では、原型炉の設計に必要な材料データを提供するため1/2強度を実現した後、最終段階で原型炉用材料の寿命評価データ取得を目指す。このような目的に加え、図7-2に示すような、試料レベルではなくブランケット機能体としての照射実験による実環境下に近い条件での複合環境での試験により、ブランケット装着前における機能試験の実施、ならびに、高エネルギー中性子環境下で使用される宇宙・医療用素材等の汎用照射も同時に実施利用することが期待される照射試験施設である。

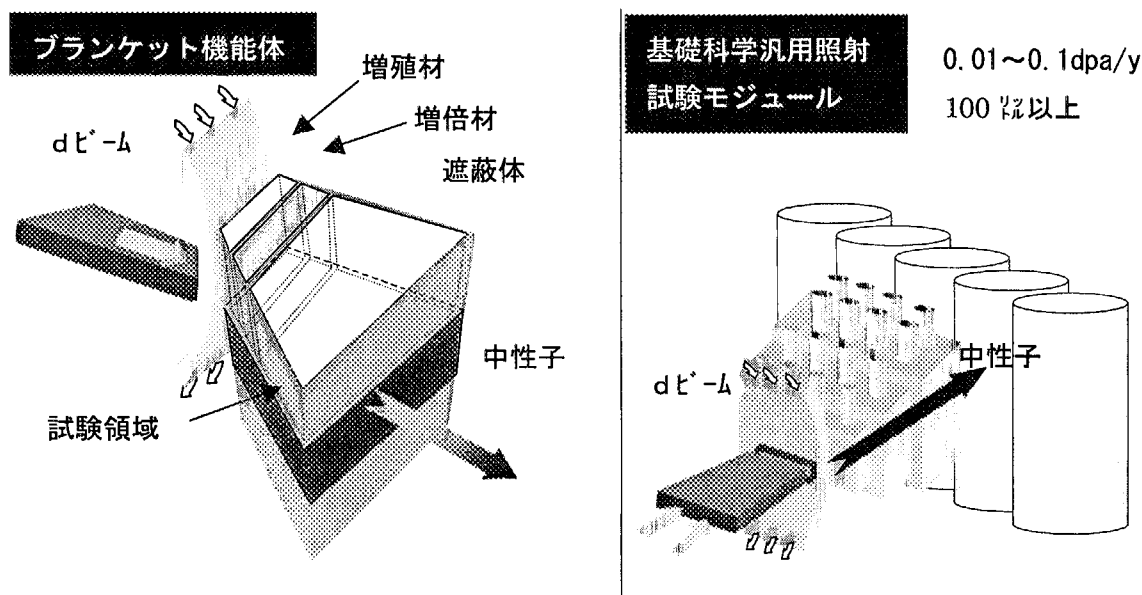


図7-2 ブランケット機能体照射試験等へのIFMIFの利用

IFMIFは材料照射による研究開発を主目的としており、その最大中性子束は 10^{15} （中性子/秒 cm^2 ）に達し、その後方の低中性子束領域でも 10^{13} という強度がある。そのため、段階的建設の第1段階において全出力の1/5の能力での運転を行った場合に、ちょうどFNS施設の最大強度レベルでの照射に相当し、相互の比較相関を明確にできる状況となる。このことは、FNSで蓄積されたデータベースをIFMIFの試験に適用するための重要なステップであると位置づけられ、IFMIFでの研究開発をより実りあるものとするのが期待される。

以上の点から、核融合炉開発、とりわけ材料の開発に果たす中性子工学研究開発の役割を完遂するためには、既存のFNS施設の能力を最大限引き出すための電流増加の改善努力を積み重ねる一方で、IFMIFの低中性子束領域を活用した研究開発へとつなげるための課題を解決していくことが重要である。

7.3 本研究の進め方

FNSおよびIFMIFの研究開発は、図7-3に示すように、ブランケット材料開発の進め方に従って進めることとする。

FNSについては、課題募集型協力研究を中心とした研究開発によりその進展をはかる。また、

これまでのトリチウムターゲットの技術開発の結果を踏まえて、大型回転ターゲットを導入し、平成 13 年度より 40mA の運転を行う。さらに、平成 15 年頃から 100mA での増力運転を行う予定である。なお、FNS での中性子・トリチウムに関連した取り扱い技術は、IFMIF での運転保守での技術基盤となる。

IFMIF については、IEA の核融合材料研究開発実施取り決めの協定による研究協力を基礎として、ボランティアベースの研究協力による国際分担に基き、照射施設として重要な要素技術確証試験[7-8]を平成 12 年度より 3 年間で実施する。国内における要素技術確証試験は、大学との連携協力により進めることとし、大学はターゲット系とテストセル系に関する開発項目を、原研は加速器系に関する研究開発項目を中心にとりまとめを担当し、実施に当たっては連携協力による相互乗り入れて実施する。なお、IFMIF 施設全体の設計活動は原研を中心に進める。要素技術確証試験後は、国際的なチェック&レビューの評価結果をもとに、照射施設として重要な安定運転の技術実証を行う技術実証フェーズへ移行する予定である。技術実証フェーズ終了後、5 年間の建設期間を経て平成 25 年頃の運転開始を目指す。

参考文献

- [7-1] Nakamura T., Maekawa H., Ikeda Y., and Oyama Y.: "A DT Neutron Source for Fusion Neutronics Experiments at the JAERI," Proc. Int. Ion Eng. Congress - ISLAT '83 & IAPT '83, Kyoto, Japan, Vol. 1, pp. 567-570 (1983).
- [7-2] Booth R., Davis J.C., Hanson C.L., Held J.L., Logan C.M., Osher J.E., Nickerson R.A., Pohl B.A., and Schumacher B.J.: Nucl. Instr. Methods, 145, 25 (1977).
- [7-3] IFMIF-CDA Team: IFMIF International Fusion Materials Irradiation Facility Conceptual Design Activity Final Report, ENEA Frascati Report, RT/ERG/FUS/96/11 (1996);
- [7-4] IFMIF Conceptual Design Evaluation Report, Ed. A.Moeslang, FZKA 6199, Jan. 1999.
- [7-5] Takeuchi H., et al.: to be presented in 18th Fusion Energy Conference, Sorrento, Italy, Oct. 4-10,2000.
- [7-6] Sugimoto M., et al.: Proc. Linac 2000 Conference, Monterey, USA, August 21-25, 2000.
- [7-7] Nakamura H., et al.: 21th Symp. on Fusion Technology, Madrid, Sept.11-15,2000.
- [7-8] Fusion Neutron Laboratory (Edited by Ida M., et al.) : JAERI-Tech 2000-052, "IFMIF Key Element Technology Phase Task Description" (2000).

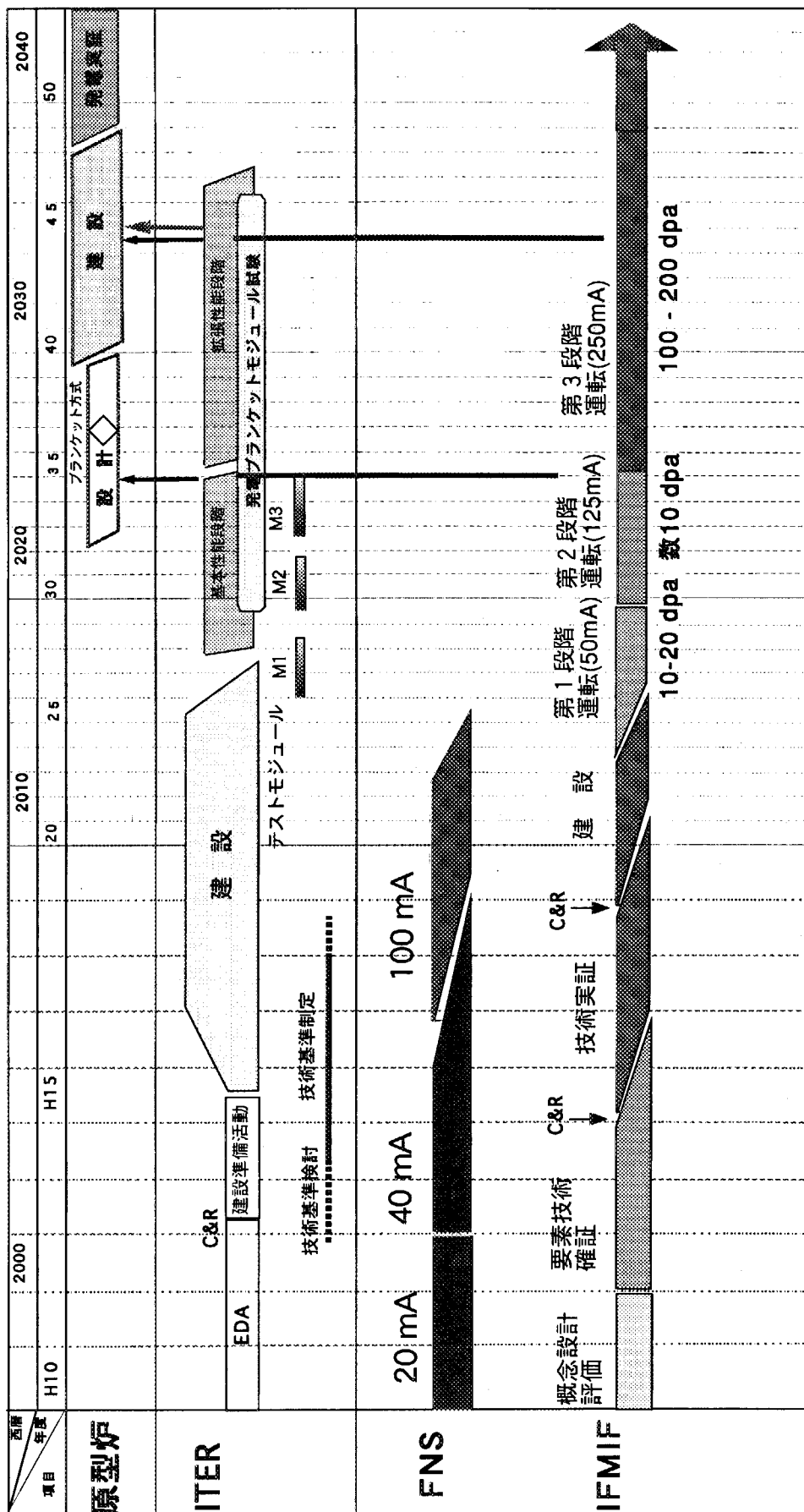


図7—3 FNSおよびIFMIFの研究開発計画

8. まとめ

核融合原型炉実現までに核融合中性子工学において実施すべき研究・開発計画としてブランケット開発での遮蔽・増殖性能、種々の材料に関する核特性の研究・評価並びに制御センサー材料・絶縁材料等に関する機能性材料、構造材料の照射影響評価研究及び炉の健全な運転に不可欠である炉内計装技術の開発研究について計画を明らかにした。また、その研究・開発において必要な評価技術として、これまで主力装置であった核融合中性子源施設（FNS）の利用法とその改造計画について、また今後の核融合材料開発の主力装置となる d-Li 型中性子源（国際核融合材料照射施設）の開発及びそれをを用いた核融合中性子工学の研究開発計画についても明らかにした。

これまで核融合中性子工学の研究は、核分裂での中性子に関連した研究者を主軸として、主に核データの観点から進められて来たが、核融合中性子工学の研究の開始からすでに約 20 年が経過しており世界的に見て世代交替の時期に来ている。そのため、2030 年中期に核融合発電を実現に必要な核融合中性子工学の研究者、技術者の養成も重要な課題となっており、本計画の推進により、その養成が計画的に推進出来ることとなる。

This is a blank page.

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
静電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光照射度	ルーメン	lm	cd·sr
放射線量	ルクス	lx	lm/m ²
放射線当量	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J

1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バル	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m

1 b = 100 fm² = 10⁻²⁸ m²

1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa

1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²

1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq

1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg

1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy

1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 1 eV および 1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わず場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s(N·s/m²) = 10 P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St(ストークス)(cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁸	1

- 1 cal = 4.18605 J (計量法)
 = 4.184 J (熱化学)
 = 4.1855 J (15 °C)
 = 4.1868 J (国際蒸気表)
- 仕事率 1 PS (仏馬力)
 = 75 kgf·m/s
 = 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

核融合炉開発計画における核融合中性子工学の役割（核融合炉発電を目指して）