

資料1

核融合原型炉開発のための技術基盤構築の進め方について

平成〇〇年〇月

科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会
核融合研究作業部会

目 次

- はじめに
- 1章 核融合研究開発の現状
- 2章 磁場閉じ込め方式による原型炉開発のための技術基盤構築の進め方
- 3章 磁場閉じ込め方式による原型炉開発の技術基盤構築に
必要となる研究開発とその解決に向けた取り組み
 - 3. 1 原型炉概念の構築と設計作業
 - 3. 2 超伝導コイル用新線材開発
 - 3. 3 ブランケット開発
 - 3. 4 ダイバータ開発
 - 3. 5 加熱・電流駆動システム開発
 - 3. 6 理論・計算機シミュレーション研究
 - 3. 7 炉心プラズマ研究
 - 3. 8 核融合燃料システム開発（と環境安全性評価）
 - 3. 9 核融合材料開発と規格・基準・信頼性
 - 3. 10 核融合炉の安全性と安全研究
 - 3. 11 稼働率と保守
- 4章 課題解決への取り組みを支える環境整備
- 5章 結び
- 参考資料 1 核融合研究作業部会の設置について
- 参考資料 2 核融合研究作業部会名簿
- 参考資料 3 核融合研究作業部会の審議経過

削除: の

削除: . . .

削除: について

削除: まとめ

削除:

削除: . . .

削除: . . .

はじめに

平成23年3月11日に発生した東日本大震災により被害を受けた東京電力福島第一原子力発電所の事故(以下、「福島原発事故」という)の影響を受け、我が国のエネルギー政策・原子力政策の大幅な見直しが行われている。また、国際的にも、各国において原子力政策の見直しが行われる一方、世界人口及びエネルギー需要の増大が予測されている状況に変わりはなく、エネルギー安全保障や気候変動対策に関する懸念が高まっている。このような状況から、我が国においても新たなエネルギー源の開発が急務となっている。

削除: ける

核融合研究開発は、エネルギーの安定供給、地球環境問題への長期的な視野での対応を目的とした研究開発の一環として、「地上の太陽」とも言える究極のエネルギー源の獲得を目指すものである。

削除: 長期的な視野での

削除: 計画

削除: 的とする

削除: 豊富な

今後の核融合研究開発の在り方については、新たなエネルギー政策との整合性に留意する必要があるが、核融合エネルギーは、資源量、安全性、環境適合性等の観点で優れた特性を有しており、地球規模での低炭素社会構築に向けて、その早期実現が期待されているという政策的意義に変わりはない。欧米やアジアの主要国においても、このような認識の下、核融合研究開発が着実に推進されている。

削除: を

削除: し

削除: 策定

我が国の核融合研究開発は、現在、自己点火条件の達成及び長時間燃焼の実現並びに原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成を主要な目標とした「第三段階核融合研究開発基本計画」(平成4年6月 原子力委員会決定)(以下、「第三段階計画」という)の枠組みの下で、更なる具体的な方針については、「第三段階核融合研究開発基本計画における今後の核融合研究開発の推進方策について」(平成17年11月 原子力委員会決定)に示されている「今後の核融合研究開発の推進方策について」(平成17年10月 原子力委員会核融合専門部会策定)(以下、「平成17年報告書」という)に基づき進められている。

平成17年報告書においては、21世紀中葉までに実用化の目処を得るべく研究開発を促進する必要があるとした上で、以下の方針が示され、これに基づいて研究開発が進められている。

削除: 具体的には、

○ 研究が先行しているトカマク方式について、開発研究として、第三段階計画の中核であるITER計画を進める。また、ITERの主要な基本性能が達成される時期までに原型炉段階への移行の可否を判断するため、トカマク方式による原型炉建設に必要な研究開発を総合的に進める必要がある。原型炉は、高いエネルギー増倍率を持つ定常炉心を実現し、同時にプラント規模での発電実証を一定の経済性を念頭において実現することを目標とすることが妥当である。

削除: 進展

削除: お

削除: とともに、

削除: の

○ ヘリカル、レーザー方式については、核融合炉の選択肢を拡げる観点から、引き続き大学等での学術研究に重点をおいて研究を進め、原型炉の設計にこれらの成果を適宜反映する必要がある。また、研究の進捗を踏まえて、適切な時期に核融合炉とし

削除: において

ての可能性に関する評価を実施し、その後の計画の進め方を検討する。

○ 開発研究と学術研究の相乗効果によって開発を加速する観点から、ITER を最大限に活用しつつ、実用化に向かって開発研究と学術研究からなる総合的な研究開発を推進する必要がある。

削除: していくべきであ

平成17年報告書の取りまとめから7年間が経過し、その間、本作業部会が平成20年に取りまとめた報告書「核融合研究の推進に必要な人材の育成・確保について」や、原子力委員会核融合専門部会が平成21年に取りまとめた報告書「原子力政策大綱等に示している核融合研究開発に関する取り組みの基本的考え方の評価について」において、原型炉の実現に向け、我が国として確保、維持すべき技術を明確にした戦略的なロードマップを策定し、それを産学官で共有してオールジャパン体制で取組を推進する必要性が指摘されているところである。

この間の核融合研究開発の進展により、原型炉に関する本格的な設計活動を開始するために必要な技術的、知的基盤が形成されつつある。一方で、現在有効な工学技術基盤と原型炉に必要なと想定されている製造技術の間をつなぐことは必ずしも容易ではないことも明らかになってきている。このため、核融合研究開発の今後の展開について、現在の科学的・技術的実現可能性の実証の段階から原型炉による発電実証の段階への移行についての判断を行うための準備に資することを目的として、原型炉開発のための技術基盤構築の課題を整理し、その解決のための研究の方向性、実施体制の在り方について検討を行った。検討に当たっては、福島原発事故を受けて、特に安全性を重要な観点と位置づけた。本報告書は、この検討の結果をまとめたものである。

削除: 概念

1章 核融合研究開発の現状

我が国の核融合研究開発に関しては、平成17年報告書において、トカマク方式、ヘリカル方式、レーザー方式の3つが重点化計画として示されており、それぞれについての研究開発が着実に展開されている。

トカマク方式については、主要プロジェクトとして独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という）が中心となり国際熱核融合実験炉（ITER）計画と幅広いアプローチ（BA）活動が進められている。

ITER計画は、第三段階計画の中核となるプロジェクトであり、燃焼プラズマ条件（エネルギー増倍率が10以上）の実現と燃焼プラズマ制御の見通しの確立、長時間燃焼（1000秒程度）の実現、システム統合技術の確立と発電ブランケットに関わる基本技術の獲得などを主要な目標としている。

国際共同プロジェクトであるITER計画については、協定が平成19年10月に発効して、ITER機構が発足し、南仏カダラッシュにおける施設建設と各極が分担する機器の製作が本格的に進められている。現在の計画では、平成32年（2020年）に実験を開始、さらに核燃焼実証（DT反応）が平成39年（2027年）に見込まれている。我が国においては、国内実施機関として原子力機構が指定され、核融合エネルギーフォーラムの活動等を通じて、産学官の関係者が技術課題への取り組み等を協力して行うオールジャパン体制が構築されている。

我が国は、超伝導トロイダル磁場コイル（以下、「TFコイル」という）など、ITERの重要な機器の製作を担当している。平成24年度から1機目のTFコイルの製作が始まり、残りの8機のTFコイルをはじめ、担当機器の製作を、現地での組み立て作業に合わせて計画的に行うこととしている。

このITER計画から得られる知見は、将来の原型炉開発において極めて重要であり、適切なチェック・アンド・レビューの実施等を通じ、原型炉開発のための知識ベースとして、幅広く関係者が活用できるよう体系化することが必要不可欠である。

BA活動は、原型炉に必要な工学技術基盤を確立するとともに、ITER計画の効果的・効率的な推進に資する先進的な研究開発等を日欧の協力の下で行い、原型炉実現に向けて世界をリードすることを目指したプロジェクトである。BA協定が平成19年6月に発効して、国内実施機関として原子力機構が指定され、平成22年3月には青森県六ヶ所村に研究センターが完成し、活動が本格化している。この活動は、国際核融合エネルギー研究センターに係る事業（以下、「IFERC」という）、国際核融合材料照射施設に関する工学実証及び工学設計活動に係る事業（以下、「IFMIF/EVEDA」という）及びサテライト・トカマク計画に係る事業（以下、「STP」という）で構成されている。

IFERC については、原型炉の概念設計やそれに必要な材料、発電システムに関する研究開発とこれらに関連する大規模シミュレーションを行うものである。計算機シミュレーシ

削除: について

削除: 及び

削除: 並びに

削除: 50万キロワットの熱を発生させる

削除: て

ンセンターでは平成24年にスーパーコンピュータの運用を開始したところである。また、IFMIF/EVEDA は将来の IFMIF の建設に向け、原型炉の照射環境を模擬する施設の工学設計を行うとともに、大強度重陽子イオンビームの加速器やターゲットとなる液体リチウムのループについての工学実証試験を行う事業である。所定のリチウムループ性能は原子力機構大洗研究開発センターにおいて既に実証されつつあり、また、欧州において開発・製作中のプロトタイプ加速器は、一部の要素機器が平成25年に国際核融合エネルギー研究センターに搬入され、建設が開始される予定である。

削除: (HELIOS)

削除: 所

STPIは、既存の臨界プラズマ試験装置JT-60を超伝導装置JT-60SAに改修して、経済性、信頼性に優れた炉心プラズマ性能達成のための研究を進めようとするものである。JT-60SAについては、原子力機構那珂核融合研究所(以下、「那珂研」という)において、既存装置の解体が終了し、平成25年1月に欧州が担当する機器が搬入され、平成31年からの実験開始に向けて、着実に改修が進められている。

削除: 4

削除: 2

削除: ており

削除: 建設

これら2つのトカマク方式に関するプロジェクトの他、ヘリカル方式、レーザー方式の研究開発の現状は以下の通りである。

まず、ヘリカル方式については、本質的に定常運転に優れた概念であり、超伝導コイルを有した大型ヘリカル装置(以下、「LHD」という)の活用を通じ、実施主体である大学共同利用機関法人自然科学研究機構核融合科学研究所(以下、「核融合研」という)の特長を活かし、大学等と共同し、特に、プラズマの定常性に関わる学理の構築を図っている。LHDは平成10年4月より実験を開始し、これまで、15年間で11万回以上のプラズマ放電を共同研究に供してきている。その成果として、1,000万度以上の高温プラズマの1時間の定常保持や、トカマク方式と比肩できる8,000万度のイオン温度の達成など、原型炉概念としての成立可能性の実証に向け、この方式が持つ性能の検証が進んでいる。また、平成31年に予定されているJT-60SAの稼働までは、国内唯一の大型実験装置であり、我が国の磁場閉じ込め物理研究における国際的リーダーシップの確保と人材育成の場の提供のために果たす役割は極めて大きいものがある。

削除: て

レーザー方式については、米国の National Ignition Facility(NIF)がエネルギー増倍率 $Q=10$ 以上の核燃焼実験に取り組んでいる。レーザー核融合は、最先端のレーザー技術と極限状態の物質科学に基づくことから、新たな学術分野と先端産業を切り拓きながら核融合実用化に至る、磁場閉じ込めとは異なるスタイルの研究開発である。炉心プラズマについては、わが国独自のアイデアに基づく高速点火の手法を、ベタワットレーザーを用いた点火温度への加熱実証へと進展させる高速点火実証実験第1期(FIREX-I)計画が、国立大学法人大阪大学レーザーエネルギー学研究センターにおいて進められている。また、炉工学技術については、炉用レーザー材料であるセラミッククリスタルの透明化と、励起用レーザーダイオードの長時間運転に成功するなど、わが国発の大きなイノベーションがあり、炉用

削除: エネルギー開発

削除: ブレークスルー

| レーザー開発要素についての見通しが得られつつある。

2章 磁場閉じ込め方式の原型炉開発のための技術基盤構築の進め方

平成17年報告書においては、前述の通り、ITERの主要な基本性能が達成される時期までに原型炉の建設段階への移行の可否を判断するため、トカマク方式による原型炉建設に必要な研究開発を総合的に進める必要があるとされている。これを踏まえ、以下の議論は磁場閉じ込め方式の原型炉を対象として行う。

原型炉とは発電プラントとしての技術的成立性の実証を目指すものであり、成立性の主な要件としては、

- 1) 核融合エネルギーによる発電を実用化に繋がり得る技術を用いて実証すること
- 2) 実用化に繋がり得る一定の経済性についての見通しを得ること

が挙げられる。このために、原型炉段階への移行に当たっては、高いエネルギー増倍率で定常・連続的な炉心プラズマの運転ができ、発電を行いつつ、トリチウム燃料の自己供給が可能で、かつ材料についての基本的な課題が解決され、実用化への見通しがついていることが求められる。

現在の核融合研究開発については、前述の通り平成17年報告書等の方針に沿って計画的に進められているが、その後、ITER計画やBA活動が進捗したこと、あるいはトカマク方式のみならず、重点化を図ったヘリカル方式等の研究も進展してきていることから、発電技術の実証を行う原型炉の開発段階への移行に関する合理的な判断を可能とするために、改めて原型炉開発のための技術基盤構築に向けた具体的道筋を整理し、原型炉という目標に向け、ITER計画・BA活動をはじめとする大型プロジェクトとそれ以外の学術研究・基盤研究を統合する戦略を構築することが必要となっている。

言い換えれば、核融合研究開発は、太陽中心核の10倍という超高温の世界で起こる様々な未知の現象を、実験的・理論的に解明していくという学術研究を基盤として進展してきたことから、今後の原型炉の本格的な設計を行うための収斂の過程においても、学術的に多様で新しい研究の展開と大型プロジェクトとを相補的かつ合理的に一体化した戦略が必要とされているのである。

特に、磁場配位や運転条件の最適化を図るためには、ITER計画やBA活動のみならず、ヘリカル方式による学術研究などを含めて、それぞれの研究活動から得られた成果を統合的に理解し、体系化して活用していくことが重要である。より望ましい核融合炉に向けて、革新的な磁場配位の研究開発を継続して進めることは、人材育成の観点からも必要である。

H17報告書によれば、ITERの運転が開始される頃に中間段階でのチェック&レビューが行われることになっており、その項目の一つである「原型炉の概念設計」には原型炉の全体目標の策定が含まれている。この目標策定は、ITERの運転初期の成果はもとより、BA活動や他の学術研究・基盤研究の成果が総合的に取り入れられるべきである。上記の研究成果の体系化は、中間段階でのチェック&レビューにおける活用を想定して進められること

削除: において

削除: 基本

削除: 概念

削除: 及び工学設計

削除: 、

が必要不可欠である。

ITER計画、BA活動といった開発研究とそれ以外の学術研究・基盤研究は、それぞれ有用な成果を生み出してきているが、原型炉の概念設計から工学設計へ、さらに建設へと進む判断を適切に下していくためには、これらの成果に含まれる重要な知見のインプットが非常に重要であり、原型炉開発の前に立ちはだかる課題を解決し、原型炉の早期建設の可能性を高めるためにも、これらの研究を着実に推進していくことが重要である。特に、原型炉開発にあたっては、重点化分野とされている炉工学について、総合的な知見と実行可能な製造技術基盤が必要となることから、今後どのように学術研究・基盤研究と工学技術開発の知見を蓄積・統合し、活用していくかが極めて重要である。さらに、ヘリカル方式による原型炉開発の可能性を追求するためには、より核融合条件に近い高性能の定常プラズマを実現することが必要であり、今後、現有実験設備の拡充と定常運転に関する学術的に重要な課題の解明に一層の努力を払う研究展開が必要である。

3章 磁場閉じ込め方式による原型炉開発の技術基盤構築における研究開発課題とその解決に向けた取り組み

第2章で議論した原型炉開発のための技術基盤構築の進め方を踏まえ、その構築プロセス、言い換えれば原型炉について本格的な設計活動を開始するまでの準備段階において取り組むべき具体的な研究開発課題について検討を行った。

原型炉概念設計活動は、現在までの知見を外挿・予測(フォアキャスト)するものであり、また現在進行している研究開発のアウトカムとして位置づけられることは言うまでもない。一方、プラズマ物理実験から積み上げてきた物理的知見から外挿される望ましい原型炉と、現在の工学基盤に基づいた製造技術から設計可能と判断できる原型炉に見られる不一致、ギャップをどうつないでいくかを明らかにすることが、本格的な設計活動の準備段階として行われる技術基盤構築の主たる目的となるべきである。このため、原型炉に求められるもの、原型炉のあるべき姿の方から見るバックキャストの手法に沿い、既存・進行中の研究開発計画を合理的なものとするのが、設計活動の在り方を考える上で、極めて重要である。その結果として、実行可能性の高い原型炉へのロードマップが構想され、原型炉段階への移行の可否を決定するチェックポイントが明らかになっていくであろう。

このような考え方に立ち、実規模実証試験を伴う原型炉設計活動を見通すために、具体的な検討項目として、以下の11の技術項目を定め、項目毎にボトルネックとなる技術的課題を整理し、この課題を解決するための方策、オプション選択の在り方、実施体制について検討した。

また、検討に当たっては、国際協力で進められているITER計画やBA活動に対し、今後の展開において、現在までに得られている国内の研究・技術開発成果から取り入れるべきものはないか、また、逆にITER計画やBA活動から得られる成果を、今後の原型炉の研究・技術開発に係わる国内活動にどのように効果的に活かしていくかという観点から、組織体制の在り方や役割分担を含め、成果の相互還流を効率的に進めることに留意した。

さらに、今後第4段階計画(原型炉により技術的実証と経済的実現性を明らかとする段階)への移行を判断するに当たり、ITER計画、BA活動及びそれらを補完する工学研究の整合性、合理性など、全体をとらえた検討・検証を進捗に応じて行うことができる体制を整備するためには、原型炉の最適化を可能とする総合的な概念設計研究の推進が必要である。

3.1 原型炉概念の構築と設計作業

3.1.1 トカマク方式

① 現状

これまでの原型炉概念の検討として、平成17年報告書に示された原型炉像に沿い、原子力機構からは SSTR, SlimCS が、電中研からは Demo-CREST が概念設計案として提案されている。

削除: 概念

削除: 原型炉

削除: 設計研究

削除: 研究

削除: の

削除: 設計活動開始

削除: 是非

削除: 同定・

削除: 課題を解決するための研究の方向性および

削除: 向けてどう

削除: ための具体策について

削除: 以降

削除: 至る

削除: 及び

削除: を含む

削除: 、完備

削除: 的な進展に関する

削除: を

削除: 促進すること

BA 活動の原型炉概念設計活動は、現在実施中あるいは計画中のプロジェクトにおいて所定の目標が達成されることを仮定して、原型炉概念を構想している。これは、ITER を原型炉に例えれば、ITER の準備段階と位置づけられる日、米、EC、ソによる INTOR 計画(1978-1987)に相当すると位置づけられる。この設計研究は、平成 17 年報告書が述べている「一定の経済性」の要求を満たすことを設計の基本指針としている。

削除: 研究

② 課題

○ すべての磁場閉じ込め方式の原型炉概念案に共通する課題として、ダイバータ除熱、プラズマ対向材料、炉心プラズマのシミュレーションコード開発、ブランケット構成材料のデータ拡充、ブランケットの実規模モックアップ試験、電流駆動装置の定常化とメンテナンスフリー化、遠隔保守技術が挙げられる。

書式変更: インデント: 左: 2 字, ぶら下げインデント: 1 字, 最初の行: -1 字

○ ITER の成果を原型炉設計に反映する仕組みの確立が必要である。

削除: 不明瞭である

○ 現在は、メーカー及び研究者の参画が限定的であり、現状のままでは BA 活動後に想定される本格的な概念設計段階への移行が困難である。

書式変更: インデント: 左: 2 字, ぶら下げインデント: 1 字, 最初の行: -1 字

削除: 状

③ 課題解決に向けた取り組みと必要な体制

設備利用率、ベータ値、熱効率等の表面的な経済性に係る目標設定にとらわれず、これらの経済性要因と深層で繋がっている安全性や RAMI(信頼性・稼働性・保守・検査)、並びにそのための必要コストについて理解を深めることが肝要である。

エネルギーの多様性(多目的利用)への対応を原型炉に求めるのは適切ではなく、むしろ小規模な先進ブランケットモジュール試験により、多様性への対応可能性(いわば、「DEMO-TBM」の概念)を探るべきである。BA 活動終了後の概念設計/工学設計/製造設計に対応するため、要素技術に精通した人材の投入とメーカーの参画規模の拡大を行うべきである。JT-60SA 及び ITER の設計経験者が BA 活動の原型炉概念設計活動及びその後の本格的設計活動に寄与できるよう、人材の流れを作るべきである。

削除: おこなう

削除: 研究

削除: 概念

メーカーの参画を促すために、BA 活動の段階から人材育成と多様な分野の専門家の結集を図り、概念設計段階以降の本格的な参画に備えるべきである。

3. 1. 2 ヘリカル方式

① 現状

開発項目について、トカマク炉と共通する部分は多いが、特にヘリカル炉特有の概念に立脚した設計指針を含んだ概念設計として、核融合研からは FFHR2 等が提案されている。LHD の建設・運転の経験とプラズマ実験結果を積極的に取り入れた設計となっている。

削除:

プラズマ電流を必要としない定常運転と電流崩壊の無い特長を生かして、高い運転自由度と高いエネルギー増倍率の設計が推進されている。

また、ヘリカル炉はトカマクに比べ大型にならざるを得ないことが指摘されてきたが、大型化できるのはむしろ利点となる場合もある。中性子壁負荷を低く抑えられるため、ブランケットの長寿命化、放射化による崩壊熱の軽減、超伝導マグネットの核発熱の抑制、等を可能にする設計が検討されている。

ブランケットを回り込む磁力線構造を有し、高速中性子から遮蔽されたダイバータ部の設計が可能である。この性質は材料選定の自由度拡大につながるとみなされている。

② 課題

課題の多くはトカマク方式と共有されるものである。ヘリカル方式において留意されるべきものとして以下があげられる。

- 大型の超伝導ヘリカルコイルの連続巻き線技術として、マグネットの構造設計と整合した製作法が未成熟である。
- ブランケットの遠隔保守において、ヘリカル方式特有の複雑な炉内構造への配慮が必要である。
- ダイバータ熱流の不均一の軽減が必要である。
- ヘリカル方式における研究成果を他方式、他分野へ応用、波及させる仕組みの確立が必要である。

③ 課題解決に向けた取り組みと必要な体制

課題と同様に、トカマク方式についての記述以外に、ヘリカル方式について留意されるべきものをあげる。

連続ヘリカルコイルについては、LHD方式の連続巻き線と、超伝導ジョイント採用の分割組み立て方式の2本立ての研究開発が必要である。LHD方式ではNb₃Al等を候補にした設計と冷却安定の実証実験が必要である。超伝導ジョイントについては実用化が進展中の高温超伝導を用いた実証研究が必要である。いずれも大学、研究機関、産業界が連携して進めることが必須である。

遠隔保守については分解取り出しまでが課題であり、各種方式の評価が必要である。ITER方式を参考にしつつ、各種方式の技術と信頼度の評価を大学と研究機関等が連携して進めることが重要である。

ダイバータ熱流に関しては、放射冷却・デタッチメントによる低減、トロイダル不均一の分散平均化等を大学と研究機関等が共同で進めることが重要である。

ヘリカル方式についての学術研究結果を、トカマク方式の開発研究へフィードバックする仕組みが必要である。

3.1.3 レーザー方式

本報告書は磁場閉じ込め方式の原型炉を対象としたものであるが、レーザー核融

削除: LHD の建設・運転の経験とプラズマ実験結果を積極的に取り入れた設計となっている。

削除: え

書式変更: インデント: ぶら下げインデント: 0.5 字, 左 1 字, 最初の行: -0.5 字

書式変更: インデント: ぶら下げインデント: 1 字, 左 2 字, 最初の行: -1 字

削除: 液体

削除: 保守交換には、ユニットの

削除: 操作

削除: 技術の構築

削除: ○ 低放射化材の高温強度の強化が必要である。

書式変更: インデント: ぶら下げインデント: 1 字, 左 2 字, 最初の行: -1 字

削除: の

削除: の

削除: 不明瞭

書式変更: インデント: ぶら下げインデント: 0.5 字, 左 1 字, 最初の行: -0.5 字

削除: で

削除: お

削除: 5)

削除: おける

合原型炉の概念設計には、レーザー核融合固有の課題と、磁場閉じ込め核融合炉との間で共通性の高い課題があり、後者の共通課題についても留意しておきたい。

① 原型炉開発において磁場閉じ込め方式と共通性の高い課題

- 液体ブランケットでは照射下の低放射化フェライト鋼と液体 LiPb の共存性が課題である。
- 第一壁から蒸発したガスが炉心で衝突した場合の挙動(液体・気体の相変化を伴う)と排気が課題である。
- 統合コードの開発とともに、電子の動きが相対論的になる超高強度レーザー照射下での物理モデルの解明が必要である。

② 課題解決に向けた取り組みと必要な体制

ブランケット開発については、磁場核融合の炉工学研究者との連携を深め、効率よく研究を推進する必要がある。

第一壁については、シミュレーションを中心とした研究と、コード検証の為の模擬実験が必要である。

理論・計算機シミュレーション研究については、各コード間のデータ転送技術の向上、容量の増大、計算速度の高速化等を核融合、計算機科学、天文分野の境界を越えて協力し、実施する必要がある。

3. 2 超伝導コイル用新線材開発

①現状

ITER用線材としてはNb₃Snが用いられる。ITER-TFコイル設計値では、最大経験磁場 11.8 T、定格電流値 68 kA である。ITER用導体のSULTAN装置での導体試験では繰り返し励磁による臨界電流密度(J_c)低下が観測されており、銅比、撚りピッチ、ポイド率の変更、素線 J_c の向上などの対策が進行中である。

原型炉用線材としては改良型 Nb₃Sn、急熱急冷 Nb₃Al、ReBCO テープ線材、B23212 丸線が候補として挙げられている。

原型炉用導体には、13-16 Tの最大経験磁場と100 kA程度の電流値が想定されており、ITER-TFに比べ、導体電磁力も1.6-2.0倍に増大し、J_cの低下も指摘されているため、ITER用のNb₃Sn線材では対応困難とみなされている。

CIC(Cable in Conduit)導体は、核融合装置用に開発された、大電流導体に適した撚り線構造である。導体の種類として、丸線の場合はこのCIC導体か成形撚線、テープ線の場合は積層導体やRoebel導体が現時点での候補となっているが、いずれも新規開発のものになる可能性もある。

日本が開発を先導してきたNb₃Alは、耐ひずみ特性に優れており、高応力下での用途に適していることが期待される。高いJ_cを必要とすることから急熱急冷法による

書式変更: インデント: 左: 3 字, ぶら下げインデント: 1 字, 最初の行: -1 字

削除: 放射線存在

書式変更: インデント: 左: 3 字, ぶら下げインデント: 1 字, 最初の行: -1 字

書式変更: インデント: 左: 0 字, 最初の行: 3.5 字

書式変更: インデント: 左: 3 字, ぶら下げインデント: 0.5 字, 最初の行: -0.5 字

削除: .

削除: 関係

削除: 分野の

削除: お

Nb₃Al への期待が高い。原子力機構と独立行政法人物質・材料研究機構(以下、「物
材機構」という)の共同研究で、急熱急冷 Nb₃Al 縮小 CIC 導体のコイルが試作され、15
T の外部磁場中で、素線性能から予測される臨界電流を達成し十分に高い冷却安定
性を実証した。今後、実規模導体の開発、R&D コイルの性能実証、大量生産能力の
確立が必要である。導体化や巻線には ITER の技術を適用可能である。

高温超伝導(HTS)線材は、高磁場での高 J_c 機械強度、冷却安定性などにおいて潜
在的性能が高い。機械的特性に優れた ReBCO 線材が入手可能となり、大電流導体
の開発研究が本格化している。

HTS 大電流導体として、Bi-2223 テープ線材は、ITER 用(70 kA)を始めとして電流リ
ードに広く採用され、Bi-2212 丸線は、12 T-10 kA の CIC 導体、10 kA 成形撚線が開
発済みだが、機械強度が低いことが課題であることから、ReBCO 線材の技術進展に
伴い、研究が停滞している。ReBCO 線材については、ようやく長尺線材の入手が容易
となり、大電流導体の開発が本格化している。

② 課題

(1) CIC 導体の高磁場化及び高強度化

○ マグネットの高磁場・大型化には、構造材の厚さと強度の増大に加えて、導体
や絶縁材の高強度化も必要である。ITER の TF コイルでは 600 MPa の最大膜応力
に対して 0.2%耐力が 1,000 MPa のステンレス鋼が開発された。ITER の TF コイル重
量の 90%は構造材が占めており、軽量化のためにも高強度材の開発が必要であ
る。

○ 導体の種類に依らない共通課題として、線材の J_c の向上と機械強度の向上、
コイルとしての高強度化が挙げられる。CIC 導体構造は、交流損失が少ない、濡れ
面積が広いため冷却安定性が高い、高強度コンジットに収納されており機械強度が
高いなどの利点を有するが、コンジットとの熱収縮差に起因する残留ひずみによる
J_c 低下、及び、素線同士の交差部の局所的な曲げ応力による J_c 低下を抑制するこ
とが課題である。

○ Nb₃Sn 線材については、ITER マグネットの開発と実機製造を通して大きな進展
があったが、電磁力による素線 J_c 低下を克服するため、CIC 導体構造の改良また
は新型導体の開発が必要である。現存の改良型 Nb₃Sn、新型 Nb₃Sn とされる製
法・構造では冷却安定性・交流損失、コイル冷却構造の研究も必要となる。

Nb₃Al 線材(CIC 導体)は、縮小導体の実証までの段階であり、線材の長尺化と低
コスト化、及び、導体の大電流化が重要課題である。

○ ReBCO 線材では、線材の長尺化、低コスト化、Ag の低減、及び、導体の大電流
化・撚線構造、機械的補強、冷却方式、クエンチ保護、交流損失低減、さらに、コイ
ルの冷却構造と巻線・接続技術などが課題として挙げられる。

(2) 試験装置・評価法

削除: および

削除: および

削除: および

削除: および

○ 既存の大型試験装置は 12-13 T が上限なので、大型高磁場試験設備が必要である。また、電磁力による性能低下を正しく評価する導体試験法の確立が重要課題である。

○ 新たな超伝導材料が出現した場合にその性能評価を適切に行うため、超伝導体内部におけるマイクロな電磁現象やマクロな電磁的性質の理論やシミュレーション、及び方法論を成熟させておく必要がある。

○ さらに、実用化に向けてこれらを量産するための研究、低コスト化の実現が重要である。

削除: および

③ 課題解決に向けた取り組みと必要な体制

(1) 技術的取り組み

原型炉マグネットに向けて特に重要な開発課題は

○ 導体の高磁場化・高 J_c 化

○ 巻線構造・冷却構造・支持構造の高強度化

である。導体開発においては、 Nb_3Sn 導体の機械特性の向上と高性能 Nb_3Al 導体の開発を競合させながら強力に進めつつ、長期的な視点での高温超伝導線材の開発を進めることが肝要である。ITER 建設で開発された技術をさらに発展させる必要があるため、人材育成や技術の伝承・発展に考慮した具体的な開発計画を速やかに策定し、着実に実施していく必要がある。

(2) 研究開発体制

Nb_3Sn 導体がいられる ITER の TF コイル導体の製造に 8 社 (日本から 2 社) が参加し、加速器用マグネットも含め、世界の主要な研究機関や大学が高性能化研究を精力的に推進しているが、技術伝承のため開発計画を速やかに具体化することが肝要である。それにより、大学、研究機関、企業の積極的な参加と国際的な競合・協力が期待できる。

同時に、核融合研究で進展した成果を、医療や産業分野等の核融合分野以外へ展開させ、逆に他分野で発展した技術をフィードバックして応用できるよう、研究・技術・産業の相互交流を円滑にする体制作りが必要である。

急熱急冷 Nb_3Al は物材機構の独自技術である。CIC 導体は原子力機構との共同研究、加速器用マグネットは大学共同利用機関法人高エネルギー加速器研究機構との共同研究によって発展している。現状の線材メーカーは国内 1 社である。導体化とコイル化には ITER の技術を利用できる利点がある。このように、参画している機関が限られているため、複数メーカーが参加できる、全日本規模の開発計画が必要である。

削除: 日立電線

ReBCO 導体には世界 10 社程度 (日本 6 社, 米国 2 社) が性能向上、長尺化、低コスト化を競い合っている。モータなどの電力機器に加え、強磁場マグネットの研究が

進行中である。一方、大電流導体は核融合特有のため、核融合研究の中での開発計画の位置づけと具体的な研究計画の策定が必要である。全日本での取り組みが期待される。

現状の大型導体試験装置は 12 T(CS インサートは 13 T)が最大のため、15 T 級の大型設備が必須である。核融合研や原子力機構の既存設備の増強と整備が必要である。また、電磁力影響を評価する導体試験法の確立も重要である。

3.3 ブランケット開発

① 現状

1) 固体増殖ブランケット開発

筐体として低放射化フェライト鋼 F82H、トリチウム増殖材として Li_2TiO_3 、中性子増倍材として Be を用いた水冷却方式を主案とする提案が、ITER のテストブランケットモジュール(TBM)計画においてなされている。本格的な TBM 設計・解析に着手し、予備安全解析書を提出済みである。

実規模 TBM の筐体モックアップ部材の製作技術を確認し、各種筐体試験に着手している。また、消費される Li を予め想定添加した増殖材、高温安定性に優れた増倍材製造に着手している。

2) 液体ブランケット開発

液体金属である Li、PbLi、及び熔融塩である FLiBe、FLiNaK 等の自己冷却あるいは He 冷却を併用した方式において、連続トリチウム回収等の設計提案及び種々の要素研究が進展している。

核融合研、大学と研究機関等との間の共同研究が進展し、その発展形としての日米協カプロジェクトが実施された後は再び国内研究にシフトした。ITER の TBM としては運転後期に提案を行う可能性について検討している。

腐食等に関する各種材料の共存性、電気絶縁被覆や水素透過抑制被覆、伝熱促進技術、水素回収技術、高温融体運転技術等が着実に進展している。

② 課題

1) 以下に挙げる構成材料基礎データ、標準データの拡充が課題である。

- 原型炉ブランケット開発に向け、材料の規格基準の策定並びに安全及び保守シナリオの検討に必須な増殖・増倍材料及び構造材料の標準データ(加重影響、照射影響、腐食影響、等)
- 高温運転・長寿命化を目指した核融合中性子照射下の挙動評価の基礎となるデータ

2) 以下に挙げる構造健全性の実証が求められる。

- 照射下で熱負荷を受ける運転条件での構造健全性が、交換期間を通じて確実に保たれることの実証
- 第 1 壁厚さに関する冷却、トリチウム増殖比(TBR)及び構造安全性の観点から

削除: 第 10 回 ITER 理事会承認のひな形を用い、TBM 協定締結に向けた準備が開始されている。

書式変更: 下線なし

書式変更: 下線なし

削除: および

削除: l

削除: b

削除: FLinak

削除: および

書式変更: 下線なし

削除: -

削除: には

削除: の

削除: を

削除: 維持

削除: た

削除: および

削除: 非照射、照射下の

削除: ○ 安全及び保守交換に必須な材料腐食や各種劣化の標準データ。

の最適化の設計と実証

- 強磁場環境との各種整合性と変動への応答健全性等の実証
- 全体システム保全の観点から配管流量配分の計測法と制御の実証

3) 以下のトリチウム増殖及び回収の実証が求められる。

- 原型炉全体のトリチウム増殖性能が、持続的な運転条件下で確保されることの実証
- 環境安全及びトリチウム量の確保に不可欠な透過漏洩防止の実証

4) 以下に挙げる合理的な遠隔保守性や高い安全性の確保、規格基準の構築が求められる。

- 運転期間中の健全性の確認、及び故障発生時の対処が可能なシステムの構築
- 安全性を確保し、事象の管理が可能なブランケットシステムの構築
(個別及び複数モジュール毎対処の可能性、ブランケットユニット支持構造と保守交換との整合性確保)
- 核融合炉固有の安全性を基盤とした合理的な規格基準の構築

5) 以下の中性子照射環境での実証が求められる。

- 核変換が競合する効果は腐食などの安全に重要であることから、増殖トリチウムの挙動を含めた、ブランケット特性の総合的実証

6) 先進ブランケット概念に関する以下のような課題の解決が望まれる。

- 原型炉ブランケット開発同様、中性子照射環境による He 効果と高速中性子損傷の研究
- 強磁場、トリチウム・熱の分離回収、成分調整管理、固液界面制御管理等は液体固有であり、循環系では常に過渡状態であるため平衡論で記述できないこと
- 稼働率と遠隔保守に関する液体ブランケットの長所を充分に実現するための運転システムの構築

③ 課題解決に向けた取り組みと必要な体制

1) 研究開発戦略としては、ITER-TBM 計画と補完する DEMO ブランケット開発の2本立てで進める必要がある。

ITER-TBM 計画では、固体増殖・水冷却方式の ITER-TBM の開発・製作を具体化し、関連試験*1を着実に進め、ITER への装着と補機設備の整備も滞りなく実施する。トカマク環境下での技術統合と総合的機能確認を目指すとともに、小規模でも発電機能の実証を目指す。

DEMO ブランケット開発では、中性子負荷、熱負荷、トリチウム増殖比に係るブランケット構造内での核反応確認試験*2を実施し、遠隔保守、PIE、廃棄物処理など総合的な RI 取扱技術*3を検証する。特に液体ブランケットについては、固有の各課題について、単独あるいは複合した流動装置によるデータベースの構築及び運転

削除: および

削除: および

削除: 以下のような

削除: の構築

書式変更: インデント: 左 2 字, 最初の行: 0 字

削除: が課題

削除: であることから、これらを単独あるいは複合した流動装置によるデータベースの構築と運転実証研究

削除: が課題

削除: であることから、そのための各種事故事象の実験と解析の推進

書式変更: 下線なし

実証研究、並びに各種事故事象の実験的及び解析的検討を実施する。

*¹ITER の安全審査に必要な、TBM の構造健全データ確認試験、プロトタイプ性能試験、TBM の安全性確認試験、TBM 補機システムの開発、実機受け入れ試験、漏水時の Be-水反応などの異常事象を想定した影響試験も実施する。

*²大強度中性子源による、核融合炉内機器の核的な特性評価を行い、体積発熱(数 W/cc)、重照射下における He 効果、トリチウム生産量評価(TBR 検証と計量管理)の高度化など、原型炉核工学データベースを構築する。

*³ITER で照射した TBM の受入、照射後試験、保管を行い、TBM 試験のデータを完備すると共に、原型炉大型放射化構造物の解体処理技術(再使用・再利用・減容などの廃棄物低減と安全閉じ込め技術など)を高度化する。また、ブランケット交換保守概念の根幹である、セクター規模の大型構造物の製作性、一括交換方式による着脱性とホットセルへの輸送性、セル内での遠隔保守技術の開発と実証、総合的な保守時の安全性確保概念の検証を行う。

- 2) 上記の研究開発戦略の実施においては、既存施設を有効活用し、拡充することが有効である。その推進には、大学・研究機関・産業界の相互連携が不可欠である。そのため大学、研究機関の特長を生かした研究設備の強化が望まれる。

3) 検証・妥当性確認と人材育成

各種の熱機械・化学実証実験、伝熱流動実験、事故事象実験等の評価及び設計計算コードの検証と妥当性確認(V&V)を早期かつ継続的に行うため、当初から国産の世界標準の確立を視野に入れて進めることが肝要であり、そのため体制として、大学等の学術基盤の育成と強化が重要である。

積極的に先進概念を取り入れる魅力有る開発戦略を推進することによって、国内の若手人材育成を強力に推進することが必須である。

3.4 ダイバータ開発

① 現状

原型炉ダイバータ構造としては、ITER ダイバータの技術的な延長となる固体壁水冷却ダイバータ構造を主案とした設計検討がなされている。また、プラズマ対向材料については、高融点・高熱伝導率が必要であり、タングステン(合金、複合材含む)と、炭素繊維複合材(CFC 材)が候補材料である。

構造材については、中性子照射による脆化等により銅合金が使えないため、F82H等の低放射化フェライト鋼が候補材料となっている。

CFC 材は、プラズマ照射時の損耗、トリチウム蓄積、中性子照射による材料特性の劣化や寸法変化が懸念される。一方、タングステン材については、炉心プラズマへ混入した場合の影響や、中性子照射による脆化や元素変換が懸念される。原型炉のダイバータについては、熱負荷制御の観点から、プラズマ制御法や装置設計について、シミュレーションを用いて設計が進行中である。原型炉では ITER 標準運転と比較して、

削除: (He/dpa=>10, >10MeV 中性子, >20dpa
(要修正))

削除: (2号機以降)

削除: 核融合フロンティア計画などの「炉工学
試験装置」の整備が

削除: 有用

さらに大きな放射損失、広範囲の非接触状態運転が必要である。原型炉の熱設計において、タングステンと F82H 鋼を組み合わせる場合、許容可能な最大熱負荷は 10MW/m² 以下となる見通しである。

② 課題

- CFC 材については、照射影響(特に寸法変化)が少ない材料の開発と、プラズマ照射損耗やトリチウム蓄積量制御法の開発が必要である。
- タングステンについては、原型炉重照射条件下での、中性子照射影響の理解と、それに基づく照射脆化の少ない材料開発が必要である。
- 原型炉では、ITER に比べて低熱伝導性の材料(タングステンと F82H 鋼)を採用しつつ、ダイバータに定期的に入射する熱を除去する熱設計を成立させる必要がある。
- 熱負荷制御、ヘリウム排気性能、及びコアプラズマから周辺プラズマまでを含んだ矛盾のないプラズマ立上げ・維持シナリオの策定が必要である。
- ダイバータ機器の損耗・脆化・保守と矛盾のない周辺プラズマ運転シナリオの策定が必要である。

③ 課題解決に向けた取り組みと必要な体制

原型炉のダイバータプラズマ設計はシミュレーションが中心となる。したがって炉心プラズマからダイバータ機器までを含む統合コードを開発が必要である。

基礎過程解明や、周辺プラズマモデル高度化のための実験室プラズマ実験が重要である。また、熱負荷制御とヘリウム排気を実証するためには、磁場閉じ込め装置が不可欠であり、原型炉を視野に入れた場合は、LHD、JT-60SA、ITER での実験研究が重要である。

原型炉用ダイバータ冷却材として、1)水冷却、2)ガス冷却、3)液体金属冷却のオプションがある。現状では ITER ダイバータの延長上にある水冷却方式の研究開発が主体であるが、冷却材の最終的な選定には、原型炉全体での経済性や安全性、並びにダイバータへの入射熱負荷に関する検討がなされた上での判断が必要である。その結果として、「1)水冷却」以外のオプションの選択が必要な場合には、ITER ダイバータの技術的な延長を逸脱することになるため、速やかに基礎的・工学的な研究開発を実施する体制を構築する必要がある。

遠隔保守については、ブランケット保守概念との整合を取ってセクター保守方式を検討している。

プラズマ対向材料の中性子照射効果を研究する国際協力プログラムが始動し始めており、国内においてもこの分野の研究を促進するための研究環境整備が重要である。このため、研究機関、大学及び産業界が連携して研究を進められる枠組みの構築が必要である。

削除: 遠隔保守については、線量率の高い DEMO 炉では炉内での高度な遠隔保守は困難であるため、セクター保守方式を検討している。

削除: および

3.5 加熱・電流駆動システム開発

① 現状

原型炉における加熱機器の役割は、プラズマ点火、電流駆動、プラズマ燃焼制御であり、100MWを超える大電力機器の1年を超える連続運転、高効率運転ならびに高信頼性運転が、中性子照射環境下で求められている。

原型炉では、設計・シナリオに強く依存するが、中性粒子入射加熱装置(NBI)の仕様として、1-2MeVの入射エネルギー、100MW以上の入射電力が想定されている。電子サイクロトロン共鳴加熱装置(ECH)の仕様としては、170-220GHzの周波数可変ジャイロトロン、100MW程度の入射電力が想定されている。

現在、NBIでは1MeV-33MW-3600s、ECHでは170GHz-20MW-3600sのITER仕様の達成に向けた開発が進められている。

② 課題

○ 原型炉における加熱・電流駆動機器に共通した課題として、電流駆動・制御のために信頼性の高い1年以上の連続運転が必要であることから、(1)長寿命連続運転、(2)還流電力の低減のため60-70%の高システム効率、(3)中性子照射環境下での機器の寿命と信頼性の向上の3点が挙げられる。

○ 個別課題としてNBIでは、長寿命でメンテナンスフリーなRF負イオン源の開発、1-2MeVの高エネルギービーム加速、1年以上の長寿命連続運転、光中性化セルの開発による高効率ビーム中性化、中性子照射環境下での機器の寿命と信頼性の向上等が挙げられる。

○ ECHでは、高周波数(170-220GHz)・周波数高速可変ジャイロトロンの開発、ジャイロトロンの1年以上の連続運転での高信頼性・長寿命化及び高効率化(70%以上)、ランチャーシステムの耐高中性子負荷・耐高熱負荷に向けたミラーレス導波管入射型ランチャーシステムの開発等が挙げられる。

○ NBIでは、入射ポートからイオン源及びビームライン機器が中性子に直接照射されるため、中性子照射環境下における運転性能の劣化について検討する必要がある。また、ECHも含めて、遠隔保守の方法の確立を行う必要がある。

③ 課題解決に向けた取り組みと必要な体制

ITER建設へ向けて開発される技術の多くは、原型炉の加熱・電流駆動機器へ外挿することができ、大学も含めた既存設備を活用したITER技術開発の実施を通じて、国内における工学的・技術的基盤を維持・確立することが可能である。

NBIでは、RF負イオン源開発及び高エネルギービーム加速の課題はITER技術の延長線上にあるが、光中性化セルの開発は新たな技術開発が必要であり、国内の既存設備を活用・強化して、早急に要素技術開発を開始させる必要がある。

ECHでは、ジャイロトロン開発及びランチャー・伝送系開発はITER技術の延長線上

削除: および

削除: および

削除: および

削除: および

にあり、既存設備を活用した開発が既に開始されている。

ITER に関わる技術課題が解決される ITER 建設終了までには、原型炉開発課題に取り組むために、原子力機構、核融合研、大学等が共同してプロジェクトを立ち上げ、中核となる開発試験設備を建設して開発を実施することが必要であり、また、それにより若手の人材育成を図ることができる。

連続運転・高効率運転に伴う開発項目のハードルが高いため、NBI では長寿命連続運転や光中性化方式の実証が、ECH では長寿命連続ジャイロトロンやミラーレス・ランチャーシステムの実証が、実機規模で実施できる試験設備が必要である。

中性子照射環境下における機器の性能劣化、寿命等については、ITER の運転で検証することになるが、小型の素子、材料等については、中性子照射材料試験等を活用する必要がある。

3.6 理論・シミュレーション

① 現状

原型炉概念の構築と設計作業に向けて理論・計算機シミュレーション研究が目指す炉設計統合コード開発には、実験データによって十分に検証された核燃焼プラズマ統合解析と、核融合炉構成要素を総合的に記述する炉工学統合解析が必要となる。核燃焼プラズマ統合解析に向けた車の両輪となるのは、第一原理的に大規模計算によって乱流現象、MHD 現象、高速粒子のような非線形物理現象を解明しようとする多階層連結シミュレーションと、多様な現象を簡約化された物理モデルによって記述し、それらの相互作用を自己無撞着に取り扱うことによって炉心プラズマ全体を全放電時間にわたって記述しようとする多要素統合シミュレーションである。

核融合プラズマの閉じ込め性能を支配する乱流輸送現象や運転領域を制限する非線形 MHD 現象の多階層連結シミュレーションは、非常に高い空間時間解像度を必要とすることから、大規模な計算資源を必要とする。平成24年4月から通常運用を開始した BA-IFERC-CSC の Helios や、平成24年10月に増強された核融合研のプラズマシミュレータは、これらの大規模シミュレーションに必要な計算資源を供給し、非線形物理現象の解明に大きく貢献している。また、一部の超大規模シミュレーションはさらに大型の京コンピュータを利用して研究が進められている。

核燃焼プラズマ統合解析に向けて、大学、核融合研、原子力機構等の研究協力として、核燃焼プラズマ統合コード構想(Burning Plasma Simulation Initiative: BPSI)が2002年から進められてきた。主な活動は、多要素統合シミュレーションである炉心プラズマ統合コードに向けたコード間連携の枠組み開発、階層連結型物理モデルの検討、新しい計算科学技術の導入であり、日米協力、日韓協力、国際トカマク物理活動(ITPA)等を通して国際協力も推進してきた。その活動の一環として炉心プラズマ統合コード TOPICS-IB(原子力機構)、TASK(京大)、TASK3D(核融合研、京大)の開発が行われており、それらの連携を図るための標準データインターフェース(BPSD)の開発

やモジュールの相互利用の実践が進められている。

同様な活動として、欧州では欧州核融合開発協定(EFDA)のサポートの下、ITM-TF (Integrated Tokamak Modelling Task Force)が組織的な統合コード開発を進めており、コード連携のためのフレームワーク開発、既存の実験データに基づく物理モデル検証、ITER の予測シミュレーション等を行なっている。また、計算科学分野との協力により、大規模シミュレーションコードの開発・整備を行う EUFORIA (EU Fusion for ITER Application)も成果を上げている。一方米国では大規模シミュレーション開発として SciDAC (Scientific Discovery through Advanced Computing)が強力に推進されているが、統合シミュレーションコード開発を目指す FSP (Fusion Simulation Project)はまだ認められていない。ITER 機構においては、ITER プラズマの予測・制御・解析に向けて統合モデリング解析コード群 IMAS (Integrated Modelling Analysis Suite)の構築を目指しており、ITER 参加極から提供されるコードを組み合わせるためのインフラストラクチャを中心に概念設計が進められている。

核融合炉構成要素を記述する炉工学シミュレーションとして、中性子解析、熱流動解析、トリチウム輸送解析、電磁力解析が進められており、それらを統合したブランケット統合解析が検討されている。また、第一壁やダイバータ、構造材等に最適な炉材料、及び先進的超伝導材料の開発を目指して、マイクロからマクロにわたる多階層炉材料シミュレーションも進められている。

現在の炉設計研究においては、計算の高速化を図るため、空間分布を仮定し、少数のパラメータで記述される簡単な炉心プラズマモデルを用いられており、より現実的な、自己無撞着なプラズマ空間分布を求めるシステムコードの開発が進められている。

② 課題

- 炉心プラズマの運転を制約する輸送障壁、密度限界、圧力限界等の物理機構解明
- 国際競争力があり、信頼性の高い炉心プラズマ統合コードの開発と実験による予測能力の検証
- 炉心プラズマの空間分布と時間発展を取り入れた炉設計システムコードの開発
- ブランケット統合解析や炉材料解析を含む炉工学統合コードの開発
- 原型炉の計測・制御システム設計に利用する炉システム統合シミュレータの開発

③ 課題解決に向けた取り組みと必要な体制

輸送障壁、密度限界、圧力限界等の現象は、多くの物理過程が複雑に相互作用をしつつ関与しており、その解明には実験研究と大規模シミュレーション研究、統合モデリング研究の密接な連携が必要である。国際トカマク物理活動(ITPA)等を通して国際共同研究を進めると共に、重要な物理課題に対して研究資源を集中するタスクフォー

削除: および

書式変更: インデント: ぶら下げインデント: 1 字, 左 2 字, 最初の行: -1 字

ス的な研究の進め方を検討する必要がある。

ITER 標準と互換性のある統合コードインフラストラクチャを確立し、国内の炉心プラズマモデリングコードの相互連携の実現を目指すとともに、各コードの物理モデルの妥当性を既存の実験データとの比較や大規模シミュレーションデータとの比較によって検証することが必要である。また、ITER においてより優れた実験提案を行うためには、IMAS に含まれる基本的なコンポーネントに比べてより先進的なコンポーネントを独自開発し、国内統合コードの国際競争力を高める必要がある。そのため、炉心プラズマ統合コードの主要コンポーネントである平衡、輸送、安定性、加熱、周辺等それぞれについて継続的な研究グループが形成され、系統的なコード開発を行うことが必要である。

定常状態だけではなく時間発展を含めた炉心プラズマシミュレーションにより、より現実的であり、かつ運転シナリオの最適化を含めた炉設計作業が可能になる。炉心プラズマ統合コードグループと炉設計コードグループの密接な連携が必要である。

個々の炉工学要素シミュレーションを連携させ、ブランケット統合コードにまとめていくとともに、核融合炉材料に特化した炉材料シミュレーションコードの開発を含め、継続的な炉工学統合コード研究グループが必要である。

炉心プラズマ統合コードグループ、炉工学統合コードグループ、炉設計コードグループが、最終的に炉システム統合シミュレータ開発にまとまっていくことが期待される。

これらの課題を解決するためには、多くの研究者が連携して研究を進め、大規模な計算資源を有効に利用することが必要となる。BA-IFERC-CSC 終了後もオールジャパンで ITER の解析、物理モデルの検証、原型炉の設計に関連するシミュレーション研究を推進するためには、大規模高性能計算機システムを運用し、必要な計算コードの開発、高性能化、利便性向上を図るための研究を行うとともに人材育成を図る核融合原型炉シミュレーションセンターの設置が必要である。その一方で、新しい着想を発展させ、若い人材を育成する大学での研究を一定水準確保することも重要である。

3.7 炉心プラズマ研究

① 現状

ITER に関しては、燃焼プラズマ(エネルギー増倍率 $Q=10$)の長時間維持の実現と $Q=5$ の定常維持達成を主目的として、2020 年後半のファートプラズマ及び 2027 年の DT 燃焼実験に向けて機器製作及びサイト整備が進んでいる。

JT-60SA に関しては、臨界条件級プラズマの長時間維持で ITER を支援すること、及び ITER では実現困難な高ベータ定常プラズマの実現と長時間維持で原型炉開発に貢献することを主目的として、2019 年 3 月のファートプラズマに向けて、日欧の機器製作が順調に進展し、H25 年 1 月から本体の組み立てが開始される。また、JT-60SA の共同研究計画を日欧共著者数 332 名(11 カ国 38 研究機関)で H23 年 12 月に取り纏めた。欧州は装置寿命に亘る参加を希望し、JT-60SA の共同利用の枠組みに関

削除: 4

削除: 2

削除: を

削除: す

する日欧協議が進行中である。

LHD は、定常・安定性に優れたヘリカル方式により、核融合炉を見通せる高温高密度プラズマの学理を体系的に獲得し、定常核融合炉実現に必要な物理的・工学的課題を解明することを目的としている。高い信頼性を持った超伝導コイルシステムを用いて、実験開始以来 15 年間で 11 万回以上のプラズマ放電を、国内外から 600 名以上の研究者が参加する共同研究の機会に供してきている。この間、プラズマ性能を着実に進展させ、8,000 万度のイオン温度、5.1%のベータ値、500kW-54 分の定常運転を達成してきている。

② 課題

○トカマク型原型炉のプラズマ設計の確定

原型炉プラズマの設計は、燃焼プラズマ(ITER)と高ベータ高自発電流割合プラズマ(JT-60SA)、及び両者のプラズマの振る舞いを統合して理解して原型炉の予測を可能とするモデリングの3者の成果を有機的に複合してはじめて確定する。特に重要な課題は、このような燃焼・高ベータ・高自発電流割合プラズマにおいて、ダイバータ熱流束の低減を含む高い総合的性能を達成し、そして、ディスラプション回避・緩和を含む現実的(原型炉を炉として成立させ得る少数の制御機器・計測機器の選択)かつ信頼性のある制御手法と制御ロジックを確立することである。

○定常運転プラズマの高性能化

将来の発電には定常運転が必須であり、ヘリカル方式の LHD とトカマク方式の JT-60SA を用いた研究によって高性能プラズマの定常運転に関する課題解決を図る。本質的に定常運転性能が備わっているヘリカル方式では、点火を見通すことのできるプラズマの高性能化が LHD における課題である。トカマク方式では、プラズマ定常維持のための高効率プラズマ電流駆動と高密度運転の両立が課題である。また、両方式共通の課題として、高性能高圧カプラズマと低第一壁熱負荷を両立し得る定常運転手法を、3次元磁場構造制御や先進的な粒子制御等を用いて解決することが必要である。

原型炉は、炉心プラズマ技術及び炉工学技術が高度に複合したシステムである。その実現のための主要課題は、高熱流束ダイバータ試験、プラズマ材料相互作用試験、ブランケット・プラズマ整合試験、プラズマ制御機器試験等である。

③ 課題解決に向けた取り組みと必要な体制

1)トカマク型原型炉のプラズマ設計の高度化

上述のように、ITER、JT-60SA、理論モデリングを複合した有機的な取り組みが必要である。その際、ITER と JT-60SA を両輪として高い効率性と日本の主導性を実現する総合的な研究計画が不可欠である。JT-60SA の研究計画では、ITER 実施計画を効率的に進めるため、ITER の各運転期に必要なデータ・制御技術等の獲

削除: 確定

削除: する

削除: 費用対効果

削除: タイムな

得を先行して行うこととし、また、JT-60SAでは、大学等からの知見や挑戦的提案を実験で試みる機動性を確保することによって、ITERや原型炉への応用までのリードタイムの短縮を図る。原型炉のダイバータ熱負荷低減のためにダイバータ部の磁場配位を大きく改良する必要が生じた場合の試験を可能とするためには、諸外国の中型トカマク装置との協力も重要である。

2) 定常プラズマの高性能化と環状プラズマの学術的体系化

LHDにおいて高性能粒子排気、加熱機器増強等を行い、重水素実験により、核融合を見通せる1億2千万度のプラズマの実現により核融合条件に近い高性能定常プラズマの研究を推進する。そして、閉じ込め物理の質量依存性を明らかにして核燃焼実験を十分な確度で予測できるモデルを構築するなど、環状プラズマの学術的体系化をJT-60SAや各大学の装置と共同しつつ推進し、ITER及び原型炉の課題解決へ貢献する。

3) 炉心プラズマ研究と核融合工学研究の複合

多くはITERを用いて高中性子環境下で行うべきものであるが、新しい概念、構造、材料等をITERで試験する以前に、機動性の高いJT-60SAやLHDを用いて行うことが肝要である。特に、LHDは2019年まで日本における唯一の大型実験装置であることから、原型炉工学設計活動に向けたLHDの役割は重要である。また、原型炉開発に向けてITERでは行うことが装置制約上困難な試験をこれらの装置を用いて実施することが重要である。

4) 体制の構築と人材の育成

ITERのためのITPA及びJT-60SA研究計画策定における核融合エネルギーフォーラムの活動や、LHDが推進している全国の大学等との共同研究・国際共同研究をさらに発展・関連させ、国内研究コミュニティがチームとして国際的な炉心プラズマ研究開発で主導性を発揮することが大切である。その際、わが国が国際共同事業に主導的に貢献するため、JT-60SAの実験体制(国内研究者200-300名、欧州等外国研究者200-250名が参加)がITERの実験体制の良い参照事例となるよう体制の構築を進めると同時に、ITERやJT-60SAの実験に大学等研究者の常駐/長期滞在を可能にする人事・運営制度が必要である。また、ITERやJT-60SAの実験を担う世代の研究者の人員不足が極めて深刻であるため、長期的視点での継続的な人材確保を行う必要がある。その観点からも、LHDや各大学の装置を活用した大学院教育を通じた人材の育成と供給は重要である。

3.8 核融合燃料システム開発(と環境安全性評価)

① 現状

1) トリチウム

日米協力(TSTA)で開発した燃料循環技術をはじめ、トリチウム工学技術の多くの分野でわが国は世界最先端にある。トリチウム燃料循環系と安全系については、

削除: 大学等からの知見や挑戦的提案を

削除: 試験し

削除: 適用する機動性を確保している

削除: 一方、

削除: には、そ

削除: が

削除: な

削除: が

削除: と

削除: および

ITER の建設によって蓄積される技術を取得することができる。ブランケットトリチウム回収系については、TBM の技術開発の中に含まれている。動力炉ブランケット技術、トリチウム課題の一部は BA 活動で研究されている。現在、安全管理技術、環境保全技術、計量管理に課題が残っている。

また、原型炉を含む動力炉の開発に向けてのトリチウム工学技術は十分ではない。例えば、トリチウム含有熱媒体を用いたエネルギー利用は重要課題である。

核融合施設でのトリチウム使用経験は、未だ乏しく、高温、高圧、大量の高濃度のトリチウム含有熱媒体の利用、熱交換器、蒸気発生器を含め、これら動力系の技術は ITER 計画でも、他の装置や産業技術でも未だ確立される見通しは立っていない。

初期装荷トリチウムは入手の見込みが確実でない限り原型炉計画そのものが存在できない現時点では、ITER 計画以降、公式供給源が存在しないことから、重水素運転から起動できるシナリオが検討・提案されている。

トリチウムをブランケットで製造するためにはリチウム6の確保が必要であるが、現状で同位体分離・濃縮プロセス自体は、有機イオン交換、無機イオン交換、電解透析など候補はあるが、グラムレベル以下の製造能力に留まっている。

2) 安全環境技術

核融合の安全確保の考え方は、基本的には、原子炉等の既存の原子力施設の安全確保の方法論に準拠する。一方、トリチウムに関しては、通常時放出があること、能動的トリチウム放出管理が不可欠であること、事故対応目的の設備は通常運転対応目的の設備の範囲にあることなど、違いが大きく、必ずしも現状の方法論に依存することになじまない。

② 課題

- ITER の TBM 開発や、BA 活動でカバーされないトリチウム工学の課題は、動力炉技術(トリチウム含有熱媒体の取り扱い)、計量管理、初期装荷トリチウムの確保である。さらに、これらを扱う大型技術の開発が課題である。
- 廃液処理、固体廃棄物からのトリチウム除去技術は ITER 計画で獲得される技術では不十分である。
- ブランケット系でのトリチウム透過は、材料や冷却材の選択にも依存するが、透過防止膜が必要であると同時に、冷却系に大きな影響がある。
- トリチウムの取り扱いを含む安全課題はブランケット及びダイバータの研究開発課題と整合性のとれた解決を計画的に図る必要がある。
- リチウム6について100トンレベル製造能力の確証が原型炉の実現に向けて必須である。これは機微技術で、外国からの導入やリチウム6自体の大量の輸入が期待できず、完全な国産化が必要である。リチウム6濃縮技術は、プロセス選択とプラントを見通せるスケールアップのための技術開発が必要である。

削除: 確立された

削除: ITER の実験運転への参加により得ることができる。

削除: 一方

書式変更: インデント: 左: 2 字, ぶら下げインデント: 0.5 字, 最初の行: -0.5 字

書式変更: インデント: ぶら下げインデント: 1 字, 左: 2 字, 最初の行: -1 字

書式変更: インデント: 左: 2 字, ぶら下げインデント: 0.5 字, 最初の行: -0.5 字

削除: 、

削除: 核融合実機に準じた環境、ニュークリア環境で

書式変更: 下線なし

削除: の

削除: 計画、原型炉設計、材料開発と密接とに關係する。

書式変更: インデント: 左: 1.98 字, ぶら下げインデント: 0.7 字, 最初の行: -0.7 字

○ 通常時運転に伴うトリチウム放出の環境挙動に関連した環境トリチウム挙動、生態系影響、安全管理、社会的受容はわが国固有の条件に合わせた研究の必要な課題である。ITERの経験からは移植できないものがある。核融合の特徴に合わせた安全工学、運転安全性・環境保全性の実証、社会的受容性の確保は重要な課題である。

書式変更：インデント：左：2字、ぶら下げインデント：1字、最初の行：-1字

○ エネルギー経済とそれを踏まえた導入シナリオの検討が安全性、環境適合性に与える影響を考慮することが必要である。

削除：応

③ 課題解決に向けた取り組みと必要な体制

1) トリチウム

ITER 計画や BA 活動以外に、トリチウム技術開発には新たな大型施設が必要である。ブランケットやダイバータのDT環境試験施設があれば計量管理技術開発装置なども併設可能である。廃棄物処理などの技術については大型技術を開発し、運転を検証するまでの体制構築が必要である。

初期装荷トリチウムについては製造プロセスを検討するとともに、重水素運転で製造するシナリオの検討と開発が必要である。

JT-60SA などの重水素(DD)核融合施設でもある程度のトリチウム経験の蓄積は可能であるため、重水素・三重水素(DT)を意識した運転、計量管理や運営体制を構築することが必要である。

削除：3

2) リチウム6

製造プロセスを選定し、スケールアップに向けた研究開発に至急着手する必要がある。大規模な資源量を扱う電池用リチウム資源確保戦略に付随して同位体分離プロセスを組み込むような計画の策定が重要となる。

3) 環境、安全課題

まず、福島原発事故以降の状況を踏まえたわが国の核融合炉の安全概念の確立が必要である。これには原子力分野の専門家や規制当局と連携した検討体制が重要。安全ロジックが社会に理解、受容されなければ核融合をわが国で導入できない。

削除：研究開発の見直し

環境・安全課題は原子力や放射線生物、環境等多分野の研究者との連携が不可欠。特に、地道な環境放射線影響の評価研究活動への幅広い支援が重要である。

環境生物影響研究の成果に基づく放射線に対する社会の理解を長期間かけて醸成、構築することが求められる。トリチウムを取り扱うBA活動施設や他の核融合施設で運営実績を積むと同時に、施設の立地地域との信頼関係を築き、核融合エネルギーが受け入れられる社会的な下地を作る必要がある。このため、通常時放出が環境中で検出可能なこととその影響について、社会の理解を得るための研究体制の確立と長期の実績を積み重ねることが重要である。

以上の課題に対応するための人材育成が重要である。特に、ITER でのトリチウム取扱い経験をわが国に持ち帰る若手技術者、研究者が必要である。

3.9 核融合炉材料開発

① 現状

第一候補材の炉材料とみなされている低放射化フェライト鋼の研究開発については、原子力機構が中核となり、世界で最も豊富なデータベースを有する F82H の開発を日米協力照射研究及びBA活動を軸として進めている。大学はBA活動中の共同研究等を介して広範な基礎工学研究において貢献している。

先進材料(バナジウム合金、SiC/SiC 複合材など)は大学が中心となって照射損傷基礎過程から製造技術まで幅広い研究開発を進めている。特に近年には製造技術、部材製作技術における飛躍的進展がみられた。これらの研究は、核融合炉の一層の高度化、第一候補材へのバックアップという観点から今後も必要である。

ITER 建設が開始され、原型炉建設が具体的目標となりつつある。これにあわせて材料開発は、素材開発段階から、設計に対応した構造材料開発段階(材料規格化を目指した開発)に移行しつつある。

21 世紀中葉にエネルギー源としての見通しを得るためには、2030 年代からの原型炉建設開始が必要であり、2020 年代初頭からの原型炉の詳細工学設計活動開始がそのための要件となるが、一方で、核融合実環境照射データ取得の要として期待される国際核融合中性子照射施設(IFMIF)は工学設計実証段階にあり、実稼働は最速でも 2020 年代後半と見込まれている状況にある。

② 課題

○材料規格を定めるためには、材料特性評価と劣化機構の理解に加えて、材料への要求仕様を定義する基となる核融合炉における安全性確保の基本方針と、それに対応した構造設計基準が必要である。しかし現状で材料に対する設計要求を明確に定義することができていない。

○初期の原型炉工学設計活動に必要な核融合中性子照射データを獲得するため、IFMIF の早期実現だけに頼るのではない、代替案や複合的な取り組み案を検討し、取り組む必要がある。

○照射データ取得の前提となっている微小試験法について、その材料試験法の規格基準が確立されていない。

○ IFMIF の稼働は最速でも 2020 年代後半と見込まれている状況から、原型炉開発、そして構造材料の開発には、メーカーの長期にわたる積極的参画が不可欠である。そのため、核融合について、国によりエネルギー源としての開発方針が早い段階で示されることにより、メーカーの積極的参加を促すことが望まれる。人材育成の観点においても、若手の核融合分野(核融合材料開発分野)への挑戦意欲を高める努力が期待

削除: 平成 12 年の核融合会議報告に添って、

削除: (

削除:)

削除: および

削除: 目標達成にむけた

削除: に

削除: 加

削除: しかし、

削除: の

削除: 明確な

削除: 姿勢

削除: ていない現状では

削除: はその態勢をとることが出来ない

削除: 上記の状況を反映して、

削除: (専攻としての選択)

される。

削除: 減少方向にある

③ 課題解決に向けた取り組みと必要な体制

1) 核融合炉の安全性確保の基本方針と構造設計基準の策定、及び材料に対する設計要求の明確化について

削除: および

本課題は核融合材料開発全体のボトルネックである。ただし現有の原子炉技術を参照することができないので日本として世界に先んじて独自に取り組む必要がある。

議論は、ITER 誘致活動時に国内で議論が進められた ITER 安全基準をベースとすべきである。BA 活動において欧州との議論が進められており、この活動をオールジャパンとしての体制で取り組む事が基本と考えられる。ただし ASME との連携の可能性も考慮すべきであろう。

一方、材料開発は、非常に長いタイムスパンを要するものであり、上記活動の結論を待つことなく、材料に対する設計要求を現状での設計検討に基づいて定義し、重要度に応じて対応を進めるべきである。安全性確保方針、規格基準及び設計の進展に対しては、設計要求変更を精査して随時修正を図りつつ開発を進めるべきである。

削除: および

2) 材料照射データベース整備と核融合中性子照射データ取得について

2020 年代初頭から詳細工学設計活動を本格的に開始するためには、それまでに取得可能と見込める照射データに基づく設計活動が定義される必要がある。これまでの知見では、たとえば低放射化フェライト鋼では、核融合中性子特有の照射効果はある程度の核変換生成 He 量(500~700appm)を超えた条件(発現臨界条件)で影響が出てくることが示唆されている。よって、初期工学設計は、発現臨界条件までの範囲で、核分裂炉・核破砕中性子源照射データ等に基づき実施することが可能と推測される。

この発現臨界条件策定に向けた研究活動は、模擬照射実験及びモデリング研究を基軸として BA 活動で進められており、大学の広範な基礎研究も寄与するものである。一方、この戦略は豊富な中性子照射データが取得されることが前提となっていることから、現在進められている国際協力による照射研究の一層の充実に加え、常陽を利用した国内重照射研究体制の整備が重要と考えられる。

削除: む

削除: および

IFMIF の早期実現は、工学設計用実環境照射データ取得の観点で強く望まれるものであるが、IFMIF の初期運転は発現臨界条件の実証としても重要である。IFMIF の開発体制は EVEDA 活動が BA 活動で実施されるため、主として日欧により検討されている状況である。IFMIF 建設とそれに係わる諸活動を開始するためには、国際的な推進母体のあり方を明確にし、検討組織の強化を進める必要がある。既存体制として IEA に国際的な組織が作られているが、日欧以外の活動が不活化してお

削除: 限定されてい

り、今後連携を深める必要がある。

初期工学設計範囲内においても、より核融合環境に近い照射データの早期取得が安全確保上、設計要求上必須と考える場合、IFMIF に先行する照射手段の確保が急務となる。至近では、BA 活動で整備される加速器等を拡張利用した中性子照射施設がオプションとして考えられるが、その実現にはオールジャパンの検討組織の立ち上げが急務である。

3) 微小試験法規格基準の確立

現在取得が進んでいる中性子照射データ及び IFMIF による材料照射データを設計用データとして整備するためには、微小試験法規格基準の確立が必要であり、これに向けての整備方針の確定を急ぐ必要がある。材料試験の規格基準を確立するための活動組織・体制の確立が急務である。学協会等での規格の審議を行うための検討をすぐに始める必要がある他、国際協カプログラムの充実を図る必要がある。

3. 10 核融合炉の安全性と安全研究

削除: について

3. 11 稼働率と保守

4章 課題解決への取り組みを支える環境整備

4.1 共同利用・共同研究

課題解決の取り組みとして、既存の枠組みで整備された設備を十分に活用すべきであるとともに、今後整備される予定の設備の活用についても国内の産学官の研究者、技術者にとって利用しやすい枠組みの構築が必要である。

BA活動で整備されている設備は、原型炉開発に向けて優位な設備群であることから、我が国の研究者は大いに活用する必要がある。スーパーコンピュータなど高度な設備を、斬新な発想を持つ若手研究者が積極的に活用するよう促すべきである。また、現在建設中の JT-60SA の共同利用の枠組みについては、その利用の開始までに国際的なコミュニティの意見をもとに企画・構築をしていく必要がある。

(学術研究の取り組みについても記述)

4.2 分野やセクターを越えた課題解決志向ネットワーク形成

我が国の核融合研究開発が世界トップレベルを維持し、原型炉開発のための確固たる技術基盤を構築するためには、核融合に関連する広範な学術・技術の重厚な知的ストックの効果的活用、諸分野の研究活動との有機的な融合を積極的に進めることが必要である。このためには、未開発の可能性にチャレンジする独創的研究や、成果を他分野へ転換する重層的な学際的研究を、原型炉開発に向けた取り組みと統合する、言い換えれば、課題解決を志向し、かつ開放性をもった新たなネットワークを核融合コミュニティの中に形成していくことが求められる。

今後、このようなネットワークを形成し、機能させていくためには、多くの優れた人材を多様な分野から糾合する必要があることから、境界領域を一層幅広くし、他分野との連携や融合による機動的な人材確保を行うことが必要である。また、このネットワークは大型プロジェクトを中心として活動を展開するものであるが、そのようなプロジェクトに関わる研究者・技術者一人一人が大規模な公的投資に伴う責任を自覚し、投資効果を最大のものとするよう十分に連携をはかることが不可欠である。

ITER 計画、BA 活動、原型炉開発といった大型プロジェクトにおける各種の課題の解決に、製造技術を担う産業界が積極的に参画して自らの技術能力を向上し、人材を育成するとともに、これらのプロジェクトを通じて得られる研究成果を様々な産業利用に展開できるような仕組みを構築することが必要である。

4.3 将来の原型炉開発を主導する若手研究者の育成

現在国内で稼働中の大型設備がLHDのみという状況を踏まえ、ITER計画やBA活

削除: によって、

削除:

(産業界の参画促進)

- ・本分野の研究成果を産業界に展開するための仕組みの構築が必要。
- ・アカデミアのみならず産業界でも活躍できる本分野の博士号取得者の育成が必要。

動の中で研究的性格が強い部分に若手研究者がより参画できる仕組みを構築するとともに、若手研究者が海外で武者修行できるよう国際共同研究を積極的に推進することが必要である。

将来の原型炉開発の中核を担う人材を育成するために、ITER計画・BA活動の経験者が学术界及び産業界に戻り、その経験を生かして活躍できるキャリアパスの確立、そのような専門人材の組織化が必要である。

4. 4 核融合研究開発の意義についての社会への発信と研究成果の産業展開

核融合研究開発は、多額の公的資金を必要とし、長期的戦略に基づいて推進される必要があることから、幅広い国民からの理解と支持を得ることが必要不可欠である。そのためには、まず、核融合エネルギーの特徴や、ITER計画、BA活動をはじめとする研究活動の成果、核融合技術の到達度等に関する情報を、シンポジウムやインターネットなど様々な媒体を通じて積極的に発信することが求められる。

また、核融合という用語はまだ社会一般に浸透・定着していると言える状況にはないが、近年プラズマという用語は一般の人々も次第に見聞きするようになってきていることから、今後国民の間における核融合研究への関心や理解を高めていくためにも、まずは核融合に関わるプラズマ等について正しい理解が得られるような取組も必要である。

さらに、核融合研究開発については、先端技術の集積によって成り立つ性格を有する。我が国の産業競争力の強化を支える基幹的な技術としての波及効果が期待される要素技術としては、例えば、超伝導材料、高熱負荷材料、低放射化材料、イオンビーム・マイクロ波・レーザー技術が挙げられるが、こうした研究成果の産業展開についても、核融合研究開発が大きな経済的・社会的価値をもたらすものであることを示す例となることから、積極的に推進することが重要である。

5章 結び

本報告書は、原型炉実現を目指した研究開発の進め方を検討するために、今後の技術基盤の構築に必要となる課題整理を、バックキャストの手法に沿って行ったものである。ここで整理された課題は、今後の研究開発の進展によってさらに見直される必要があるが、核融合研究開発を実施する大学、研究機関等は、これらの課題を共有し、緊密な連携関係の下で課題解決に取り組むことが求められる。本報告書が、このような従来より進化したオールジャパン体制の構築の契機となることを期待する。