

核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム

(略称 合同コアチーム)

中間報告

平成 26 年 2 月 24 日

概要

第 37 回核融合研究作業部会（平成 25 年 7 月 3 日）で決定された要請に応え、核融合原型炉の開発に必要な技術基盤構築を検討するための中核的役割を担うチーム（以下、合同コアチーム）が活動を開始した。検討の前提となる磁場閉じ込めによる核融合原型炉概念および実施すべき活動とその目標、上記の活動に必要な科学的・技術的検討作業についての中間報告を行う。

平成 17 年 10 月に原子力委員会核融合専門部会がとりまとめた「今後の核融合研究開発の推進方策について」をもとにして、その後の核融合研究作業部会における検討に加えて、関連分野における研究開発の進展の実績と見込をもとに議論をさらに進めている。

原型炉概念について

- 原型炉は核融合エネルギーが他のエネルギー源と競合可能な経済合理性と社会的合理性を達成できる見通しを示すことを目的とし、核融合エネルギーの実用化に備え、数十万 kW を超える定常かつ安定な電気出力、実用に供しうる稼働率、燃料の自己充足性を満足する総合的なトリチウム増殖を実現することを目標とした上で、マイルストーンを定めた計画（ロードマップ）を構想すべきではないか。

原型炉段階への移行判断を目指した研究開発の在り方

- 本中間報告で述べられている課題の解決をはかるために、原型炉設計と原型炉に必要な技術の研究開発計画の管理に全日本体制で取り組む炉設計活動組織を速やかに立ち上げる必要があるのではないか。
- 原型炉の目標に照らして、まず、トカマク方式をもって、原型炉段階への移行条件を満足させるための技術課題を共通目標として定め、ITER 計画の遂行と並行してその課題解決に当たる必要があるのではないか。
- 核融合エネルギーの早期実現のためのロードマップとその中核となる原型炉開発に対す

る現行の研究開発のコミットメントを明らかにするためには、原型炉段階（第4段階）への移行判断及びその前に行われる中間チェック・アンド・レビューに向け、それまでの共通目標と課題解決のために強化すべき取組を提示する必要があるのではないかと。さらに、中間チェック・アンド・レビューをITERのファーストプラズマが得られる2020年ごろ、これを受けての第4段階への移行判断をITERにおけるDT燃焼実証が行われる2027年ごろに想定した上で、特に、決定的となる科学技術上の課題の解決に必要な研究施設と人材の資源を十分足らしめるための判断と実行が必要ではないかと。

- 本中間報告では11の構成要素に関する研究開発において、技術課題をあげて議論を進めている。これらをもとに中間チェック・アンド・レビューと移行判断の時期までにそれぞれ段階に応じた説得力ある根拠と具体的な数値を含めた評価基準を提示できるように研究開発計画を策定し、実施し、成果を評価し、再検討していく必要があるのではないかと。例として、国内に利用できる中性子照射施設がない現状からの材料開発および規格・基準策定をどのように進めていくかがあげられよう。
- 技術課題の解決とともに、原型炉建設を可能とする技術集約だけでなく社会の要請・受容までを統合的視座に立って満足させうる炉設計が必要である。このためには、炉設計活動組織は複合的な視点を持った多様な人材からなる必要があるのではないかと。
- さらに、関連する人材育成、学術基盤、及び産業基盤の拡充は大規模かつ複雑な核融合研究開発を長期にわたって支えるために欠くことのできない要素であり、これまで以上のセクター間の関係強化が必要ではないかと。
- 加えて、第4段階への移行判断は科学技術的見地のみからなされるものではないことから、核融合コミュニティの努力は技術基盤の構築とともに、社会的な判断基準の醸成にも十分向けられるべきではないかと。エネルギー基本計画や科学技術基本計画などの政策に適切に位置づけるための戦略的取組が必要ではないかと。
- 研究開発における革新的成果による加速を担保するためには、選択された主案への資源の重点化とともに、主案に対して相補的・代替的な取組と革新的概念への取組をバランスのとれた形で、より密接につなげて進める必要があるのではないかと。炉形式においてはトカマク方式に対してヘリカル方式があり、研究開発上の技術課題においても超伝導材ではNb₃Snに対してNb₃Alや高温超伝導、ブランケット方式では水冷却固体増殖に対して液体増殖などがある。主案においては新しい概念を取り込む柔軟性を、相補的・代替的・革新的概念においては主案における研究開発の成果と資源の利用をはかる仕組みの整備が必要ではないかと。

1. はじめに

- 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の報告「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 25 年 1 月）において、それまでに検討された内容をさらに進めるべく「原型炉開発のための技術基盤構築の中核となる存在として（中略）統合的視座をもって原型炉開発の在り方を検討する機能の構築が重要と理解される。その検討は（中略）核融合研究開発の在り方を産学官の関係者が議論する核融合エネルギーフォーラムやプラズマ・核融合学会などの場において、将来の原型炉開発を担う産学官の若手が重要な役割を担う形で、上記の機能が構築されることが期待される。」とされた。
- これを受けて第 37 回作業部会（平成 25 年 7 月 3 日）において大型プロジェクトの実施主体である日本原子力研究開発機構核融合研究開発部門と核融合科学研究所が中心となり、原型炉開発のために必要な技術基盤構築の中核的役割を担うチームの構築を求めることとした。
- 原型炉開発のために必要な技術基盤構築の中核的役割を担うチーム（以下、合同コアチーム）の使命は以下のとおり。

1. 目的

ITER 計画及び BA 活動や、LHD をはじめとする学術研究の進展を踏まえ、核融合原型炉の開発に必要な技術基盤構築の在り方を、我が国の核融合コミュニティの総意を踏まえつつ検討する。

2. 検討内容

- 1) 検討の前提となる核融合原型炉概念
- 2) 実施すべき活動とその目標（研究活動、検討活動）
- 3) 上記の活動に必要な科学的・技術的検討作業

3. 留意点

- 1) 我が国の核融合コミュニティの総意を踏まえた検討となるように、全国の産学官の研究者技術者等との幅広い連携・交流を行うこと。特に、関連分野の学会間の連携・交流の拡大を期待。
- 2) 本作業部会の政策審議に資するため、上記チームの検討状況については、チームの代表者等が定期的に本作業部会に報告。

今後、合同コアチームが中心となって、核融合エネルギーフォーラム、核融合ネットワークと連携して技術基盤構築の在り方について詳細な議論を行い、その結果整理された科学的・技術的課題が BA 活動等の国際プロジェクトや学術研究の計画に組み込まれて、技術基盤構築に向けたオールジャパンの取組が組織化されていくことを期待する、とされている。

- 合同コアチーム構成とこれまでの活動については以下の巻末資料のとおり
 - 資料 1 メンバー
 - 資料 2 会合実績
 - 資料 3 ヒアリング実績
 - 資料 4 活動報告実績と予定

2. 検討の前提となる核融合原型炉概念について

- 「今後の核融合研究開発の推進方策について」原子力委員会核融合専門部会（平成 17 年 10 月 26 日）（以下、「推進方策」とする）において、核融合エネルギーの実現に向けた（1）基本的進め方、（2）開発戦略、（3）開発段階の考え方、（4）段階の移行の考え方、（5）トカマク原型炉、（6）チェック・アンド・レビュー、について議論され、その中で原型炉概念が提示されている。合同コアチームでは、この「推進方策」における検討結果をもとに、以降の核融合研究開発の進展はもとより、他のエネルギー関連技術の進展、エネルギー資源需給や安全にかかわる社会的理解の変化を踏まえ、核融合エネルギーによる発電実証を初めて行う原型炉概念はいかにあるべきかについて、検討を進めている。

2-1. エネルギー情勢と社会的要請の変化

- 原子力委員会による「今後の核融合開発の推進方策について」が出された平成 17 年以降の核融合研究開発にも関係する最大級の社会環境の変化として、リーマンショック（平成 20 年リーマンブラザーズ破綻）に始まる経済不況と財政難の継続、東日本大震災（平成 23 年）後における電力不足の経験、そして東京電力福島第一原子力発電所の事故による原子力安全神話の崩壊の 3 点があげられる。
- 不況と電力不足はいずれ回復する一時的な現象であるが、これを経験したことによる国民の意識変化は長期にわたり継続するであろう。CO₂削減を優先できるのは、経済環境がよく、電力供給にも余裕がある状況が条件となることを我が国は痛みとともに認識したのではないか。実際に電力が足りなくなれば、CO₂が出ようとも天然ガスと石油を利用せざるを得ず、平成 24 年度の天然ガス輸入量は平成 22 年度比で 1840 万トン（26 %）も増加している。このような背景から、地球温暖化対策が最優先とする社会的雰囲気は是正され、「1990 年度比 -25 %」といった経済合理性を欠く主張は影をひそめた。
- 原子力政策の抜本的見直しと軽水炉全基の長期停止という事態によって、国民は、日本がエネルギー資源を持たない国でありながら、いまだに化石燃料を代替する技術を手にしていないという現実を認識したのではないか。再生エネルギーへの期待は大きいものの、その限界も認識されつつあり、国産のエネルギーの獲得を真剣に考えれば技術革新力こそが日本の資源であることを世論として、核融合研究開発の重要性を改めて指摘できるのではないか。
- 世界のエネルギー資源の変化を考えると、シェールガスの実用化があげられる。現時点では、それによる大幅なガス価格低下が起きているのは、産地と需要地がパイプラインでつ

ながら米国だけであるが、この価格低下傾向は、いずれ日本が輸入する LNG にも反映され、天然ガス火力は発電単価でも魅力的なオプションになるだろう。21 世紀後半の日本のエネルギー需給シナリオは、天然ガスと石炭をベースに展開できる可能性もある。負荷追従性が高いガス火力の増加は、風力や太陽光発電の増加には有利であり、その大幅増加も実現性を帯びてくる。この状況を核融合開発の視点で見れば、高効率火力時代から核融合時代に直接つなぐ可能性もありうると見ることができよう。その場合、核融合に求められるのは、火力を代替可能な性能と、再生可能エネルギーとの共存性になろう。

- 原子力安全神話の崩壊と国民の科学・技術に対する信頼感の喪失が、核融合エネルギーの早期実現に直結する原型炉の建設の判断にもたらす影響を真剣に分析し、対応していく必要があるのではないか。「軽水炉をはるかに上回る安全性と立地条件の緩和とがなければ、原型炉を立地する場所は日本にはない」と考えることが正しいのではないかと。核融合開発の方向性として、その固有の安全上の特性を活かし、社会的に整合した実用化を目指す必要がある。
- 経済発展と CO₂ 排出の関係について考察する。GDP の伸びと CO₂ 排出の伸びには非常に強い相関があって、現状技術では経済発展しながら CO₂ 排出を減らすことはできない。軽水炉の大幅増加が困難となるなら、今後は、我が国の短・中期的 CO₂ 削減目標は低く設定せざるを得ないだろう。しかしながら、日本の CO₂ 排出量は世界の 4 % 程度であり、日本からの CO₂ 排出だけに着目するのは賢明でない。全地球的かつ超長期的視点に立った脱 CO₂ のための技術的選択肢を増やすことが重要であり、核融合研究開発は明確な世界共通の正当性を有している。核融合エネルギーの実現は世界の経済発展と CO₂ 排出との相関を変えうる革新技術として位置づけられるように、他の CO₂ 排出削減技術と比べた経済合理性を重視しつつその研究開発を進めるべきではないか。

2-2. 基本的進め方

- 核融合エネルギーにかかわる研究開発の推進にあたっては、その実用化に繋がるように、常に他の電源と競合可能な経済合理性と社会的合理性の獲得を目的とし、核融合固有の高い安全性を生かした設計の実現、及び建設から廃炉に至るライフサイクルでの環境負荷の最小化を追求することが必要ではないか。
- 核融合研究開発段階の中間チェック・アンド・レビューを 2020 年ごろ、これを受けての第 4 段階への移行判断を 2027 年ごろに想定した上で、原型炉開発にかかわるマイルストーンを定めた計画を構想すべきではないか。
- 基本的進め方がエネルギー基本計画や科学技術基本計画などの政策に適切に位置づけられるよう産官学が協力して当たる必要があるのではないかと。

2-3. 開発戦略

- 数多くあるエネルギー源に対して核融合エネルギーが外部性を含めた経済的な競争力を持つことが必須であり、そのためには、原型炉は経済性を見通しを持つことと、安全性、運転信頼性を実証することが必要ではないか。

- 原型炉の受容に関する経済性以外の社会的合理性に対する世論の支援を得る戦略が必要ではないか。
- 原型炉の目標は、実用化に備え、数十万 kW を超える定常かつ安定な電気出力、実用に供しうる稼働率、燃料の自己充足性を満足する総合的なトリチウム増殖を実現することを目標とすべきではないか。
- 原型炉においては目標達成に至るまでの運転開発期ではマイルストーンを定めた計画が重要ではないか。このためには実用段階へ向けた課題解決のため、フレキシブルに対応できる炉内機器設計が必要ではないか。
- 原型炉に向けた技術基盤の構築は実験炉である ITER 計画と並行して、相乗して進めることが必要ではないか。例えば、ITER 建設に関わる試験・製造においては、ITER に求められる要求を満足することだけでなく、その機会を利用して今後の性能向上や製造コストの軽減につながるような技術開発に取り組むべきではないか。
- 原型炉の目標に照らして、まず、現在最も開発段階の進んだトカマク方式によって原型炉段階への移行条件を満足させうるための技術課題を共通目標として定め、ITER 計画と並んで全日本体制で課題解決に当たる必要があるのではないか。技術課題の解決とともに、原型炉建設を可能とする技術集約だけでなく社会の要請・受容までを統合的視座に立って満足させうる炉設計が必要である。このためには、複合的な視点を持った多様な人材からなる炉設計チームの強化が必要ではないか。
- 革新的成果による加速を担保するため、トカマク主案に対して相補的・代替的なヘリカル方式や革新的概念への取組をバランスのとれた形で、より密接につなげて進める必要があるのではないか。

2-4. 原型炉に求められる技術仕様

- 推進方策においては「百万 kW レベルの発電能力を持つことが想定される」とある。21 世紀中葉までに実用化の目処を得るためには、現状の技術見込から、この発電能力に対する仕様については、数十万 kW を超える定常でかつ安定な電気出力を達成し、実用化に備えることを目標とするべきではないか。
- 推進方策にある「1 を超える総合的なトリチウム増殖率が必要」の実現は必須である。この「総合的な」について議論を深める必要があるのではないか。
- 実用炉に展開が可能なメンテナンスシナリオを実現し、原型炉最終段階では実用に供しうる稼働率実現を目標とするべきではないか。
- 目標達成に至るまでの運転開発期においては、マイルストーンを定義し、間欠運転からや、高性能ブランケットの試験など実用段階へ向けた課題解決のため、柔軟に対応できる炉心機器設計が必要ではないか。
- 合同コアチームでは、最終報告に向けて、上記の仕様から導かれるダイバータへの熱流束や粒子束や、ブランケット第一壁構造材への中性子束および熱流束などの数値目標を評価していく予定である。これらを満足する機器開発計画を構想していく必要があるのではないか。

2-5. 段階の移行に向けた考え方

- 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、まず、トカマク方式をもって、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のではないか。
- 移行判断の時期を ITER の DT 核燃焼実証が見込まれる 2027 年ごろを想定して、技術開発計画を構築する必要があるのではないか。その際、「推進方策」で提示されたチェック・アンド・レビュー項目（案）（下表に示す）を精査し、具体化をはかる必要があるのではないか。核融合研究作業部会第 6 期報告書「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 25 年 1 月）（以下、第 6 期報告書）では「本作業部会は、（中略）、原型炉段階への移行条件についての議論の深化をはかりつつ、本報告書の見直しをしていくこととする」とあり、この議論に付すため、特に、ITER におけるエネルギー増倍率、長時間維持、ブランケット機能の実証、低放射化フェライト材料の検証などについては、それらの判断基準の根拠に立ち返り、再考する必要があるのではないか。
- そのためには、ITER のファーストプラズマ点火が見込まれる 2020 年ごろを想定し、中間チェック・アンド・レビューの内容を精査し、具体化をはかる必要があるのではないか。例えば、国内に利用できる中性子照射施設がない現状からの材料開発および規格・基準策定をどのように進めていくかなどが課題となるのではないか。
- 「推進方策」にある、「原型炉段階への移行の可否の判断に当たっては、他の方式を含む核融合研究開発の総合的な進捗状況を踏まえるとともに、実用化を見据えることや民間事業者の参画を得ることが重要ではないか。」については、その意義を引き続き検討することが必要ではないか。

別添 2 1 今後の核融合研究開発におけるチェック・アンド・レビュー項目（案）

項目	中間段階での C&R までの達成目標*	原型炉段階への移行判断
①実験炉による自己加熱領域での燃焼制御の実証	・ITER 実機を踏まえた実験炉の技術目標の達成計画の作成。	・ ITER による Q=20 程度以上の(数100秒程度以上)維持と燃焼制御の実証。
②実験炉による Q=5 以上の非誘導定常運転の実現	・ITER 実機を踏まえた達成計画の作成。	・ ITER による Q=5 以上の非誘導電流駆動プラズマの長時間維持(1000秒程度以上)の実証。
③実験炉による統合化技術の確立	・ ITER 施設の完成。 ・ 機器製作・据付・調整に関わる統合化技術の取得。	・ ITER の運転・保守を通じた統合化技術の確立。安全技術の確認。
④経済性見通しを得るための高ベータ定常運転法の確立	・ITER 支援研究と定常高ベータ化準備研究の遂行とトカマク国内重点化装置による研究の開始。	・ トカマク国内重点化装置等による無衝突領域での高ベータ($\beta_{ }=3.5\sim 5.5$)定常運転維持の達成。
⑤原型炉に関わる材料・炉工学技術開発	・ 発電ブランケットの技術基盤の整備の完了。 ITER での機能試験に供する試験体の製作を完了。 ・ 低放射化フェライト鋼の原子炉照射データを 80dpa レベルまで取得し、核融合と類似の中性子照射環境における試験に供する材料を確定。	・ ITER での低フルエンス DT 実験により、発電ブランケットのトリチウム増殖・回収機能や除熱・発電機能を実証。 ・ 80dpa レベルまでの低放射化フェライト鋼の重照射データの検証を完了。
⑥原型炉の概念設計	・ 原型炉の全体目標の策定。 ・ 原型炉概念設計の基本設計。 ・ 炉心、炉工学への開発要請の提示。	・ 炉心、炉工学技術の開発と整合をとった、原型炉概念設計の完了。

* ITER 機構の発足後、10 年程度を想定。

出典：「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 26 日
原子力委員会 核融合専門部会

3. 原型炉の構成要素の技術課題について

○ 第6期報告書で整理された10項目

- (1) 超伝導コイル開発
- (2) ブランケット開発
- (3) ダイバータ開発
- (4) 加熱・電流駆動システム開発
- (5) 理論・計算機シミュレーション研究
- (6) 炉心プラズマ研究
- (7) 核融合燃料システム開発
- (8) 核融合炉材料開発と規格・基準策定
- (9) 核融合炉の安全性と安全研究
- (10) 稼働率と保守性

に加えて、

- (11) 計測・制御開発

について、検討を進めている。

○ 作業部会報告にまとめられた研究開発課題にある「②課題」と「③課題解決に向けて必要となる取組と体制」をもとに、

- 1) 作業部会報告での指摘の再確認、
 - 2) 課題の分析（課題の整理、コア課題の抽出、優先度付けと優先度の理由など）を行った上で、原型炉に向けたコミットメントを明らかとすべく数年のターンアラウンドで研究開発のPDCAサイクルを構成できるように、
 - 3) 喫緊の対応が必要と考えられる事項、
 - 4) 作業部会において検討の上、中間チェック・アンド・レビューが想定されるまでの期間の計画として必要な事項としてとりまとめていただきたい事項の検討を進めている。
- 11の構成要素についての中間検討結果を以下に示す。

3-1. 超伝導コイル開発

1) 第6期報告書で指摘されている技術課題と課題解決に向けて必要となる取組と体制を要約すると以下のとおりである。

1-1) 課題

- (a) 構造材の強度の増大、導体や絶縁材の高強度化。
- (b) 線材の臨界電流密度 (J_c) の向上と機械強度の向上、コイルとしての高強度化、CIC 導体コンジットとの熱収縮差に起因する残留ひずみ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。
- (c) Nb₃Sn 線材：電磁力による素線 J_c 低下を克服するための CIC 導体構造の改良または新型導体の開発、冷却安定性・交流損失、コイル冷却構造の研究。

- (d) Nb₃Al 線材：線材の長尺化と低コスト化、及び、導体の大電流化。
- (e) ReBCO 線材：線材の長尺化、低コスト化、Ag の低減、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、コイルの冷却構造と巻線・接続技術。
- (f) 原型炉の磁場要求を満たす大型試験装置、電磁力による性能低下を評価する導体試験法の確立。
- (g) 新超伝導材料の開発及び実用化に向けて評価、量産するための研究。

1-2) 課題解決に向けて必要となる取組と体制

- (a) 目標性能に向け、大学関係者、産業界等による全日本体制によって数多くの候補材からの材料選定を効率的に実施。
- (b) Nb₃Sn 導体の機械特性の向上と高性能 Nb₃Al 導体の開発を競合させながら強力に推進、長期的な視点で高温超伝導線材を開発。ITER 建設で開発された技術の評価し、さらに発展させる部分や新たな取組が必要な部分について、人材育成の観点にも考慮した具体的な開発計画を策定し、着実に実施。
- (c) Nb₃Sn 導体の更なる高磁場化・高 J_c 化のため開発計画を速やかに具体化し、大学、研究機関、産業界の適切な役割分担のもと、国際的な協力も活用して推進。
- (d) 急熱急冷 Nb₃Al は原子力機構と物材機構の協力により大電流導体の開発、R&D コイルによる性能実証で原型炉導体への適用可能性を確認、産業界における工業的な製造能力を獲得するための開発計画が必要。
- (e) ReBCO 導体はモーターなどの電力機器、強磁場マグネットの研究が進行中。大電流導体は核融合特有のため、開発計画の位置づけと具体的な研究計画の策定が必要。
- (f) 核融合研や原子力機構の既存設備の増強と整備、導体試験法の確立。
- (g) 超伝導体内部におけるミクロな電磁現象やマクロな電磁的性質の理論、シミュレーション及び方法論を成熟させる。他分野との相互波及を可能とする、産学官の相互交流を円滑にする体制作り。

2) 課題の分析

2-1) 課題の整理

- 作業部会報告に挙げられている課題の中で、(b)は、展開していくと(a)、(c)~(e)と重なる部分がある。また、(f)と(g)は(c)~(e)のための基盤整備に関わる課題といえる。一方、BA 活動における原型炉の検討からは、全体設計の整合をとった場合に、指摘された課題の前提となる超伝導コイルの要求性能（例えば、TFC では最大磁場 16 T が必要）が変わってくる可能性が出ている。また、進行中の ITER のトロイダル磁場コイル（TFC）の製作においては、大型機器に対して 1 万分の 1 レベルの高い精度を要求しており、製作上の限界に近いとの見方もある。
- これらの点を勘案すると、超伝導コイル開発における課題の構造は、TFC を例とすると、図 1 のように整理できるのではないかと。

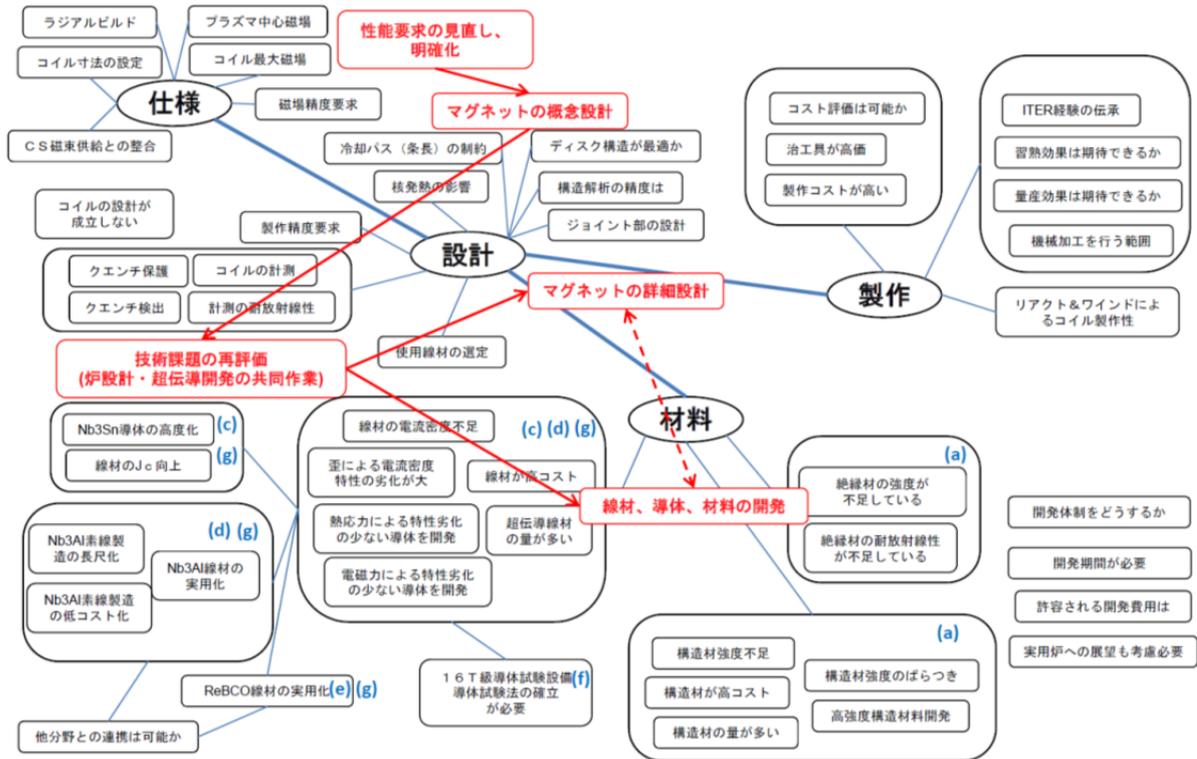


図1 トロイダル磁場コイルの課題の構造

2-2) コア課題の抽出、優先付

図1に示された各課題には、相当の開発期間と費用が必要なものもあり、その実施にあたっては、最新の知見に基づく優先度、注力度の再評価が必要である。従って、当面取り組むべき課題は、

- ① 原型炉全体の設計と整合した超伝導マグネットシステムへの要求仕様の見直し・明確化。
 - ② ①を受けた超伝導マグネットシステムの概念設計。
 - ③ ②に基づく技術課題の再評価。
- と考えられる。

3) 喫緊の対応が必要と考えられる事項

- ① 前記2-2) ①の課題に対応するために、原型炉概念設計チームの体制充実・強化を行う必要があるのではないか。
- ② 原型炉概念設計チーム内に原型炉用マグネット設計チームを創設し、超伝導マグネットシステムの概念設計にも着手する必要がある、これらの実施を可能とする施策が必要ではないか。
- ③ 前記2-2) ③の課題に対応するためには、インプット情報として構造材料、超伝導線材などの開発見通しに関する情報が必要である。特にNb₃Sn 導体については、ITER 向けの製造が進捗し、性能検証も進められている。ITER の要求性能を満足していることの検証に留まらず、限界性能試験による設計マージンの確認など、原型炉の技術課題評価に資する

データ取得も進めるべきではないか。既存設備強化などを可能とするための施策も必要ではないか。

- ④ 現在、ITER 超伝導マグネット製作と JT-60SA の建設が並行して進められており、超伝導コイルに関連する技術者を確保することは必ずしも容易ではない。段階的な陣容強化、大学など幅広い人的資源の活用計画が必要ではないか。

4) 作業部会において検討の上、計画としてとりまとめていただきたい事項

- ① 構造材料や、 Nb_3Sn 以外の超伝導線材に関しては、開発への取組が必ずしも活発であるとは言えない。技術課題の再評価に向けて、現状のデータをまとめるとともに、不足するデータを取得するために早急に実施すべき開発項目を決定する必要があるのではないか。この際、核融合以外の研究開発、産業分野の開発との連携も考えるべきではないか。
 - ② 上述の取組を通じて、原型炉全体の設計と整合した超伝導マグネットシステムの概念設計をとりまとめ、それに基づく技術課題の再評価を行うべきではないか。この結果を受けて、超伝導マグネットシステムの開発計画（詳細設計への取組計画を含む）を立案し決定する必要があるのではないか。なお、計画にあたっては、技術開発結果の詳細設計へのフィードバックや、ITER の組立・初期運転データからのフィードバックが可能となるよう、柔軟性に配慮する必要があるのではないか。
- 3)、4) であげた取組事項に関する担い手と施設について表 1 にまとめる。

表 1 超伝導コイル開発に関する取組の担い手と施設について

項目	取組	担い手	既存施設(国内)	必要施設(国外または新規)
3) ①	原型炉概念設計チームの体制充実・強化を行う必要があるのではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ		
3) ②	原型炉概念設計チーム内に原型炉用マグネット設計チームを創設し、超伝導マグネットシステムの概念設計にも着手する必要がある、これらの実施を可能とする施策が必要ではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ JAEA 超伝導開発関連グループ NIFS 核融合工学研究プロジェクト 超伝導マグネットメーカー		
3) ③	インプット情報として構造材料、超電導線材などの開発見通しに関する情報が必要である。特に Nb3Sn 導体については、ITER 向けの製造が進捗し、性能検証も進められている。ITER の要求性能を満足していることの検証に留まらず、限界性能試験による設計マージンの確認など、原型炉の技術課題評価に資するデータ取得を進めるべきではないか。既存設備強化などを可能とするための施策も必要ではないか。	JAEA 超伝導開発関連グループ NIFS 超伝導研究開発グループ 大学の研究室(超伝導関係)	導体試験装置(JAEA、NIFS)	左記増力改造(必要に応じて)
3) ④	ITER 超伝導マグネット製作、JT-60SA の建設が並行して進められており、超伝導コイルに関連する技術者を確保することは必ずしも容易ではない。段階的な陣容強化、大学など幅広い人的資源の活用計画が必要ではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ JAEA 超伝導開発関連グループ NIFS 核融合工学研究プロジェクト NIFS 超伝導研究開発グループ 超伝導マグネットメーカー 大学の研究室(超伝導関係)		
4) ①	構造材料や、Nb3Sn 以外の超電導線材に関しては、開発への取組が必ずしも活発であるとは言えない。技術課題の再評価に向けて、現状のデータをまとめるとともに、不足するデータを取得するために早急の実施するべき開発項目を決定する必要があるのではないか。この際、核融合以外の研究開発、産業分野の開発との連携も考えるべきではないか。	JAEA 超伝導開発関連グループ NIFS 超伝導研究開発グループ 大学の研究室(超伝導関係)		
4) ②	原型炉全体の設計と整合した超伝導マグネットシステムの概念設計をとりまとめ、それに基づく技術課題の再評価を行うべきではないか。この結果を受けて、超伝導マグネットシステムの開発計画(詳細設計への取組計画を含む)を立案し決定する必要があるのではないか。なお、計画にあたっては、技術開発結果の詳細設計へのフィードバックや、ITER の組立・初期運転データからのフィードバックが可能となるよう、柔軟性に配慮する必要があるのではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ JAEA 超伝導開発関連グループ NIFS 核融合工学研究プロジェクト NIFS 超伝導研究開発グループ 超伝導マグネットメーカー 大学の研究室(超伝導関係)		

3-2. ブランケット開発

1) 第 6 期報告書で指摘されている技術課題と課題解決に向けて必要となる取組と体制を要約すると以下のとおりである。

1-1) 課題

- (a) 構造材料、トリチウム増殖材、中性子増倍材の基礎データ、及び標準データの拡充。
- (b) 実際の核融合環境下におけるブランケット特性の総合実証。
- (c) 原型炉全体のトリチウム増殖性能が確保されることの実証、及びトリチウム透過漏えい防止の実証。
- (d) 原型炉概念全体から見て整合のとれた遠隔保守概念、安全性確保概念、及び規格基準の構築。
- (e) 先進ブランケット概念については、固有の諸課題の解決が必要。

1-2) 課題解決に向けて必要となる取組と体制

- (a) <取組> 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)を得ることが必要。
<体制> 大強度中性子源による、核融合炉内機器の核・熱・構造・トリチウム等に関する

総合的な特性評価を行い、原型炉核工学データベースを構築する。

- (b) <取組>ITER のパルス運転を利用し、強磁場環境との整合性、及び変動負荷・環境への応答健全性等の実証を行う。固体増殖・水冷却方式の ITER-TBM の開発・製作を具体化し、ITER の安全審査に必要な性能評価試験により、性能が要求水準を満たすことを確認する必要がある。

<体制>当初から我が国発の世界標準の確立を視野に入れた大学・研究機関・産業界の連携が不可欠である。中性子照射環境下における効果については、別途、重照射環境下における実証試験が必要である。

- (c) <取組>ITER-TBM 補機システムである冷却システム、トリチウム計測システム、トリチウム回収システムの開発により、原型炉全体のトリチウム増殖性能の、持続的な運転条件下での確保、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を行う。小規模でも発電機能の実証を目指す。

- (d) <取組>遠隔保守概念の構築としては、故障発生時の対処が可能なシステムの構築を行うとともに、総合的な保守時の安全性確保概念の検証を行う。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を行う。ITER 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を高度化し、総合的な RI 取扱技術を検証する。規格基準の構築については、核融合炉固有の安全性を十分考慮したうえで合理的な規格基準となるよう努める。

- (e) <取組>液体増殖ブランケット概念については、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の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。液体ブランケットシステムの長所を充分に実現するための運転システムの構築が肝要である。固体増殖（ヘリウム冷却）ブランケットについては、構造材料や他国の研究の進展を考慮しつつ、今後検討する必要がある。

2) 課題の分析

2-1) 課題の整理

- ブランケットシステムに関わる課題の整理の難しさは、その要求仕様が原型炉の性能仕様と直接関係する一方で、原型炉の目標性能が明確に定まっていないことにある。
- 必要な開発要素は整理できているので、活動を具体化し、加速するためには、具体的な目標を設定しつつ、技術要素の整合性を確認することが必要である。
- 固体増殖・水冷却方式のブランケットについては、ITER-TBM の開発、製作の具体化、総合的な性能評価装置群（熱、照射、トリチウム輸送）の開発とそれを用いた性能実証試験を早期に開始することが必要である。
- 先進ブランケットについては、固体増殖・水冷却方式の計画との整合性に注意しつつ、開発計画を時間的に展開することが重要である。
- これらの点を勘案すると、ブランケット開発における課題の構造は、図 2 のように整理できるのではないか。

- 4) 作業部会において検討の上、計画としてとりまとめていただきたい事項
- ① ITER-TBM の性能評価装置群および原型炉ブランケットの総合性能評価装置群の整備、開発計画をレビューし、プロジェクト化することが必要ではないか。
 - ② 先進ブランケットも含む TBM 計画の目標設定および試験計画をレビューし、プロジェクト化することが必要ではないか。
 - ③ 先進ブランケット（固体増殖 He 冷却および液体増殖）の主案の絞り込みと、年次展開が必要ではないか。
- 3)、4) であげた取組事項に関する担い手と施設について表 2 にまとめる。

表 2 ブランケット開発に関する取組の担い手と施設について

項目	取組	担い手	既存施設(国内)	必要施設(国外または新規)
3) ①	原型炉の要求仕様と、そこから導かれるブランケットシステムへの要求の明確化が必要ではないか	JAEA核融合炉システム研究グループ NIFS核融合工学研究プロジェクト		
3) ②	特に筐体の耐圧性確保に関する指針は、システムの安全性確保の方針に係ること、筐体の構造に大きく影響し得ることから、早期に明確にする必要があるのではないか	JAEA核融合炉システム研究グループ JAEAブランケット工学研究グループ NIFS核融合工学研究プロジェクト		
3) ③	原型炉概念の設計検討に携わるチームの活動強化が必要ではないか。要素技術開発を担当しているチームも活動に参加することが必要ではないか	JAEA核融合炉システム研究グループ JAEAブランケット研究開発ユニット NIFS核融合工学研究プロジェクト	六ヶ所BAサイト	国内他拠点
3) ④	ITER-TBMの開発、総合性能評価試験について、大学・研究機関・産業界の連携を伴いつつ活動を強化することが必要ではないか	JAEA核融合炉システム研究グループ JAEAブランケット研究開発ユニット NIFS核融合工学研究プロジェクト 大学の研究室、関連メーカー		ITER-TBM 放射化物受入・取扱設備、照射後試験設備
4) ①	ITER-TBMの性能評価装置群および原型炉ブランケットの総合性能評価装置群の整備、開発計画をレビューし、プロジェクト化することが必要ではないか	JAEA核融合炉システム研究グループ JAEAブランケット研究開発ユニット NIFS核融合工学研究プロジェクト	DATS(加熱、流動装置、那珂研) JEBIS(加熱装置、那珂研) Orosh2(磁場下熱流動ループ、NIFS) ACT-2(加熱装置、NIFS)	ブランケットコールド試験装置群 複合中性子源
4) ②	先進ブランケットも含むTBM計画の目標設定および試験計画をレビューし、プロジェクト化することが必要ではないか	NIFS核融合工学研究プロジェクト JAEA核融合炉システム研究グループ JAEAブランケット研究開発ユニット		ITER-TBM 放射化物取扱設備、照射後試験設備
4) ③	先進ブランケット(固体増殖He冷却および液体増殖)の主案の絞り込みと、年次展開が必要ではないか	NIFS核融合工学研究プロジェクト JAEA核融合炉システム研究グループ JAEAブランケット研究開発ユニット		

3-3. ダイバータ開発

1) 第 6 期報告書で指摘されている技術課題と課題解決に向けて必要となる取組と体制を要約すると以下のとおりである。

1-1) 課題

- (a) 熱負荷と排気性能を満足する磁場配位とプラズマ運転（特にデタッチメント）。
- (b) 材料開発（トリチウムインベントリ、照射による材料特性劣化）。
- (c) 定常熱除去設計。
- (d) ダイバータ機器の健全性・保守性と矛盾しない周辺プラズマ運転シナリオの策定。

1-2) 課題解決に向けて必要となる取組と体制

- (a) デタッチメント放電の大型実験による実証と、実験室プラズマ実験と理論モデリングによ

る外挿性の確保。

- (b) トリチウムを含むプラズマ-壁相互作用について、材料・表面・周辺プラズマ・計測・モデリング・中性子効果の観点から総合的な知見を得るための研究環境整備及び体制作り。
- (c) 原型炉全体での経済性や安全性、ダイバータへの入射熱負荷に関する検討に基づいた冷却オプションの決定。もし、水以外の冷却を選択した場合は、速やかに基礎的・工学的な研究開発を実施する体制の構築。
- (d) 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の開発。

2) 課題の分析

2-1) 課題の整理

- ダイバータの熱負荷の問題は、要求される特性と現実とのギャップが非常に大きいため、一つの項目の改善だけでは十分ではなく、プラズマからの熱流束の低減、および、プラズマ対向機器の除熱特性向上、両者の最適化によって妥協点を見出す必要がある。さらに、炉条件下では、中性子照射環境下における材料特性の劣化も避けられない課題である。特に材料寿命は装置メンテナンス指針に大きな影響を与える。
- プラズマ対向機器は、プラズマ対向材料と伝熱材料の複合体であり、個々の材料特性の優劣だけではなく、それらを組み合わせた総合的な熱除去特性や機器寿命に基づき、適切な材料選択を行うことが重要である。
- ダイバータ部への熱負荷低減のためにはデタッチメント放電が必須であるが、その実現のためには不純物ガスの導入が必要である。さらに、デタッチメントの結果としてダイバータ粒子束の低減が引き起こされることから、不純物のコアプラズマへの流入と粒子排気特性の低下によって、燃焼が阻害される可能性がある。熱負荷低減運転（デタッチメント放電）と不純物挙動・粒子排気特性が両立するダイバータ構造・運転が必要である。
- これらの点を勘案すると、ダイバータ開発における課題の構造は、図3のように整理できるのではないかと。

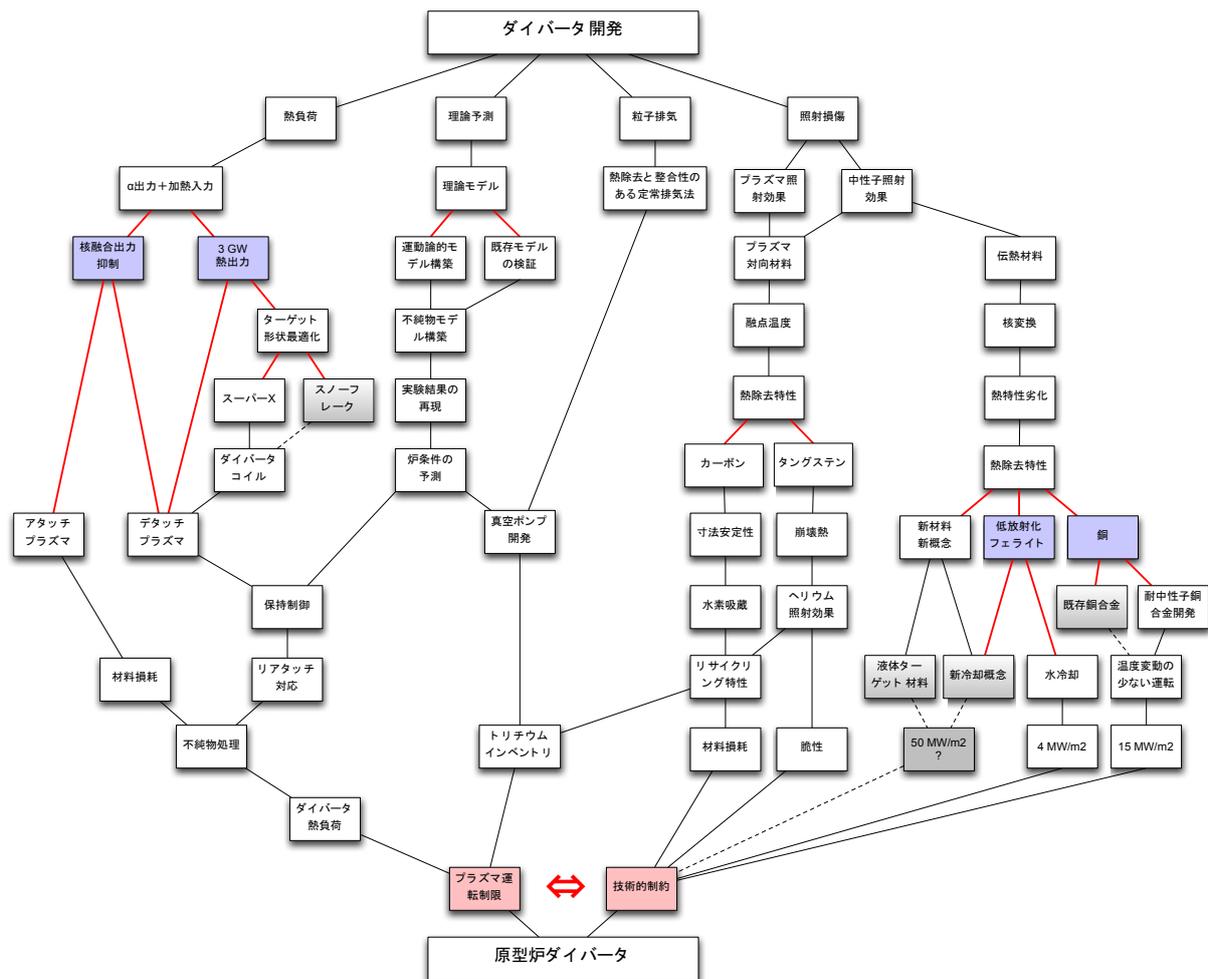


図3 ダイバータ開発における課題の構造

2-2) コア課題の抽出、優先付

- ダイバータ部における熱バランスを成立させるために、(1) プラズマからの熱流束の低減と (2) 中性子照射環境下におけるダイバータの熱除去特性向上の両者が必要である。
- プラズマ真空容器内の粒子バランスを成立させるために、(3) ダイバータ部における粒子制御特性（燃料粒子と不純物の排気）の確保が必要である。この課題は、上記 (1) と相反する依存関係にあるので、自己無撞着な解を見つける必要がある。

3) 喫緊の対応が必要と考えられる事項

- ① ダイバータ部での熱バランスを成立させえる熱流束に合わせた、核融合出力仕様の見直しの必要があるのではないかと。
- ② 熱除去特性の向上のためには、中性子環境下でも十分な特性（寿命）を有する高熱伝導材料の開発が必要である。材料特性はメンテナンスサイクル等の炉設計の根幹に影響を与えることから、早期に使用可能な材料を選定する必要があるのではないかと。
- ③ 伝熱候補材料としては、高熱伝導度の観点からは銅合金が挙げられるが、耐中性子照射特性の向上が課題である。また、国内に関連した研究は極めて乏しく、研究開発計画の具体

化が必要ではないか。

- ④ 伝熱材料は、プラズマ対向材料や冷却媒体を組み合わせた総合性能を基準に決定されるべきではないか。
- ⑤ 燃焼プラズマにおける粒子制御を行う上で、排気特性の確保は重要であるにもかかわらず、設計検討は不十分である。原型炉で用いる真空排気装置の使用条件を明らかにし、研究開発計画の具体化が必要ではないか。

4) 作業部会において検討の上、計画としてとりまとめていただきたい事項

- ① 原型炉ダイバータで使用する材料に求められる性能の総合的な評価を行い、原型炉ダイバータで使用する材料を決めることが必要ではないか。
 - ② スクレイプオフ層 (SOL) 幅やプラズマ・壁相互作用 (PWI) 素過程など、ダイバータの使用環境を支配する物理現象を精密に明らかにすることが必要ではないか。
 - ③ ダイバータ部における粒子制御特性と両立する定常フルデタッチメント放電を、実験にて実証することが必要ではないか。
 - ④ デタッチメント放電シナリオの外挿性を確保するために、ダイバータ運転に関する素過程の理論モデリングの充実に加えて、包括的なシミュレーション研究への発展が必要ではないか。
 - ⑤ 原型炉条件下で使用可能な真空排気装置の R&D が必要ではないだろうか。
- 3)、4) であげた取組事項に関する担い手と施設について表 3 にまとめる。

表3 ダイバータ開発に関する取組の担い手と施設について

項目	取組	担い手	既存施設(国内)	必要施設(国外または新規)
3) ①	ダイバータ部での熱バランスを成立させえる熱流束に合わせた、核融合出力仕様の見直しの必要があるのではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ NIFS 核融合工学研究プロジェクト		
3) ②	熱除去特性の向上のためには、中性子環境下でも十分な特性(寿命)を有する高熱伝導材料の開発が必要である。材料特性はメンテナンスサイクル等の炉設計の根幹に影響を与えることから、早期に使用可能な材料を選定する必要があるのではないか？	大学の研究室 (promotion)	温度制御環境下における重イオン照射	温度制御環境下における原子炉照射
4) ①	原型炉ダイバータで使用する材料に求められる性能の総合的な評価を行い、原型炉ダイバータで使用する材料を決めることが必要ではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ NIFS 核融合工学研究プロジェクト 大学の研究室 (Materials)		
4) ②	SOL幅やPWI素過程など、ダイバータの使用環境を支配する物理現象を精密に明らかにすることが必要ではないか。	SOL幅 トカマク実験グループ(JAEA 先進プラズマ実験グループを中心とした) 大学の研究室 (Simulation)	JT-60SA	トカマク装置
		PWI素過程 大学の研究室 (Materials, Simulation) NIFS LHD計画プロジェクト、数値実験研究プロジェクト JAEA 先進プラズマ実験グループ	e-Beam exposure: JEBIS (JAEA), ACT (NIFS) i-Beam exposure: 大学の研究室 Laser exposure: 大学の研究室 Plasma exposure: LHD (NIFS) GAMMA10/PDX (Univ. Tsukuba), APSEDAS (Univ. Tsukuba), NAGDIS II (Nagoya Univ.), NAGDIS-PG (Nagoya Univ.), PS-DIBA (Nagoya Univ.), Vehicle-1 (NIFS), MAP-II (Univ. Tokyo), HiFIT (Osaka Univ.), AIT-PID (Aichi Inst. Tech.), DT-ALPHA (Tohoku Univ.), TPD-SheetV (Tokai Univ.), Material analysis: 大学の研究室, NIFS, JAEA六ヶ所	e-Beam: IDTF (Efremov) Plasma exposure: MAGNUM-PSI (DIFFER), PILOT-PSI (DIFFER), PSI-2 (FZ Juelich), JULE-PSI (FZ Juelich), PISCES-A (UCSD), PISCES-B (UCSD), TPE (INL)
4) ③	ダイバータ部における粒子制御特性と両立する定常フルデタッチメント放電を、実験にて実証することが必要ではないか。	トカマク 実験グループ(JAEA 先進プラズマ実験グループを中心とした)	JT-60SA	中、大型トカマク装置
4) ④	デタッチメント放電シナリオの外挿性を確保するために、ダイバータ運転に関する素過程の理論モデリングの充実に加えて、包括的なシミュレーション研究への発展が必要ではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ、先進プラズマモデリンググループ NIFS 数値実験研究プロジェクト 大学の研究室 (Simulation)	ヘリオス(六ちゃん) プラズマシミュレータ(NIFS)	ヘリオス(六ちゃん)後継機 新プラズマシミュレータ(NIFS)

3-4. 加熱・電流駆動システム開発

1) 第6期報告書で指摘されている技術課題と課題解決に向けて必要となる取組と体制を要約すると以下のとおりである。

1-1) 課題

- (a) 信頼性の高い1年以上の連続運転(定常化、高システム効率、耐中性子照射)。
- (b) 中性粒子ビーム入射(NBI): RF イオン源開発、ビーム加速(1-2MeV)技術開発、光中性化セル開発。
- (c) 電子サイクロトロン共鳴加熱(ECH): 周波数高速可変ジャイロトロン開発(170-220GHz)、ミラーレス導波管入射型ランチャーシステム開発。
- (d) 遠隔保守方法の確立。

1-2) 課題解決に向けて必要となる取組と体制

- (a) 国内共同プロジェクトとして中核試験設備建設(ITER建設終了までに)。
- (b) NBI: 新たな技術開発が必要な光中性化セル開発を早急に開始。

- (c) ECH：既存設備を活用した開発を継続。
- (d) 耐中性子照射：ITER での検証、中性子照射材料試験等を活用。

2) 課題の分析

2-1) 課題の整理

- 原型炉における加熱電流駆動装置として、主力となると考えられる NBI と ECH について検討した。両者とも、主要な技術開発が ITER 技術の延長線上にある。従って、ITER における着実な技術開発が極めて重要である。
- NBI については、主要な技術開発が ITER 技術の延長線上にある。新たに開発が必要な技術として、セシウムフリー化の技術開発（低仕事関数の電極材の開発）、高効率中性化セルの開発（プラズマ中性化セルの高効率化あるいは光中性化セルの開発）、耐放射線照射のための技術開発（MeV 級ビームの集束技術、偏向技術）があげられる。また、ITER での運転経験の蓄積が極めて重要であり、特にビーム加速における放射線照射の影響の課題を整理し、設計に反映することが必要である。
- ECH についても、主要な技術開発が ITER 技術の延長線上にある。新たに原型炉の適合化に必要な技術開発として、高周波数化と可動ミラーを不要とするための周波数高速可変技術の開発、高効率化のための多段エネルギー回収技術の高度化、真空容器内機器の占有体積を最小化するためのミラーレス導波管入射型ランチャーの開発があげられる。また、ITER での運転経験の蓄積が極めて重要であるとともに、JT-60SA での 2 周波数高速可変技術の開発を着実に実施することが必要である。
- 低域混成波（LH）やイオンサイクロトロン共鳴（IC）はアンテナへの熱負荷やプラズマとの結合特性に関して原型炉への適合性には問題が大きく、原型炉に向けた研究開発上の意義づけを明らかにする必要がある。
- これらの点を勘案すると、加熱・電流駆動システム開発における課題の構造は、図 4 のように整理できるのではないかと考えられる。ヘリカル方式の場合はこの中の部分に収まる。

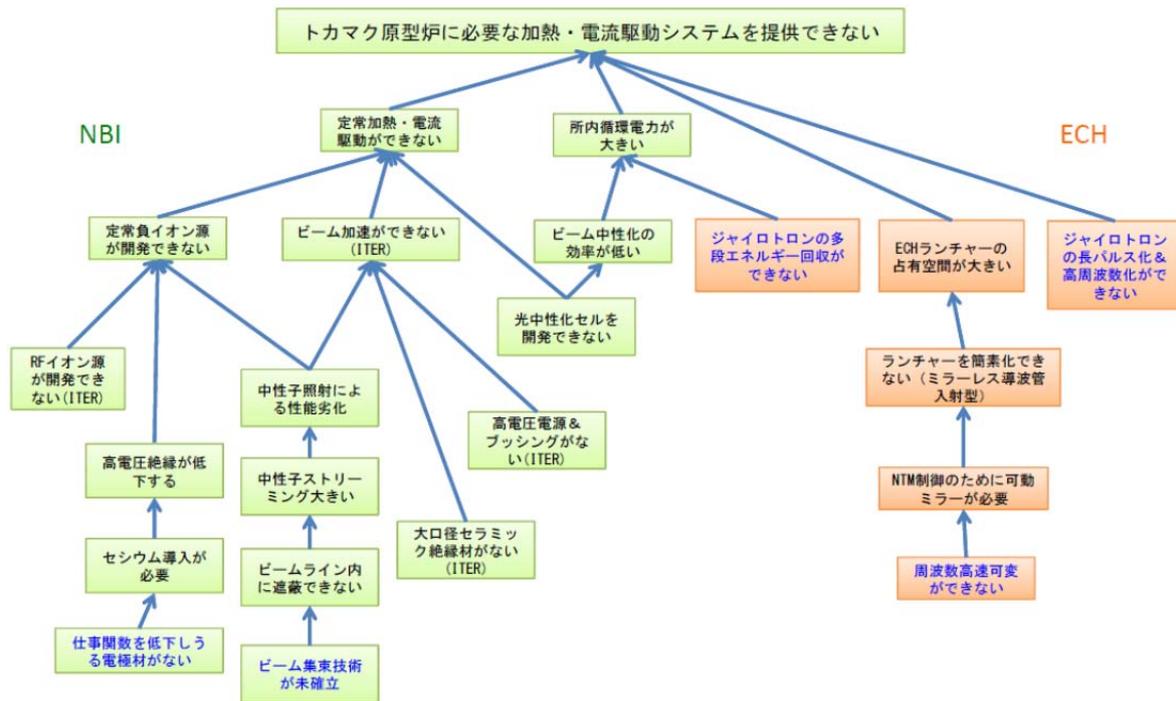


図4 加熱・電流駆動システム開発における課題の構造

2-2) コア課題の抽出、優先付

- NBIについては1年程度の長寿命化に必須な技術開発がコアの課題である。
- ECHについては原型炉への適合化のための技術開発がコアの課題である。

3) 喫緊の対応が必要と考えられる事項

- ① 技術開発目標として原型炉に要求されるNBIとECHの役割とそれぞれの技術仕様を明確にする必要があるのではないか。
- ② 技術開発目標に対する具体的なR&D計画を策定する必要があるのではないか。

4) 作業部会において検討の上、計画としてとりまとめていただきたい事項

- ① NBIの実機性能試験施設がITER建設終了までに必要ではないか。その際、国内に建設するのか、ITER NBTF (イタリア・パドヴァ) を拡張して国際協力として利用するのかを含めた計画立案と体制構築が必要ではないか。
 - ② セシウムフリー化や高効率中性化セル開発等のNBI要素技術開発に関して、国内体制構築と役割分担を明確にする必要があるのではないか。
 - ③ NBIやECHの構成機器の耐中性子照射試験施設が必要ではないか。
- 3)、4) であげた取組事項に関する担い手と施設について表4にまとめる。

表 4 加熱・電流駆動システム開発に関する取組の担い手と施設について

項目	取組	担い手	既存施設(国内)	必要施設(国外または新規)
3) ①	技術開発目標として原型炉に要求されるNBIとECHの役割とそれぞれの技術仕様を明確にする必要があるのではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ		
3) ②	技術開発目標に対する具体的なR&D計画を策定する必要があるのではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ、RF加熱開発グループ、NB加熱開発グループ NIFS 加熱プラズマ物理研究系		
4) ①	NBIの実機性能試験施設がITER建設終了までに必要ではないか。その際、国内に建設するのか、ITER NBTF(イタリア・パドヴァ)を拡張して国際協力として利用するのかを含めた計画立案と体制構築が必要ではないか。	JAEA NB加熱開発グループ NIFS 加熱プラズマ物理研究系	JAEA NB試験設備 NIFS NB試験設備	・実機性能NBI試験施設 ・ITER NB実機試験装置NBTF(イタリアに建設中)
4) ②	NBIの要素技術開発(セシウムフリー化や高効率中性化セル開発等)に関して、国内体制構築と役割分担を明確にする必要があるのではないか。	JAEA NB加熱開発グループ NIFS 加熱プラズマ物理研究系	JAEA NB試験設備 NIFS NB試験設備	・ITER NB実機試験装置NBTF(イタリアに建設中)
4) ③	ECHの要素技術開発(高周波数化と周波数高速可変技術、多段エネルギー回収技術、ミラーレス導波管入射型ランチャー等)に関して、国内体制構築と役割分担を明確にする必要があるのではないか。	JAEA RF加熱開発グループ NIFS 加熱プラズマ物理研究系	JAEA ECH試験設備 NIFS ECH試験設備	
4) ④	構成機器の耐中性子照射試験施設が必要ではないか。	JAEA 核融合中性子工学研究グループ	JAEA FNS	・ITER ・中性子照射施設

3-5. 理論・計算機シミュレーション研究

1) 第6期報告書で指摘されている技術課題と課題解決に向けて必要となる取組と体制を要約すると以下のとおりである。

1-1) 課題

- (a) 輸送障壁、密度限界、圧力限界等の物理機構の解明。
- (b) 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精密な検証。
- (c) 炉心プラズマ中の様々な物理量の空間分布を取り入れるとともに、輸送現象・不安定性による時間発展も取り入れた炉設計システムコード開発。
- (d) 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。
- (e) (b)～(d)等を統合した炉システム統合シミュレータの開発。
- (f) 大規模な計算資源が利用可能な環境の確保、国内の多くの研究者の有機的な連携と原型炉開発を担う若手人材の育成。

1-2) 課題解決に向けて必要となる取組と体制

- (a) 輸送障壁、密度限界、圧力限界等の現象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。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ス的な研究の進め方を検討する必要。
- (b) 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。また、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。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。

- (c) 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。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。
- (d) 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が必要。
- (e) 炉心プラズマ統合コード研究、炉工学統合コード研究、炉設計コード研究が、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。
- (f) 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。核融合原型炉シミュレーションセンターの設置が必要。若手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。

2) 課題の分析

2-1) 課題の整理

- 統合コードの定義 1：コアプラズマから境界プラズマ、スクレイプオフ層プラズマ、ダイバータプラズマまでを統一的に扱えるシミュレーションコード。
 - ・ マルチスケール（時間：10ps～1000s、空間：10 μ s～10m）
 - ・ 様々な物理過程（MHD、微視的不安定性、巨視的不安定性、高エネルギー粒子、原子分子過程、プラズマ壁相互作用など）
 - ・ 様々な現象（平衡、輸送、電流駆動、加熱、放射、デタッチなど）
 - ・ 定常状態から時間変化まで
- 統合コードの定義 2：物理解明～炉設計～制御用シミュレータまで幅広い用途。
 - ・ 数日かかる大規模シミュレーションから実時間シミュレーション
 - ・ 基本的な物理モデルに基づくシミュレーション、モデル化、経験則
 - ・ 実験との比較が容易なアウトプット
 - ・ 材料中の分子動力学解析、熱解析、電磁力解析、応力解析、中性子解析など工学的コードとのインターフェイス
- 要素コードのシミュレーション結果と実験結果との比較がケースバイケースでのみ行われており、実験結果の再現性が不十分。特に、ディスラプションは、VDE、ハロー電流、逃走電子の取り扱いが不十分。ダイバータは、流体コードで再現できる現象、粒子コードでしか再現できない現象を明確にするとともに、モデル化による高速化が必要。
- 組織的にプロジェクトとして進める必要がある。役割分担、責任体制の明確化、原型炉のスケジュールと整合した具体的なマイルストーンの設定が必要。
- 工学的コードとの結合による炉設計コードへの拡張。

- リソースの確保：人材確保・育成（特に実験との比較を行う人材、コードの統合を行う人材）、計算機資源確保。
- これらの点を勘案すると、理論・計算機シミュレーション研究における課題の構造は、図5のように整理できるのではないかと。

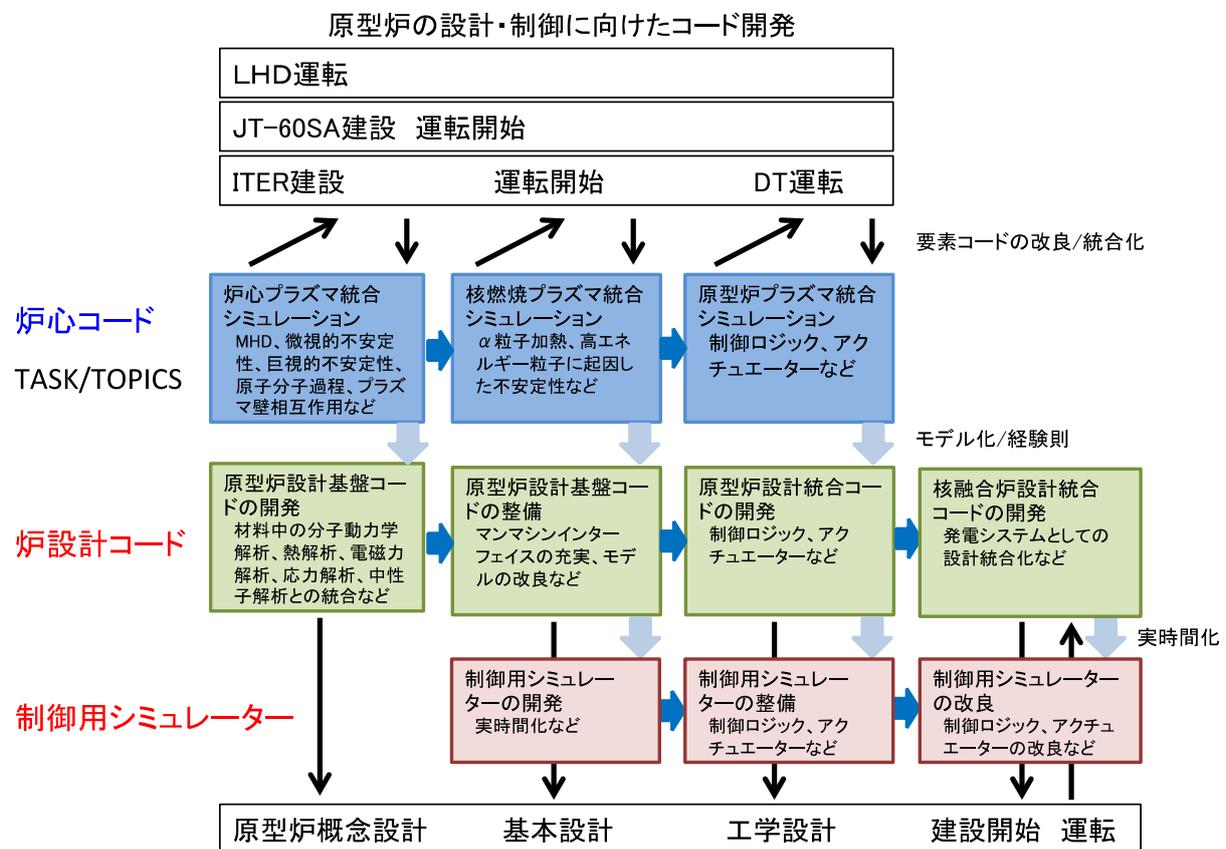


図5 原型炉の設計・制御に向けたコード開発

2-2) コア課題の抽出、優先付

- 全体を総合的に説明できるモデルの開発・改良が必要。各要素コードの精度向上と全体コードマネジメントの両面から組織的に進めることが重要である。

3) 喫緊の対応が必要と考えられる事項

- ① 役割分担の明確化と原型炉のスケジュールと整合した具体的なマイルストーンの設定が必要ではないか。
- ② 図5にある研究開発を進めるための人材確保計画が必要ではないか。

4) 作業部会において検討の上、計画としてとりまとめていただきたい事項

- ① 集中的にコードを開発すべき領域（ディスラプション、ダイバータなど）を設定する必要があるのではないかと。
- ② 人材育成、計算機資源確保の方策が必要ではないかと。

○ 3)、4) であげた取組事項に関する担い手と施設について表 5 にまとめる。

表 5 理論・計算機シミュレーション研究に関する取組の担い手と施設について

項目	取組	担い手	既存施設(国内)	必要施設(国外または新規)
3) ①	役割分担の明確化と原型炉のスケジュールと整合した具体的なマイルストーンの設定が必要ではないか。	JAEA プラズマ理論シミュレーショングループ、先進プラズマモデリンググループ NIFS 数値実験研究プロジェクト 大学の研究室(京大など)		
3) ②	研究開発を進めるための人材確保計画が必要ではないか。	JAEA プラズマ理論シミュレーショングループ、先進プラズマモデリンググループ NIFS 数値実験研究プロジェクト 大学の研究室(京大など)	ヘリオス(六ちゃん) JAEAのスパコン プラズマシミュレーター(NIFS) 京	ヘリオス(六ちゃん)後継機など
4) ①	集中的にコードを開発すべき領域(ディスラプション、ダイバータなど)を設定する必要があるのではないか。	JAEA プラズマ理論シミュレーショングループ、先進プラズマモデリンググループ NIFS 数値実験研究プロジェクト 大学の研究室(京大など)		
4) ②	人材育成、計算機資源確保の方策が必要ではないか。	JAEA プラズマ理論シミュレーショングループ、先進プラズマモデリンググループ NIFS 数値実験研究プロジェクト 大学の研究室(京大など)		

3-6. 炉心プラズマ研究

1) 第 6 期報告書で指摘されている技術課題と課題解決に向けて必要となる取組と体制を要約すると以下のとおりである。

1-1) 課題

- (a) トカマク原型炉のプラズマ設計の高度化が必要。(高総合炉心性能、ダイバータ熱流束低減、制御手法確立)
- (b) LHD と JT-60SA 双方を用いた定常運転プラズマの高性能化が必要。(高性能プラズマと低第一壁熱負荷との両立)
- (c) 炉心プラズマ技術と炉工学技術の統合。(ダイバータ試験、PWI、ブランケット・プラズマ整合試験、プラズマ制御機器試験)
- (d) 国際的な場で主導性を発揮する人材の育成が急務。

1-2) 課題解決に向けて必要となる取組と体制

- (a) ITER、JT-60SA、理論モデリングを複合した有機的な取組が必要。ダイバータ配位の改良試験に関して諸外国の装置との協力も重要である。
- (b) LHD 重水素実験により核融合条件に近い高性能定常プラズマの研究の推進し、環状プラズマの学術的体系化を通して ITER および原型炉の課題解決に貢献する。
- (c) 炉心プラズマ技術と炉工学技術の統合試験の多くは ITER を用いて高中性子環境下で実施。ITER では装置制約上困難な試験や新しいアイデア試験を機動性の高い JT-60SA や LHD で実施する。
- (d) 国内研究コミュニティがチームとして国際的に主導性を発揮できるように、JT-60SA の実験体制を構築。ITER や JT-60SA 実験に大学等の研究者の常駐／長期滞在を可能にする人事・運営制度。長期的視点での継続的な人材確保が必要である。

2) 課題の分析

2-1) 課題の整理

- 定常維持を実証することが課題である。
- ダイバータの健全性の確保において、核融合出力に応じた熱負荷とダイバータ構造からの除熱性能評価の検討に加え、完全デタッチメント維持、不純物入射による高放射損失、ELM抑制を可能にするダイバータプラズマ制御シナリオの確立が課題である。
- 炉工学的制約の下で、真空容器内制御コイルを設置できない原型炉環境下で、高ベータ化に起因する炉心プラズマ特性（高熱流束、高中性子束、ディスラプション頻度）の影響緩和が課題である。
- ディスラプション回避・緩和において、計測に基づく実時間評価コードによる発生の予測が根本課題であるとともに、運転限界に対する裕度の評価が重要である。
- 制御手法と制御ロジックの確立において、制御すべき物理量とその応答特性のデータベース構築やそれに基づいた運転シナリオの構築が課題である。
- 原型炉に必要な炉心プラズマ総合性能の実証（JT-60SA）や、理論モデリングによる外挿性を示すことが重要である。
- これらの点を勘案すると、炉心プラズマ研究における課題の構造は、図 6-1 のように整理できるのではないかと。

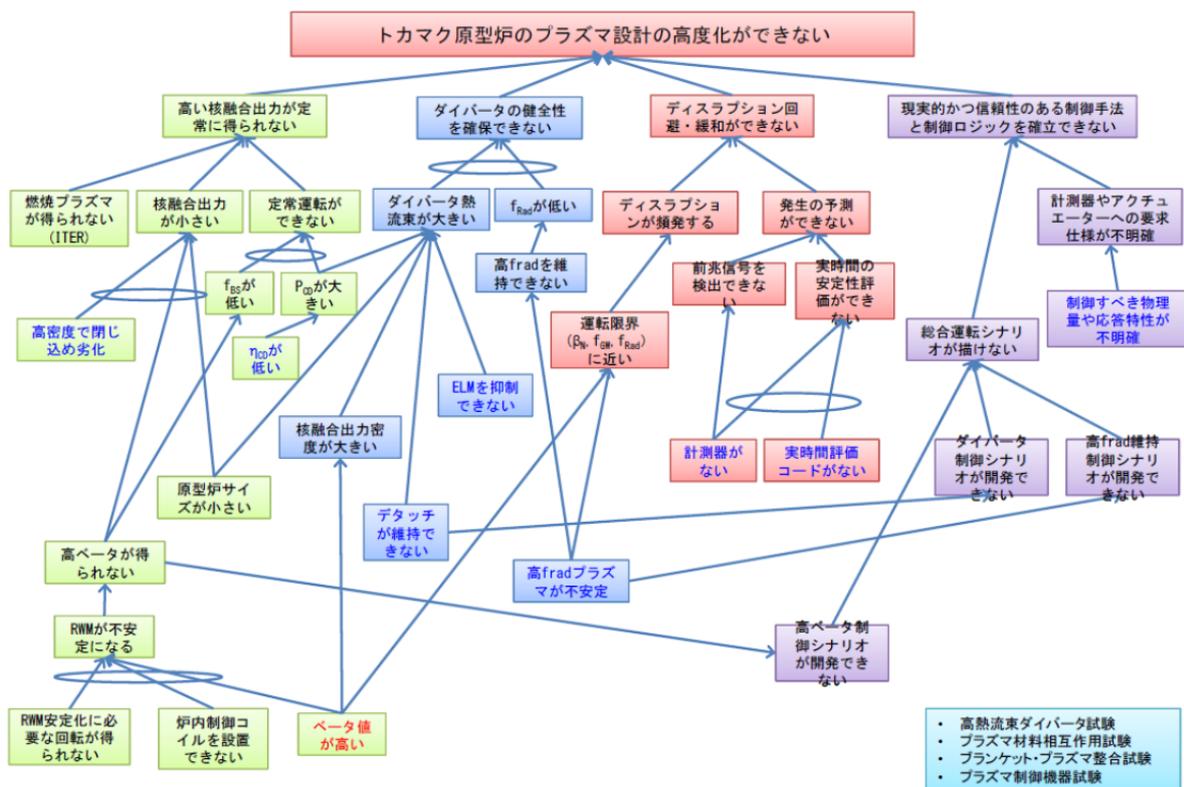


図 6-1 トカマク原型炉炉心プラズマ研究の課題の構造

- 原型炉を担う若手研究者（30 代以下）の育成（人材の流動化）が重要であり、その課題

の構造は図 6-2 のようになるのではないか。

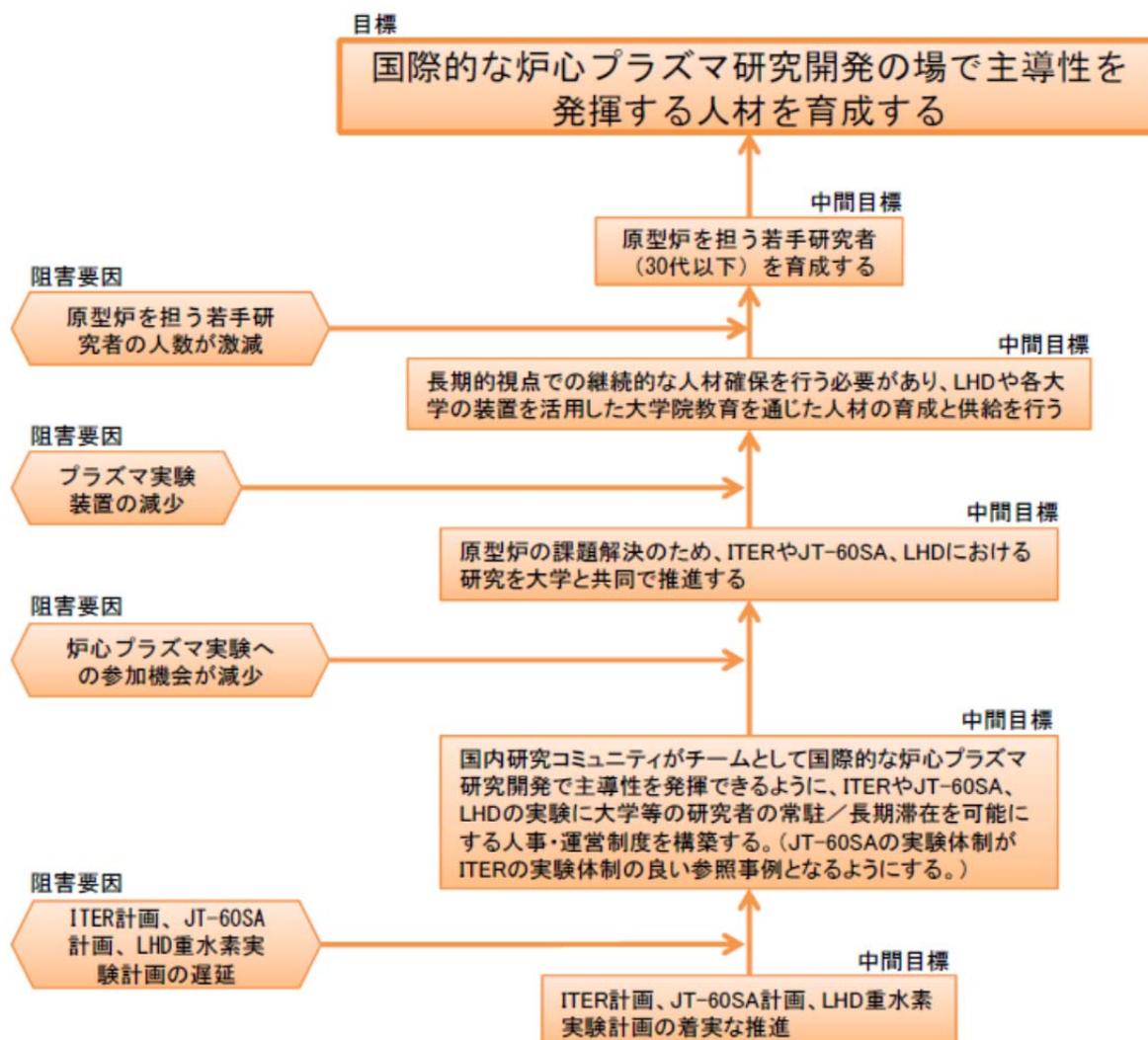


図 6-2 炉心プラズマ研究における人材育成の課題の構造

2-2) コア課題の抽出、優先付

- ダイバータの健全性確保とディスラプション対策は、先進的あるいは保守的な原型炉概念に依らず克服すべき課題である。
- 高ベータ化に起因する課題は、複数の炉工学的制約（導体壁設置、許容熱負荷、ディスラプション頻度、最低限の制御機器）と対立しており、優先して取り組む必要がある。

3) 喫緊の対応が必要と考えられる事項

- ① 原型炉に向けたデータベース拡充等を、ITPA を活用しつつ取り組む必要があるのではないか。JT-60SA の稼働までの期間にコアの課題の解決のために海外の実験を利用し、JT-60SA 研究計画に反映させる必要があるのではないか。

- ② ITER や JT-60SA の実験にオールジャパン体制で臨めるよう人材育成と大学等の研究者の常駐／長期滞在を可能にする制度を今から構築する必要があるのではないか。
- 4) 作業部会において検討の上、計画としてとりまとめていただきたい事項
- ① 国内プラズマ実験装置の原型炉に向けた役割分担・連携を明確にする必要があるのではないか。例えば、
- ② 高ベータ化に起因する課題への国内での取組は JT-60SA でのみ可能であり、ITER における高ベータ実験に先行して課題解決の道筋をつけるため、JT-60SA の高加熱パワー化、国内プラズマ実験装置と連携した計測機器群の整備、を加速させる必要があるのではないか。
- ③ 高熱流束によるダイバータ長時間特性での課題を明らかにするため、LHD の高加熱パワー&長パルス化を早期に実施し、原型炉概念設計に反映させる必要があるのではないか。
- ④ 原型炉ではタングステンダイバータが想定されることから、ITER や国外のタングステンダイバータトカマクの実験成果を踏まえつつ、JT-60SA において原型炉設計と整合する完全デタッチメント制御技術を開発するため、適切な時期にタングステンダイバータへの改造をする必要があるのではないか。
- ⑤ タングステンを含むプラズマ壁相互作用に関して、原型炉設計のために基礎データを整理し、その獲得を共通目標として LHD、GAMMA10、QUEST 等の国内プラズマ実験装置の固有の特長を活かした取組を組織すべきではないか。
- ⑥ 現実的かつ信頼性の高い制御手法と制御ロジックを確立するために、JT-60SA 運転初期から適用可能な制御シミュレータの開発を大学等と協力して促進するとともに、ITER での実証試験も含めて検討すべきではないか。
- ⑦ ITER および JT-60SA の実験と原型炉設計とのフィードバック、フィードフォワードの関係を強化するために人材の交流・流動化などを戦略的に計画する必要があるのではないか。
- 3)、4) であげた取組事項に関する担い手と施設について表 6 にまとめる。

表 6 炉心プラズマ研究に関する取組の担い手と施設について

項目	取組	担い手	既存施設(国内)	必要施設(国外または新規)
3) ①	原型炉に向けたデータベース拡充等を、ITPAを活用しつつ取り組む必要があるのではないか。	JAEA 先進プラズマ研究開発ユニット NIFS LHD計画プロジェクト 大学のプラズマ研究室		
3) ②	JT-60SAが稼働するまでの期間に、コア課題の解決のために海外装置での実験を利用し、JT-60SA研究計画に反映させる必要があるのではないか。	JAEA 先進プラズマ研究開発ユニット		JET ASDEX-U Tore Supra DIII-D
3) ③	ITERやJT-60SAの実験にオールジャパン体制で臨めるよう人材育成と大学等の研究者の常駐／長期滞在を可能にする制度を今から構築する必要があるのではないか。	JAEA 先進プラズマ研究開発ユニット NIFS LHD計画プロジェクト 大学のプラズマ研究室		
4) ①	国内プラズマ実験装置の原型炉に向けた役割分担・連携を明確にする必要があるのではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ、先進プラズマ研究開発ユニット NIFS LHD計画プロジェクト 大学のプラズマ研究室		
4) ②	高ベータ化に起因する課題への国内での取組はJT-60SAでのみ可能であり、ITERにおける高ベータ実験に先行して課題解決の道筋をつけるため、JT-60SAの高加熱パワー化、国内プラズマ実験装置と連携した計測機器群の整備、を加速させる必要があるのではないか。	JAEA 先進プラズマ研究開発ユニット NIFS LHD計画プロジェクト 大学のプラズマ研究室	JT-60SA LHD Heliotron J GAMMA10 QUEST	
4) ③	高熱流束によるダイバータ長時間特性での課題を明らかにするため、LHDの高加熱パワー&長パルス化を早期に実施し、原型炉概念設計に反映させる必要があるのではないか。	NIFS LHD計画プロジェクト	LHD	
4) ④	原型炉ではタングステンダイバータが想定されることから、ITERや国外のタングステンダイバータカマクの実験成果を踏まえつつ、JT-60SAにおいて原型炉設計と整合する完全デタッチメント制御技術を開発するため、適切な時期にタングステンダイバータへの改造をする必要があるのではないか。	JAEA 先進プラズマ研究開発ユニット、 トカマクシステム技術開発ユニット	JT-60SA	ITER JET ASDEX-U
4) ⑤	タングステンを含むプラズマ壁相互作用に関して、原型炉設計のために基礎データを整理し、その獲得を共通目標としてLHD、GAMMA10、QUEST等の国内プラズマ実験装置の固有の特長を活かした取り組みを組織すべきではないか。	JAEA 先進プラズマ研究開発ユニット NIFS LHD計画プロジェクト 大学のプラズマ研究室	JT-60SA LHD Heliotron J GAMMA10 QUEST 大学のPWII試験装置	
4) ⑥	現実的かつ信頼性の高い制御手法と制御ロジックを確立するために、JT-60SA運転初期から適用可能な制御シミュレータの開発を大学等と協力して促進するとともに、ITERでの実証試験も含めて検討するべきではないか。	JAEA 先進プラズマ研究開発ユニット NIFS LHD計画プロジェクト 大学のプラズマ研究室	JT-60SA	ITER
4) ⑦	ITERおよびJT-60SAの実験と原型炉設計とのフィードバック、フィードフォワードの関係を強化するために人材の交流・流動化などを戦略的に計画する必要があるのではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ、先進プラズマ研究開発ユニット NIFS LHD計画プロジェクト 大学のプラズマ研究室	JT-60SA	ITER

3-7. 核融合燃料システム開発

1) 第6期報告書で指摘されている技術課題と課題解決に向けて必要となる取組と体制を要約すると以下のとおりである。

1-1) 課題

(a) 大量・高濃度のトリチウム及びトリチウム含有熱媒体の取扱い技術、計量管理、初期装荷トリチウムの確保。さらに、これらを扱う大型技術の開発。

(b) 廃液処理、及び固体廃棄物からのトリチウム除去を行う大型技術の開発。

(c) トリチウムの取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形で解決を計画的に図る必要。

(d) リチウム6について100トンレベル製造能力の確証が必須。ロジスティックスの確保の観点から、国産化が必要。このためのリチウムの分離回収技術は、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。

1-2) 課題解決に向けて必要となる取組と体制

- (a) トリチウム技術開発には新たな大型施設が必要。ただし、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することが可能。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必要。
- (b) 廃棄物処理などの技術については ITER 計画で獲得される技術では不十分であり、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。
- (c) トリチウム回収系の技術については、ITER や JT-60SA 等の実験を通じて、高精度の計量管理を含めた技術開発を進める必要。
- (d) リチウム 6 については、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。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。

2) 課題の分析

2-1) 課題の整理

○ ITER に向けた研究開発。

- ・ 核融合炉トリチウム燃料循環システムにおける個々のプロセスの研究開発（同位体分離、不純物除去等）
- ・ 材料とトリチウムの相互作用データの取得
- ・ トリチウム安全取扱実績の蓄積（計量管理、トリチウム除去系含む、世界のトリチウム施設の運転）

○ ITER での研究開発。

- ・ 統合システムとしてのトリチウム燃料循環システムの運転と実証
- ・ 炉としてのトリチウム安全取扱実績の蓄積
- ・ ITER で新採用となったトリチウム除去系（スクラバー方式）の実証試験
- ・ ブランケットトリチウム回収、水処理の実証試験
- ・ ITER 以外での研究開発
- ・ 大量取扱い試験施設の検討（人材教育含む）
- ・ トリチウム含有ガス・水を取り扱う機器開発：真空ポンプ（メンブレンポンプ等）、タービン等
- ・ 初期装荷トリチウムの確保：製造プロセスの検討（重水炉や再処理施設からの回収）、海外からの大量購入（カナダ、韓国等）の検討、初期装荷トリチウムなしの検討（ビーム加熱の必要性の加熱シナリオとの整合性）
- ・ リチウム 6：濃縮技術の検討

- これらの点を勘案すると、核融合燃料システム開発における課題の構造は、図 7 のように整理できるのではないかと。

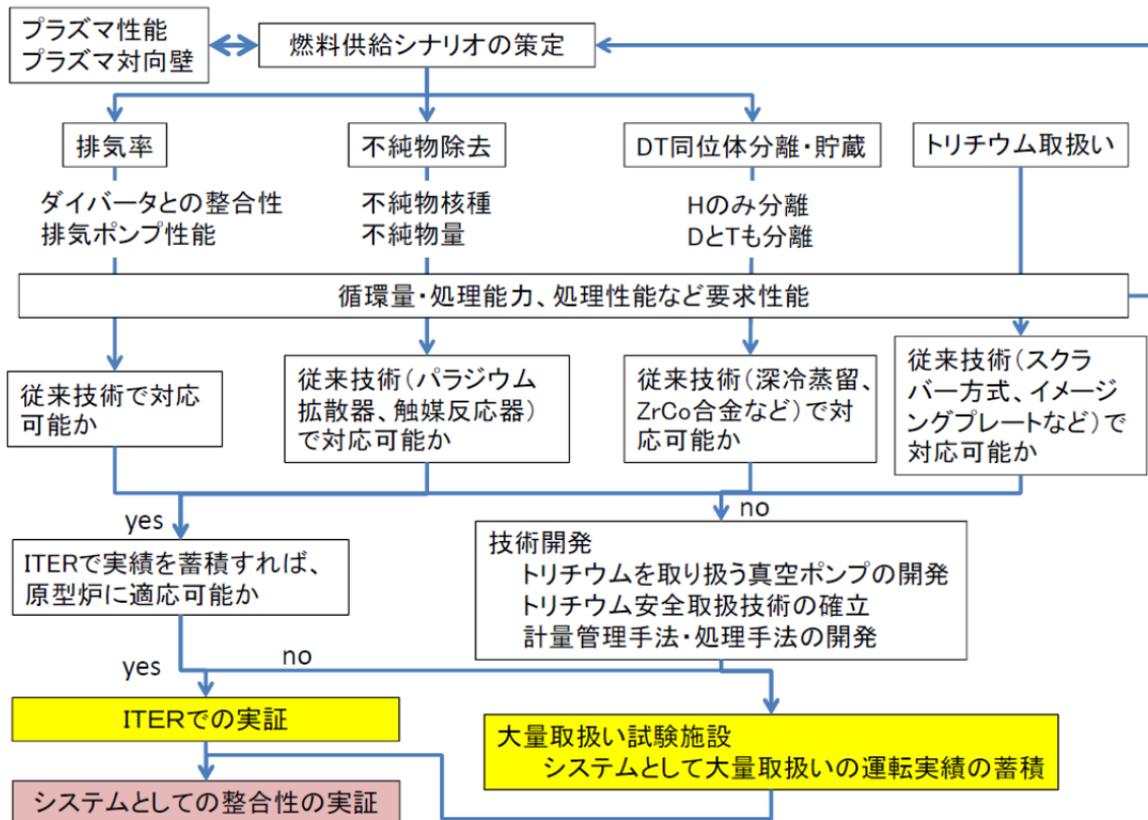


図7 核融合燃料システム開発における課題の構造

2-2) コア課題の抽出、優先付

○ ITER はトリチウムを使った本格的な燃料システムを構築する最初のプラントであり、今後の研究開発への指針を与えるものである。ITER 機器開発と ITER でのトリチウム取扱い技術の蓄積を最優先にするべきである。

3) 喫緊の対応が必要と考えられる事項

- ① 原型炉での燃料供給シナリオと整合したシステム仕様の決定が必要ではないか。
- ② 原型炉における燃料インベントリの定量評価が必要ではないか。

4) 作業部会において検討の上、計画としてとりまとめていただきたい事項

- ① トリチウム含有ガス・水を取り扱う機器開発計画が必要ではないか。
 - ② リチウム 6 濃縮技術の検討が必要ではないか。
 - ③ 大量取扱い試験施設の仕様検討、設計、建設が必要ではないか。
- 3)、4) であげた取組事項に関する担い手と施設について表 7 にまとめる。

表 7 核融合燃料システム開発に関する取組の担い手と施設について

項目	取組	担い手	既存施設(国内)	必要施設(国外または新規)
3) ①	原型炉での燃料供給シナリオと整合したシステム仕様の決定が必要ではないか。	JAEA炉設計グループ		
3) ②	原型炉における燃料インベントリーの定量評価が必要ではないか。	JAEA 炉設計グループ JAEA JT-60実験グループ NIFS 核融合工学研究プロジェクト NIFS LHD実験計画プロジェクト 大学の研究室(プラズマ壁相互作用関係)	JT-60SA LHD QUEST	ITER JET ASDEX-U Tore Supra DIII-D KSTAR EAST など
4) ①	トリチウム含有ガス・水を取り扱う機器開発計画が必要ではないか。	JAEA 工学グループ NIFS 核融合工学研究プロジェクト 大学の研究室(核融合工学関係)		
4) ②	リチウム6濃縮技術の検討が必要ではないか。	JAEAプランケット開発グループ		
4) ③	大量取扱い試験施設の仕様検討、設計、建設が必要ではないか。	JAEA トリチウムグループ NIFS 核融合工学研究プロジェクト 大学の研究室(トリチウム関係)	TPL 原型炉R&D棟	大量取扱い試験施設

3-8. 核融合炉材料開発と規格・基準策定

1) 第6期報告書で指摘されている技術課題と課題解決に向けて必要となる取組と体制を要約すると以下のとおりである。

1-1) 課題

- (a) 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。
- (b) 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組案を検討し、取り組む必要がある。
- (c) 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、規格基準の確立が必要である。
- (d) 材料開発には長いタイムスパンが必要であるが、実際の使用に着実に結びつけるためには、産業界の長期にわたる積極的参画が不可欠である。

1-2) 課題解決に向けて必要となる取組と体制

- (a) <取組>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。
<体制>関連するBA活動を全日本としての体制で取り組む。アメリカ機械工学会(ASME)との連携の可能性も考慮。
- (b) <取組①>原型炉工学設計活動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を定義。
<体制①>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が発現する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、模擬照射実験及びモデリング研究を基軸としてBA活動が進められており、大学の広範な基礎研究も寄与するものである。

＜取組②＞この戦略は豊富な中性子照射データの取得が必要。

＜体制②＞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。

＜取組③＞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。

＜体制③＞IFMIF の開発については 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在り方を明確にし、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性化しており、今後連携を深める必要がある。

＜取組④＞初期工学設計の範囲内においても、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 BA 活動後に拡張利用して中性子照射施設を整備することがオプションとして考えられる

＜体制④＞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。

- (c) ＜取組＞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。

＜体制＞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、国際協力プログラムの充実を図る必要がある。

- (d) ＜取組＞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、産業界の積極的参画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される。

2) 課題の分析

2-1) 課題の整理

- 課題の整理（例えば、上記 1-1）は四つではなく二つあるいは三つにまとめられる）、
- (a) 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が必要であり、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。
- (b) 核融合中性子照射影響を考慮した材料規格が必要であり、従来の（将来の IFMIF も）微小試験片を用いて得た照射データの取り込み方を規格基準として明確化する必要がある。また、核融合中性子照射影響について、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組案を検討し、取り組む必要。
- (c) 長期的な産業界の連携や人材の育成が必要：複合的な視点を持つ人材の育成が必要。
- これらの点を勘案すると、核融合炉材料開発と規格・基準策定における課題の構造は、図 8 のように整理できるのではないか。

の集中が必要ではないか)

- ・ IFMIF では具体的にどの項目を優先的に評価するのか。評価できない項目は、シミュレーション・モデリングや模擬照射実験で補うことは可能か。
- ・ IFMIF 代替手段と核融合中性子照射環境との差異は、シミュレーション・モデリングや模擬照射実験で補うことは可能か。

4) 作業部会において検討の上、計画としてとりまとめていただきたい事項

- ① 材料規格策定に必要な中性子照射データの明確化を受けて、多様（かつ多量の）な中性子照射影響データを取得することが必要であるのならば、多数のサンプルを同時に取り扱い可能な、比較的大規模な照射後試験施設が必要ではないか。（IFMIF の活用も見据えて）
 - ② 原型炉において TBM を設置し、先進構造材料のテストベッドとするようなプランは、材料開発の見通しにおいて、現状のペースで達成可能かどうか。（これから 20 年後に、現在の F82H と同程度の技術成熟度は見込めるか。またそのために核融合開発として必要な投資はどの程度の規模になるか）に答える計画が必要ではないか。
 - ③ 上記課題の解決には 10 年以上のスパンを見据えた産業界（素材メーカー、重工業）からの協力が必要になると考えられるが、産業界側の受け入れ態勢を整える必要があるのではないか（例えば、低放射化スペックを達成可能な原材料と溶解炉の確保等）
- 3)、4) であげた取組事項に関する担い手と施設について表 8 にまとめる。

表 8 核融合材料開発と規格・基準策定に関する取組の担い手と施設について

項目	取組	担い手	既存施設(国内)	必要施設(国外または新規)
3) ①	設計チームや関連学協会との対話により、材料規格策定に必要な中性子照射データの明確化が必要ではないか(照射温度、照射量、評価すべき特性、対象(溶接部等))。 ・材料開発段階に必要な基礎的な材料データに加えて、更に多くの材料データが必要になると考えられるが、具体的には何か。例えば動的破壊靱性、疲労、クリープ、電磁力試験、照射下共存性等、接合部、被覆部等はクリティカルな評価項目か。 ・これらの課題解決のために、既存の照射施設を用いた新たな(大規模な)照射計画は必要になるか。	JAEA 核融合炉構造材料開発グループ、ブランケット工学研究開発グループ NIFS 核融合工学プロジェクト 大学の研究室 (Materials) 関連学協会(日本機械学会等)	常陽、JMTR、BA六ヶ所施設、東北大学金研大洗施設	HFIR
3) ②	上記の課題に対して、IFMIFあるいはその代替手段の位置付けはどのようなものになるのか。 ・国内の照射場の状況を見ると、利用価値の高い照射場が必要ではないか(リソースの集中が必要ではないか) ・IFMIFでは具体的にどの項目を優先的に評価するのか。評価できない項目は、シミュレーション・モデリングや模擬照射実験で補うことは可能か。 ・IFMIF代替手段と核融合中性子照射環境との差異は、シミュレーション・モデリングや模擬照射実験で補うことは可能か。	JAEA 核融合炉構造材料開発グループ、ブランケット工学研究開発グループ NIFS 核融合工学プロジェクト 大学の研究室 (Materials)	BA六ヶ所施設、ヘリオス(六ちゃん)	IFMIF、核融合中性子源
4) ①	材料規格策定に必要な中性子照射データの明確化を受けて、多様(かつ多量の)な中性子照射影響データを取得することが必要であるのならば、多数のサンプルを同時に取り扱い可能な、比較的大規模な照射後試験施設が必要ではないか(IFMIFの活用も見据えて)。	JAEA 核融合炉構造材料開発グループ、ブランケット工学研究開発グループ NIFS 核融合工学プロジェクト 大学の研究室 (Materials)	BA六ヶ所ホットラボ	BA六ヶ所ホットラボの充実
4) ②	原型炉においてTBMを設置し、先進構造材料のテストベッドとするようなプランは、材料開発の見通しにおいて、現状のペースで達成可能かどうか。(これから20年後に、現在のF82Hと同程度の技術成熟度は見込めるか。またそのために核融合開発として必要な投資はどの程度の規模になるか)に答える計画が必要ではないか。	JAEA 核融合炉構造材料開発グループ、ブランケット工学研究開発グループ NIFS 核融合工学プロジェクト 大学の研究室 (Materials)	BA六ヶ所施設、大学核融合材料研究基盤施設(北大超高圧、東北大金研大洗、京大エネ研 DuET&MUSTER等)	HFIR等日米協力関連施設
4) ③	上記課題の解決には10年以上のスパンを見据えた産業界(素材メーカー、重工業)からの協力が必要になると考えられるが、産業界側に受け入れ態勢は整える必要があるのではないかと(例えば、低放射化スペックを達成可能な原材料と溶解炉の確保等)	JAEA 核融合炉構造材料開発グループ	産業界(素材メーカー)関連施設	

3-9. 核融合炉の安全性と安全研究

1) 第6期報告書で指摘されている技術課題と課題解決に向けて必要となる取組と体制を要約すると以下のとおりである。

1-1) 課題

- (a) 核融合プラントの工学的安全性の理解に基いた、安全性、及びトリチウム影響の評価。
- (b) 通常運転時においてもトリチウムの放出があることから、環境トリチウム挙動と生態系影響の把握、安全管理、社会的受容性の確保。
- (c) 異常事象とその対策などの安全に関する研究は、国内で我が国固有の条件に合わせて実施できる体制を構築することが必要である。

1-2) 課題解決に向けて必要となる取組と体制

- (a) <取組> 原型炉で重要な事故シーケンスの解明、事故進展の防止・緩和のための安全設計手法の構築、原型炉の安全設計ガイドラインの確立。ブランケット内の化学的エネルギーの予測に関するデータが不十分であり、今後実験等によりデータを蓄積する必要がある。トリチウムのインベントリは、真空容器内、ブランケット表面と内部に存在するトリチウ

ムを適切に管理できるだけのデータを揃える必要がある。日本の風土や社会状況にあった安全要求基準と原型炉の安全設計ガイドラインの整備。

＜体制＞この分野の研究者が世界的に手薄になっていることを念頭においた、長期的視点での人材確保の必要。

- (b) ＜取組＞地道な環境放射線影響の評価研究への幅広い支援が重要で、そ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転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ことが望まれる。
- ＜体制＞環境安全性に関する課題では、原子力や放射線生物、環境等多くの分野の研究者との連携が不可欠である。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研究実績を積み重ねることが重要である。
- (c) ＜体制＞環境安全性の基礎を支える研究者（トリチウムなどの環境挙動分野など）が、核融合分野からほとんど支援を受けていないなど、体制的にもかなり深刻な問題点があり、長期的展望に立って人材を育成する環境が必要。また、ITER でのトリチウム取扱い経験を我が国に持ち帰る若手技術者、研究者の育成も必要。安全研究は原型炉の本格的な概念設計研究とは不可分であり、原型炉設計のコアとなる全日本体制を構築することが非常に重要。

2) 課題の分析

2-1) 課題の整理

- 安全性検討に関わるデータ（材料物性、化学反応）が不足しているが、この活動を本格化できない理由は、使用する材料が選択されていないことにある。
- 共通の課題として、安全評価を含むプラント検討に携わる研究者、特にトリチウムの環境影響に関わる研究者が不足していることが深刻である。
- ITER の誘致活動の後、安全評価用のコード開発、Verification&Validation 用の試験装置開発がともに停滞したままである。
- これらの点を勘案すると、核融合炉の安全性と安全研究における課題の構造は、図 9 のように整理できるのではないか。

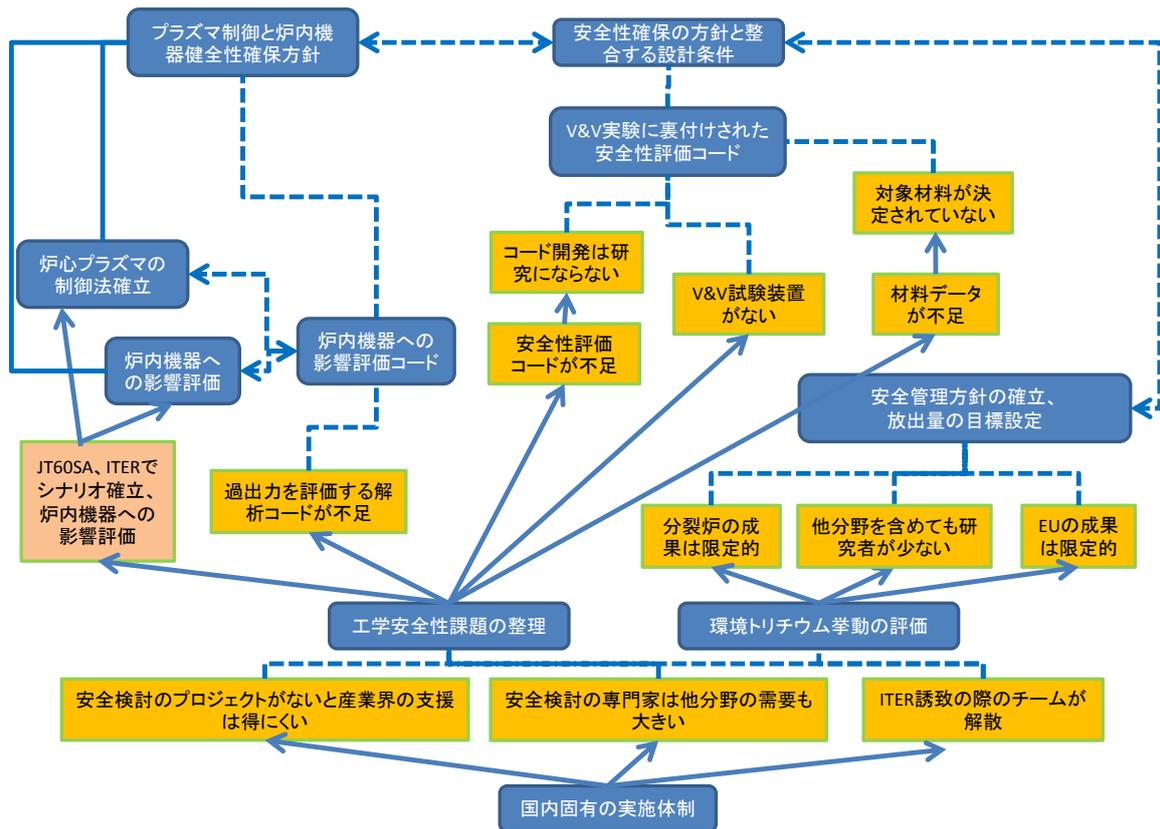


図9 核融合炉の安全性と安全研究における課題の構造

2-2) コア課題の抽出、優先付

- 安全性検討については、ITER 誘致活動後、検討チームが解散したこと、主だった活動が停滞したことが課題であり、プロジェクトとして活動を立ち上げることが重要である。
- 安全性検討チームは、他分野も含めた産官学の幅広い協力を得やすい体制とすることが重要である。

3) 喫緊の対応が必要と考えられる事項

- ① 安全検討と材料データなどの取得を加速し、概念設計の裏付けを強化する必要があるのではないか。このためには以下の点に留意すべきではないか。
- ② 原型炉の要求仕様と、そこから導かれる個別要素への要求の明確化が必要ではないか。
- ③ 原型炉に特有な事象の抽出と影響評価を整理する必要があるのではないか。
- ④ そのために、安全性検討を含む概念設計検討に携わるチームの活動強化が必要ではないか。
- ⑤ 特に、設計に必要な材料を選択し、データ取得に集中する活動のシフトが必要ではないか。
- ⑥ チームの体制は、他分野の研究者にとっても参画する意義のあるものにする必要があるのではないか。

4) 作業部会において検討の上、計画としてとりまとめていただきたい事項

- ① 材料データ取得、安全コード開発および Verification&Validation 実験に必要な装置の整備

と試験計画をレビューし、プロジェクト化することが必要ではないか。

- ② 他分野の研究者の協力を得やすい形の検討チームの立ち上げが必要ではないか。
 - ③ 安全要求基準と原型炉の安全設計ガイドラインの整備が必要ではないか。検討にあたっては、既存の規制や設計基準を参考にしつつ、核融合炉固有の安全性を考慮して合理的なものとするのが重要ではないか。
 - ④ さらに、規制と許認可手続きの在り方について検討することが重要ではないか。
 - ⑤ 上記プラントの社会受容性を判断するべきではないか。
- 3)、4) であげた取組事項に関する担い手と施設について表9にまとめる。

表9 核融合炉の安全性と安全研究に関する取組の担い手と施設について

項目	取組	担い手	既存施設(国内)	必要施設(国外または新規)
3) ②	原型炉の要求仕様と、そこから導かれる個別要素への要求の明確化が必要ではないか	JAEA核融合炉システム研究グループ NIFS核融合工学研究プロジェクト	六ヶ所BAサイト	国内他拠点
3) ③	原型炉に特有な事象の抽出と影響評価を整理する必要があるのではないか	JAEA核融合炉システム研究グループ NIFS核融合工学研究プロジェクト	六ヶ所BAサイト	国内他拠点
3) ④	そのために、安全性検討を含む概念設計検討に携わるチームの活動強化が必要ではないか	JAEA核融合炉システム研究グループ NIFS核融合工学研究プロジェクト 大学の研究室	六ヶ所BAサイト	国内他拠点
3) ⑤	設計に必要な材料を選択し、データ取得に集中する活動のシフトが必要ではないか	JAEA核融合炉システム研究グループ JAEAブランケット研究開発ユニット NIFS核融合工学研究プロジェクト	六ヶ所BA施設の材料特性評価装置	材料特性評価装置群の拡充
3) ⑥	チームの体制は、他分野の研究者にとっても参画する意義のあるものにする必要があるのではないか	JAEA NIFS 他研究所 メーカー 大学の研究室		
4) ①	データ取得、安全コード開発およびV&V実験に必要な試験装置の整備、開発計画をレビューし、プロジェクト化することが必要ではないか	JAEA核融合炉システム研究グループ ブランケット研究開発ユニット NIFS核融合工学研究プロジェクト	ヘリオス(六ちゃん)	ブランケットコールド試験装置群
4) ②	他分野の研究者の協力を得やすい形の検討チームの立ち上げが必要ではないか	JAEA NIFS 他研究所 メーカー 大学の研究室	六ヶ所BAサイト	国内他拠点
4) ③	原型炉の概念設計の立案が必要ではないか	JAEA核融合炉システム研究グループ NIFS 核融合工学研究プロジェクト メーカー		
4) ④	安全要求基準と原型炉の安全設計ガイドラインの整備が必要ではないか	JAEA核融合炉システム研究グループ NIFS核融合工学研究プロジェクト メーカー 関連学協会		
4) ⑤	想定した核融合プラントの安全性について社会受容性を評価するべきではないか	大学の研究室 シンクタンク		

3-10. 稼働率と保守性

- 1) 第6期報告書で指摘されている技術課題と課題解決に向けて必要となる取組と体制を要

約すると以下のとおりである。

1-1) 課題

- (a) 経済性と RAMI(Reliability, Availability, Maintainability, Inspectability)、安全性等を含めた稼働率・保守性の全体像に関する理解。保守方式の将来展望、信頼性確保のアプローチ(品質保証、冗長性、安全尤度の考え方)、検査性、計画外停止リスクを考慮した「一定の経済性」提示。
- (b) 炉内機器の寿命予測、及び、寿命伸長へ向けた取組の方向性提示。
- (c) 保守方式、炉構造、建屋・ホットセルにわたる総合的な保守概念の構築。耐放射線性機器の開発、及び、システム統合化。

1-2) 課題解決に向けて必要となる取組と体制

- (a) 稼働率、経済性を見通しを得るために、RAMI を原型炉システムの性能評価手法として確立。ITER やその他の国際協力を活用した設備・機器の故障率データベース構築。
- (b) 最も重大な寿命決定要因となる対向材の損耗は理解に相当の時間を要し、長期的視点に立ち、継続的に取り組む。
- (c) 遠隔保守技術、耐放射線機器開発、炉内機器寿命評価について、BA 活動後に原型炉を目指した開発・試験。長期にわたる高 γ 線照射設備の確保と耐放射線性試験の実施。大型構造物の取り扱い、ホットセル、除染、炉内機器の補修、検査、廃棄物処理等の技術は ITER で経験を適用。保守概念の成立性、製作性の検討、確定について、産業界も主体の一つとして参加できる体制の構築。

2) 課題の分析

2-1) 課題の整理

- 保守方式、炉構造、建屋・ホットセルにわたる総合的な保守概念の構築と稼働率の提示は未だ。(優先度高)
- 炉内プラズマ対向機器、特にダイバータの寿命予測が困難。(優先度高)
- 経済性を見込める稼働率を実現可能な定期保守シナリオと方式に立った、原型炉での実証の在り方とそのため研究開発計画の策定。
- システムとしての計画外停止リスクの要因洗い出し、検知、低減・冗長性、対処手法の研究。
- 原型炉で新たに必要となる大型コンポーネント一括引き抜き、運搬等の遠隔保守技術の開発研究推進。
- より高い耐放射線性能を有する機能材料、機器の開発研究推進。(ITER では 100MGy、DEMO 炉は 200MGy 以上)
- これらの点を勘案すると、稼働率と保守性における課題の構造は、図 10 のように整理できるのではないか。

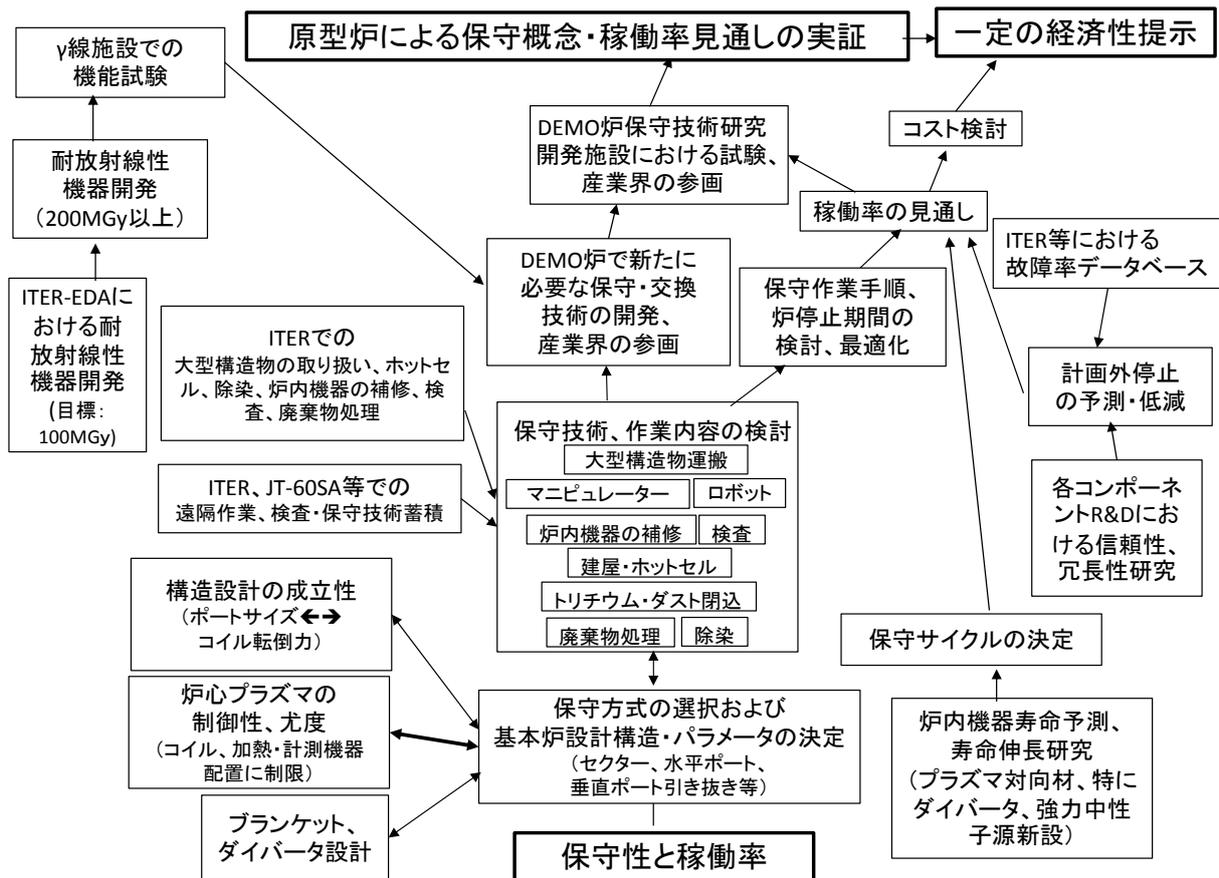


図10 稼働率と保守性における課題の構造

2-2) コア課題の抽出、優先付

- 保守方式は炉構造、さらには燃焼プラズマ制御とも密接に関連しており、炉設計の最初に決定する必要がある。BA 活動後の保守技術開発項目の検討、重点化のためにも決定が必要。
- 最も交換頻度が高くなると考えられるダイバータが炉の定期保守サイクルを決定するため、保守方式や経済性見通しを得るためにはその寿命予測が必要。

3) 喫緊の対応が必要と考えられる事項

- ① 早期に保守概念の構築と稼働率見通しの提示ができるよう、原型炉設計の全日本的な体制強化が必要ではないか。
- ② 機器開発、プラズマ制御両面からの原型炉ダイバータの開発および寿命予測研究の重点化、体制強化が必要ではないか。

4) 作業部会において検討の上、計画としてとりまとめていただきたい事項

- ① 原型炉におけるブランケット大型構造物の着脱・輸送、遠隔保守等の技術研究開発を行うための施設を設置することが必要ではないか。
- ② 耐放射線機能材料・機器開発のために、Co-60 ガンマ線照射が可能な外部施設の長期確保、

維持する計画が必要ではないか。

- ③ 原型炉の炉構造、保守方式についての基本概念を固めていく必要があるのではないか。
 - ④ 廃炉および廃棄物処理に係るバックエンドについて、特に再利用・処分および遠隔保守の在り方を検討する必要があるのではないか。
- 3)、4) であげた取組事項に関する担い手と施設について表 10 にまとめる。

表 10 稼働率と保守性に関する取組の担い手と施設について

項目	取組	担い手	既存施設(国内)	必要施設(国外または新規)
3) ①	早期に保守概念の構築と稼働率見通しの提示ができるよう、原型炉設計チームの全日本的な体制強化が必要ではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ 電力中央研究所 NIFS 核融合工学研究プロジェクト		
3) ②	機器開発、プラズマ制御両面からの原型炉ダイバータの開発および寿命予測研究の重点化、体制強化が必要ではないか。	JAEA ITERトカマク本体開発グループ、 先進プラズマ実験グループ、JT-60本 体開発グループ NIFS LHD計画プロジェクト NIFS 核融合工学研究プロジェクト 大学の材料研究室	e-Beam exposure: JEBIS (JAEA), ACT (NIFS) i-Beam exposure: 大学の研究室 Plasma exposure: JT-60SA LHD Material analysis: 大学の研究室, NIFS, JAEA六ヶ所	強力中性子源 (IFMIF)
4) ①	原型炉におけるブランケット大型構造物の着脱・輸送、遠隔保守等の技術研究開発を行うための施設を設置することが必要ではないか。	JAEA ITERトカマク本体開発グループ、 JT-60本体開発グループ NIFS 大学の研究室 産業界	JAEA那珂・ITER遠隔機器開発施設	原型炉ブランケット保守技術研究開発施設
4) ②	耐放射線機能材料・機器開発のために、Co-60ガンマ線照射が可能な外部施設の長期確保、維持する計画が必要ではないか。	JAEA ITERトカマク本体開発グループ、 JT-60本体開発グループ NIFS 大学の研究室 産業界	JAEA・高崎研・Co-60照射施設 大学・Co-60照射施設	
4) ③	原型炉の炉構造、保守方式についての基本概念を固めていく必要があるのではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ 電力中央研究所 NIFS 核融合工学研究プロジェクト		

3-1 1. 計測・制御開発

1) 第 6 期報告書においては計装・制御に関して独立した議論はなかったが、関連する課題がいくつかの技術課題項目に指摘されている。一方で、計測・制御は、計測器・アクチュエータの技術開発や原型炉の総合的な運転シナリオ概念を構築する上で、独立した技術課題項目として検討することが重要との認識に至り、技術課題の分析と取組と体制の分析を実施した。第 6 期報告書で指摘されている技術課題と課題解決に向けて必要となる取組と体制を要約すると以下のとおりである。

1-1) 課題

- (a) 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ち上げ・維持シナリオの策定が必要である。(第 6 期報告書 3.2.3 節 ダイバータ開発)
- (b) 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策定が必要である。(第 6 期報告書 3.2.3 節 ダイバータ開発)
- (c) 原型炉の計測・制御システム設計に利用するため、炉システム統合シミュレータの開発が必要である。(第 6 期報告書 3.2.5 節 理論・シミュレーション研究)

(d) 現実的・信頼性のある制御手法と制御ロジックを確立することが肝要である。(第6期報告書 3.2.6 節 炉心プラズマ研究)

1-2) 課題解決に向けて必要となる取組と体制

- (a) 磁場閉じ込め装置を利用した大規模な模擬実験が不可欠であり、LHD、JT-60SA、ITERの実験研究と実験室プラズマのモデリングによって原型炉周辺プラズマの外挿性確保が肝要。(第6期報告書 3.2.3 節 ダイバータ開発)
- (b) 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開発。(第6期報告書 3.2.3 節 ダイバータ開発)
- (c) 炉心プラズマ統合コード研究、炉工学統合コード研究、炉設計コードが、最終的に炉システム統合シミュレータ開発にまともっていくことが期待される。(第6期報告書 3.2.5 節 理論・シミュレーション研究)
- (d) ITER、JT-60SA、理論モデリングを複合した有機的な取組が必要である。(第6期報告書 3.2.6 節 炉心プラズマ研究)

2) 課題の分析

2-1) 課題の整理

- 運転限界に対する裕度や系統接続のための許容出力変動を踏まえた原型炉の運転基準点と運転許容範囲の同定が、定格運転や試験運転の制御概念の構築に必須である。これによって、制御対象となるパラメータやアクチュエータの絞り込み、運転制御ロジックやシミュレータの構築が可能となる。
- 運転制御シミュレータの構築にはプラズマモデリングの検証が必須であり、そのためのプラズマ応答特性データを ITER、JT-60SA や LHD を活用して蓄積することが重要であり、国際トカマク物理活動(ITPA)との連携強化が必要である。さらに、計測量のアクチュエータに対する応答特性を整理し、計装機器への設計要求仕様に反映することが重要である。
- 原型炉では放射線場が大きいいため、計測器の寿命や設置位置が制限される。特に、構造材の渦電流による磁気計測の精度低下によってプラズマ位置・形状制御への影響が課題であるため、JT-60SA において磁気計測器をプラズマから離れた位置や構造材の影響を受けやすい位置に設置するなど、それら影響への対応策の検討が重要である。
- 原型炉の運転制御に必須かつ原型炉環境下(高放射線場)で使用可能な計装機器の開発が重要であるため、ITER での実績の積み上げと課題の整理を行いつつ、JT-60SA や LHD において原型炉に向けた先進的な計測器開発を進める必要がある。さらに、計測器やアクチュエータ構成機器の重照射試験を行い、高放射線場での信頼性を高めることが重要である。
- これらの点を勘案すると、計測・制御開発における課題の構造は、図 11 のように整理できるのではないか。

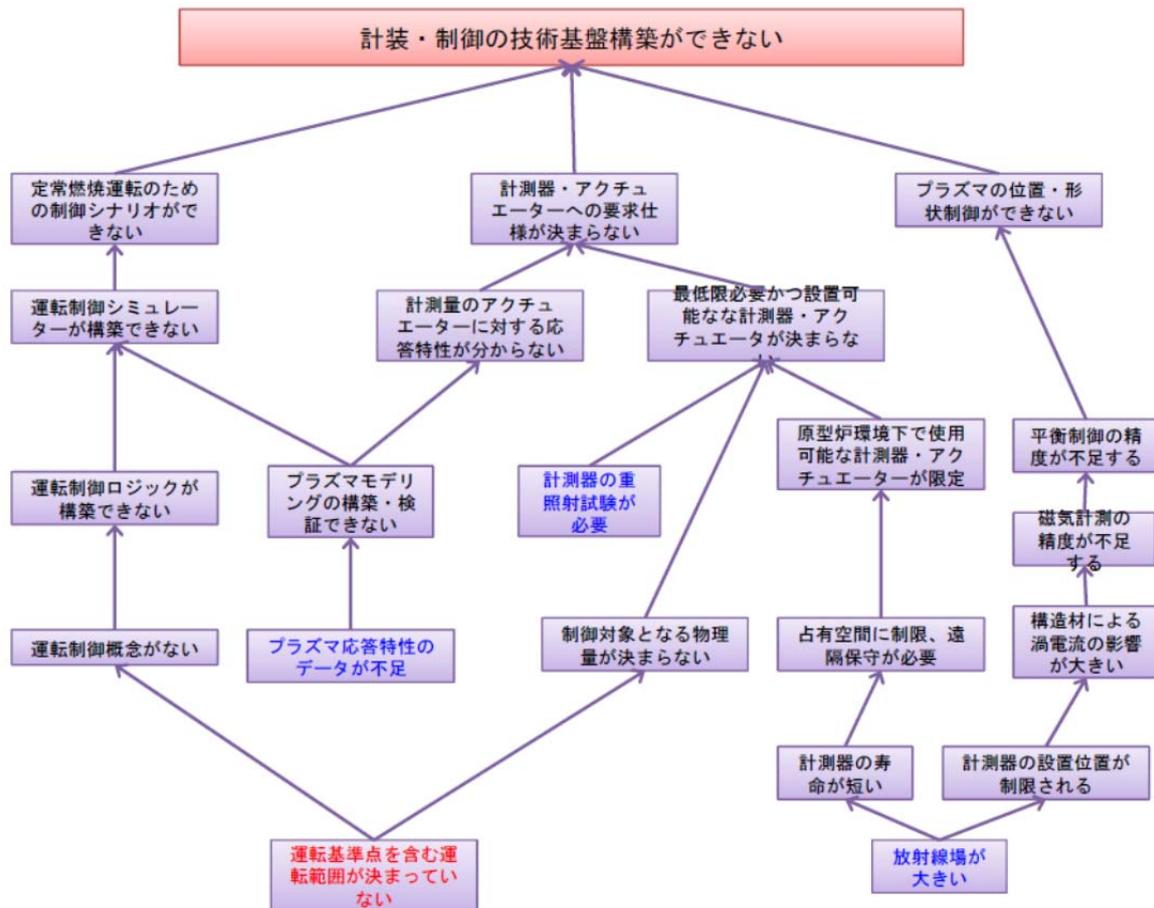


図 11 計測・制御開発における課題の構造

2-2) コア課題の抽出、優先付

○ 原型炉環境下での使用に耐える計測器・アクチュエーターの技術開発、原型炉の総合的な運転制御概念を構築する上で中心的な役割を担う運転制御シミュレータを優先する必要がある。

3) 喫緊の対応が必要と考えられる事項

① ダイバータを含む炉心プラズマ、理論シミュレーション、計測器やアクチュエーターの専門家で構成する計装・制御検討活動を強化すべきではないか。

4) 作業部会において検討の上、計画としてとりまとめていただきたい事項

① 原型炉に要求される計測器および運転制御シミュレータの開発を前記の炉心プラズマ研究計画と整合して位置付けることが必要ではないか。

② ガンマ線及び中性子による重照射試験施設の検討が必要ではないか。

○ 3)、4) であげた取組事項に関する担い手と施設について表 11 にまとめる。

表 11 計測・制御開発に関する取組の担い手と施設について

項目	取組	担い手	既存施設(国内)	必要施設(国外または新規)
3) ①	ダイバータを含む炉心プラズマ、理論シミュレーション、計測器やアクチュエータの専門家で構成する計装・制御検討活動を強化すべきではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ、先進プラズマ研究開発ユニット、プラズマ理論シミュレーショングループ、計測開発グループ NIFS 高温プラズマ物理研究系を中心に		
4) ①	原型炉に要求される計測器および運転制御シミュレータの開発を前記の炉心プラズマ研究計画と整合して位置付けることが必要ではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ、先進プラズマ研究開発ユニット、プラズマ理論シミュレーショングループ、計測開発グループ NIFS 高温プラズマ物理研究系を中心に	JT-60SA LHD	ITER
4) ②	ガンマ線及び中性子による重照射試験施設の検討が必要ではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ、先進プラズマ研究開発ユニット、プラズマ理論シミュレーショングループ、計測開発グループ、核融合中性子工学研究グループ NIFS 高温プラズマ物理研究系を中心に	JAEA FNS	放射線照射試験施設

4. 炉設計活動の在り方について

- 炉設計活動に求められることは、21 世紀中葉までに核融合エネルギーの実用化の目処を得ることに照らして、商用炉までの唯一のステップである原型炉について、現在の技術知見の延長上に構想可能であり、かつ社会の要請を満足しうる概念を提示することにある。
- 核融合炉は既存のエネルギー生産システムとくらべてシステム構成及び機器構成が複雑なことから、エネルギー産業技術としての妥当性を確保する必要がある。特に、材料、製作、加工・組立精度、保守、検査、補修などに配慮した設計にするため、概念設計の初期段階から産業界の製造技術ポテンシャルを取り込み、原型炉技術基盤を構築することが不可欠と考えられる。
- 核融合エネルギーを実用化するためには、技術課題の解決によって原型炉建設を可能とする技術に集約するだけでなく、社会の要請・受容までを統合的視座に立って満足させうる炉設計が必要である。このためには、複合的な視点からを強化すると共に、これらの問題に造詣の深い有識者の叢知を集約することが必要ではないか。そのための人材交流と組織が必要ではないか。
- 炉設計は技術開発全体を統合的視座から結集してなされるものであることから、炉設計には個々の技術の目標設定と成熟度評価によって開発計画全体を管理し、新規の技術開発を提言することが求められるのではないか。
- 原型炉で経済性を見通しを示すためには、発電システムとしての信頼性（稼働率、計画外停止率など）を実証する運転実績を積むことに加えて、ブランケットモジュールまたはセクター規模の先進ブランケット試験（原型炉 TBM）を実施し高効率エネルギー利用へ向けた技術開発を行う必要があるのではないか。さらに、建設、運用に係る経済見通しだけでなく、廃炉および廃棄物処理に係るバックエンドコストの見通しも合わせて検討することが必要ではないか。
- 中間チェック・アンド・レビューまでの完成度について

実現性及び社会受容性に照らして妥当な原型炉の全体目標が策定され、炉設計ではシステム全体の整合性と実機製作の見通しを裏付ける技術検討が行われていることが必要ではないか。

- ・ 原型炉の全体目標の策定。
 - ・ 原型炉概念設計の基本設計。
 - ・ 炉心・炉工学への開発要請の提示。(運転シナリオ、構造材料、ダイバータ材料、ブランケット構成、保守方式)
- 上記の在り方を実行するため、原型炉設計と原型炉に必要な技術の研究開発計画の管理に全日本体制で取り組む炉設計活動組織を速やかに立ち上げる必要があるのではないか。

5. 海外の原型炉に向けた取組について

(1) EU

- 欧州では、国際協力である ITER 計画と BA(幅広いアプローチ)計画の実施にあたる F4E と並んで、欧州委員会が参加国の代表的な機関となる 28 の研究所が協定を結び、連携と資源の共有をはかる欧州核融合開発協定 (EFDA) が核融合研究開発の推進母体であった。
- 核融合エネルギーの実現に向けて、道筋を明らかとし、研究資源の重点化を図るため、2012 年 11 月に「核融合電力 核融合エネルギー実現への工程」(Fusion Electricity, A roadmap to the realization of fusion energy) が EFDA によってまとめられた。野心的ではあるが、現実的な 2050 年までの核融合発電への行程表」と総括されている。
- この「ロードマップ」報告書に沿い、附属書、作業計画(Workplan)へと展開され、参加研究所がこの作業計画を担当することが EFDA からの資源配分の根拠となった。この新しい仕組みに対応すべく、EFDA は EUROfusion と呼ばれるコンソーシアムに 2014 年 1 月より再編された。
- ロードマップには 8 つのミッション(核融合発電炉のプラズマ運転領域、熱と粒子の排出、中性子耐性材料、トリチウムの自己充当能力と燃料サイクル、核融合の安全面の充足、統合された原型炉設計とシステム開発、電力コストの競争力、ヘリカル方式の開発)が定義され、それぞれのミッションは表題(Headline)に分解され、さらに作業計画(Workplan)へと展開されている。作業計画は 2014-2018 年と年限が決められている。
- ミッションとならんで、ロードマップを支持するための教育と訓練、基礎研究の機会、資源充足の枠組み、エネルギー源としての核融合の実現への産業界の取り込み、が項目としてあげられている。
- 原型炉の概念として、トカマク方式のパルス運転とヘリウム冷却ブランケットを基本の方向として考えている。

(2) 韓国

- 2007 年 3 月に核融合エネルギー開発促進法を制定し、法的根拠のもとに研究開発を進めている。2012-2021 年を第 2 期とし、原型炉のためのコア技術開発を目的と定義している。中心は ITER 計画の完遂とそれによるコア技術の獲得と原型炉設計である。

- 原型炉は K-DEMO と呼ばれ、ITER 規模のコンパクトなトカマク炉を指向している。炉設計は 2015 年迄に準備概念設計を終え、2015 年から概念設計活動、2021 年に工学設計活動への移行評価を行う計画。

(3) 中国

- 国の新エネルギー開発への強い政策的促進の一つとし、2011 年 3 月に国立磁場核融合炉統合設計グループが発足した。ここでは、核融合による発電実証を行う中国核融合工学試験炉を (CFETR: Chinese Fusion Engineering Test Reactor) 2025 年に稼働させるべく、2015 年までにその概念設計を終えることが求められている。
- 炉心プラズマは ITER よりも小規模であり、50-200 MW の核融合出力の実証を基盤に、定常運転、トリチウム増殖、交換保守などの工学試験を原型炉の前に行うという位置づけ。
- 2015 年に二つの提案をすべく、検討中。

(4) 米国

- 米国においては、磁場核融合は科学研究とされており、それゆえ、ITER 以外には年次的な計画はない。
- 主な磁場核融合の研究機関の長による磁場核融合プログラムリーダーイニシアチブによって、ロードマップ作業グループが技術成熟度とギャップ分析を主とした検討を行っている。
- 原型炉の前に、ITER と同時期に核融合 (原子力) 科学施設 (FNSF: Fusion Nuclear Science Facility) が必要としている。炉心プラズマは極めて先進的あり、炉材料の研究開発を中心課題としている。

(5) ロシア

- 核融合炉をこれまでの軽水炉、高速中性子炉にたつた原子力開発として定義。
- ITER 以後として、核融合中性子源、核融合・核分裂ハイブリッド炉を構想している。

(6) インド

- 原型炉に向けた具体的な検討は後発である。

日本及び各国・極の計画のあらましを図 12 にまとめる。

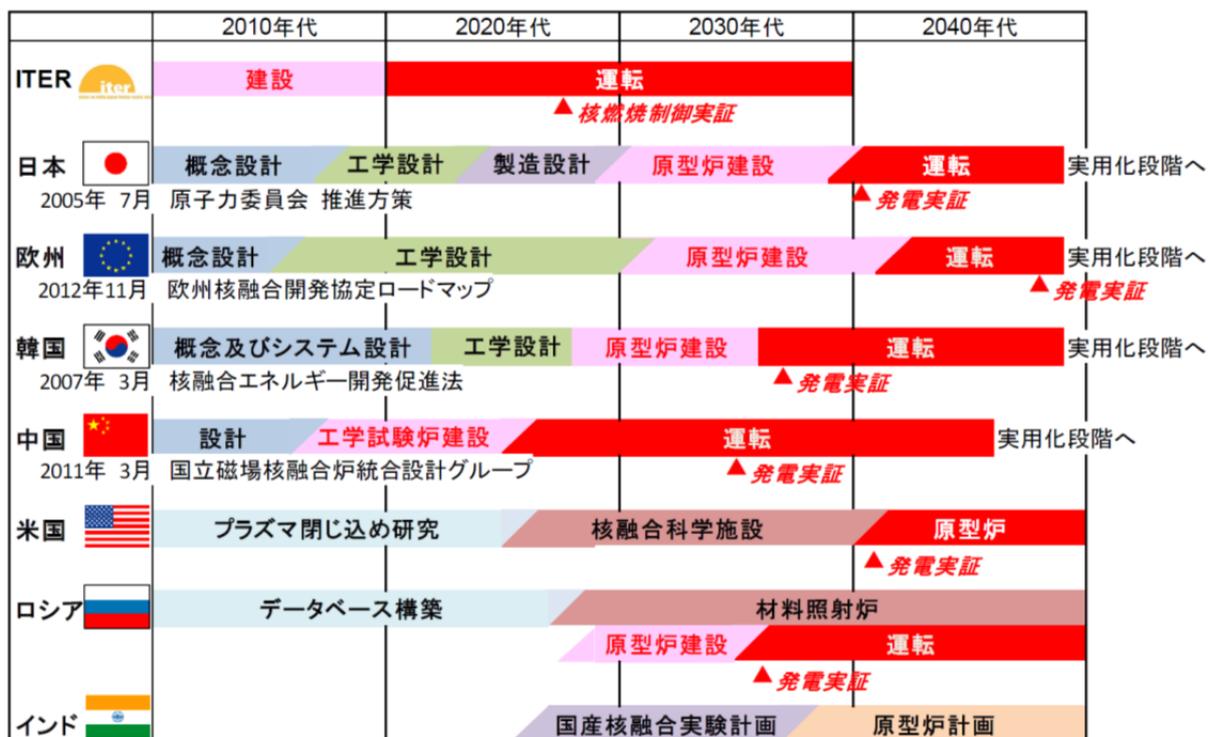


図 12 世界各国・極は 2040 年頃の発電実証を目指している

6. 次回報告に向けた合同コアチーム活動の今後の予定

- 検討の前提となる核融合原型炉概念が科学技術的にも社会的にも説得力をより持つよう考察を深める。この概念と構成要素の技術課題の整合を図る。
- チェック・アンド・レビュー項目を決定的な技術課題に照らして精査し、実施すべき活動とその目標の詳細化と具体的な数値を含めた判断基準の具体化を科学・技術的検討に基づいてはかる。
- 技術課題の構造分析から、統合的視座に立った時系列上の計画への展開を検討する。
- 本中間報告で述べられている課題の解決をはかるために、原型炉設計と原型炉に必要な技術の研究開発計画の管理に全日本体制で取り組む炉設計活動組織の在り方について検討をする。
- 我が国の核融合コミュニティの総意を踏まえた検討となるように、また、核融合作業部会における政策審議と研究開発の最前線が強かつ迅速に連携できるようコミュニティとの対話を重ね、合同コアチーム活動のコミュニティへの浸透をはかる。
- 産業界との意見交換を進め、産業的健全性（industrial soundness）を核融合研究開発の中でどのように担保していくかについて検討する。例えば、3月26日に原子力産業協会と本中間報告について意見交換をする予定。
- 安全基準の在り方、その裏付けとなる安全研究について検討する。「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」および「放射性同位元素等による放射線障害の防止

に関する法律」に照らして、原型炉の許認可の手続きがどうあるべきかなどを検討する。

- 基礎から応用まで広く、関連分野の学会や産業界などセクター間の関係強化をはかる。
- 原型炉設計活動段階および建設段階に必要なコア人材の育成と、その育成に求められる人材ネットワークの形成の見通しについて、コミュニティや産業界からの意見を求める。

資料1 原型炉開発に向けた合同コアチームメンバー

リーダー

山田 弘司 (核融合科学研究所)

メンバー

坂本 宜照 (日本原子力研究開発機構)

竹永 秀信 (日本原子力研究開発機構)

谷川 尚 (日本原子力研究開発機構)

坂本 隆一 (核融合科学研究所)

田中 照也 (核融合科学研究所)

笠田 竜太 (京都大学)

尾崎 章 (日本原子力産業協会)

専門家

飛田 健次 (日本原子力研究開発機構)

岡野 邦彦 (慶應大学)

事務局

牛草 健吉 (日本原子力研究開発機構)

金子 修 (核融合科学研究所)

オブザーバー

森 雅博 (日本原子力研究開発機構)

小森 彰夫 (核融合科学研究所)

丸末 安美 (日本原子力産業協会)

清水 克祐 (日本原子力産業協会)

資料2 会合実績

第1回会合	平成25年7月22-26日 日本原子力研究開発機構 青森研究開発センター（六ヶ所村）
第2回会合	平成25年8月7-9日 日本原子力研究開発機構 那珂核融合研究所（那珂市）
第3回会合	平成25年8月28-30日 核融合科学研究所（土岐市）
第4回会合	平成25年10月31日 文部科学省（東京）
第5回会合	平成25年11月13日 核融合科学研究所（土岐市）
第6回会合	平成25年12月10日 文部科学省（東京）
第7回会合	平成25年12月25日 文部科学省（東京）
第8回会合	平成26年1月17日 文部科学省（東京）
第9回会合	平成26年2月3日 文部科学省（東京）
第10回会合	平成26年2月17日 日本原子力研究開発機構 那珂核融合研究所（那珂市）
第11回会合	平成26年3月26日（予定） 文部科学省および日本原子力産業協会（東京）

資料3 ヒアリング実績

第1回会合 平成25年7月22-26日

	氏名	所属	職名	話題
1	飛田 健次	原子力機構	核融合研究開発部門・核融合炉システム研究グループリーダー	BA原型炉設計の計画と重要課題 原型炉の安全確保の考え方と課題
2	高瀬 治彦	原子力機構	同部門・核融合炉システム研究グループ技術主幹	システム設計の概要と課題
3	坂本 宜照	原子力機構	同部門・部門付研究主幹、IFERCプロジェクトチーム・研究主幹	プラズマ設計の課題
4	矢木 雅敏	原子力機構	同部門・プラズマ理論シミュレーショングループリーダー	原型炉へ向けた理論シミュレーション
5	山西 敏彦	原子力機構	同部門・ブランケット研究開発ユニット長・研究主席	BA原型炉R&Dの計画と現状：トリチウム
6	中道 勝	原子力機構	核融合研究開発部門・増殖機能材料開発グループリーダー	BA原型炉R&Dの計画と現状：ブランケット機能材料
7	牛草 健吉	原子力機構	同部門・副部門長、研究開発推進室長	ポストBAのJAEA計画案
8	竹永 秀信	原子力機構	同部門、研究開発推進室長代理	ポストBAのJAEA計画案
9	岡野 邦彦	原子力機構	IFERCプロジェクトチーム、Demo設計活動リーダー/ 慶應大学理工学研究科特任教授	これまでの核融合炉設計と課題
10	星野 一生	原子力機構	同部門・核融合炉システム研究グループ	ダイバータ
11	谷川 博康	原子力機構	同部門・核融合炉構造材料開発グループリーダー	材料開発の課題
12	西谷 健夫	原子力機構	同部門・副部門長	IFMIFの現状・計画・展望
13	染谷 洋二	原子力機構	同部門・核融合炉システム研究グループ	原型炉ブランケット
14	谷川 尚	原子力機構	同部門・ブランケット工学研究グループ研究副主幹	ITER-TBM
15	星野 毅	原子力機構	同部門・増殖機能材料開発グループ研究副主幹	Li-6濃縮
16	宇藤 裕康	原子力機構	同部門・核融合炉システム研究グループ	遠隔保守 超伝導コイル

第2回会合 平成25年8月7-9日

	氏名	所属	職名	話題
1	布谷 嘉彦	原子力機構	核融合研究開発部門・超伝導体開発グループリーダー	ITER超伝導体調達
2	小泉 徳潔	原子力機構	同部門・超伝導コイル開発グループリーダー	ITER超伝導コイル調達
3	渡邊 和弘	原子力機構	同部門・NB加熱開発グループ研究主幹	ITER NB加熱装置調達
4	坂本 慶司	原子力機構	同部門・RF加熱開発グループリーダー	ITER RF加熱装置調達
5	角舘 聡	原子力機構	同部門・ITERトカマク本体開発グループリーダー	ITERブランケット遠隔保守装置調達
6	伊丹 潔	原子力機構	同部門・計測開発グループリーダー	ITER計測装置調達
7	鈴木 哲	原子力機構	同部門・ITERトカマク本体開発グループサブリーダー	ITERダイバータ調達
8	鎌田 裕	原子力機構	同部門・先進プラズマ研究開発ユニット長	炉心プラズマの課題：全体紹介 JT-60SA計画の概要と現状
9	井手 俊介	原子力機構	同部門・先進プラズマモデリンググループリーダー	炉心プラズマの課題：高性能炉心プラズマ領域の開発
10	竹永 秀信	原子力機構	同部門・研究開発推進室長代理	炉心プラズマの課題：ダイバータ研究
11	大山 直幸	原子力機構	同部門・先進プラズマ計画調整グループサブリーダー	炉心プラズマの課題：ELMとベDESTAL JT-60SA研究計画：ベDESTAL
12	諫山 明彦	原子力機構	同部門・先進プラズマ計画調整グループ研究主幹	炉心プラズマの課題：MHD安定性
13	吉田 麻衣子	原子力機構	同部門・先進プラズマ実験グループ・研究副主幹	JT-60SA研究計画：日欧検討活動 JT-60SA研究計画：輸送・閉じ込め
14	鈴木 隆博	原子力機構	同部門・先進プラズマモデリンググループ・研究主幹	JT-60SA研究計画：運転領域開発
15	松永 剛	原子力機構	同部門・JT-60本体開発グループ・研究副主幹	JT-60SA研究計画：MHD安定性
16	篠原 孝司	原子力機構	同部門・先進プラズマ実験グループ・研究主幹	JT-60SA研究計画：高エネルギー粒子
17	櫻井 真治	原子力機構	同部門・JT-60本体開発グループ・研究主幹	JT-60SA研究計画：ダイバータ JT-60SA研究計画：炉工学
18	林 伸彦	原子力機構	同部門・先進プラズマモデリンググループ・研究副主幹	JT-60SA研究計画：モデリング
19	牛草 健吉	原子力機構	同部門・副部門長・研究開発推進室長	JT-60SA日欧韓 The 1st WS on IFMIF-EVEDA/IFERC and Beyondについて

第3回会合 平成25年8月28-30日

	氏名	所属	職名	話題
1	相良 明男	核融合研	ヘリカル研究部・炉工学プロジェクト・研究総主幹	核融合研における工学R&Dの概要と計画 ヘリカル炉設計の概要と課題
2	室賀 健夫	核融合研	ヘリカル研究部・核融合システム研究系・研究主幹	炉材料開発と規格・基準策定
3	田中 照也	核融合研	ヘリカル研究部・核融合システム研究系・准教授	ブランケット開発
4	今川 信作	核融合研	ヘリカル研究部・装置工学応用物理研究系・研究主幹	超伝導コイル開発
5	時谷 政行	核融合研	ヘリカル研究部・核融合システム研究系・助教	ダイバータ材料開発
6	田中 将裕	核融合研	ヘリカル研究部・装置工学応用物理研究系・准教授	トリチウム管理技術開発
7	田村 仁	核融合研	ヘリカル研究部・装置工学応用物理研究系・准教授	構造設計
8	柳 長門	核融合研	ヘリカル研究部・装置工学応用物理研究系・准教授	ヘリカルコイル
9	後藤 拓也	核融合研	ヘリカル研究部・核融合システム研究系・助教	システムコード
10	宮澤 順一	核融合研	ヘリカル研究部・核融合システム研究系・准教授	炉心プラズマ設計
11	堀内 利得	核融合研	ヘリカル研究部・数値実験プロジェクト・研究総主幹	理論・計算機シミュレーション
12	山田 弘司	核融合研	ヘリカル研究部・大型ヘリカル装置計画・研究総主幹	LHD計画の現状と今後の計画
13	岩本 晃史	核融合研	ヘリカル研究部・装置工学応用物理研究系・准教授	低温システム

第5回会合 平成25年11月13日

	氏名	所属	職名	話題
1	高村 秀一	愛知工業大	教授	「今後の核融合研究開発の推進方策について」原子力委員会核融合専門部会について
2	松田 慎三郎	東京工業大	特任教授	同上

第6回会合 平成25年12月10日

	氏名	所属	職名	話題
1	小西 哲之	京都大	エネルギー理工学研究所・教授	ブランケット開発及び材料開発と安全について
2	寺井 隆幸	東京大	教授	同上

第7回会合 平成25年12月25日

	氏名	所属	職名	話題
1	上田 良夫	大阪大	教授	ダイバータ開発及びその材料開発について
2	坂本 瑞樹	筑波大	プラズマ研究センター・教授	同上
3	朝倉 伸幸	原子力機構	核融合研究開発部門・研究主幹	同上

資料4 活動報告実績と予定

平成 25 年 9 月 10 日

核融合ネットワーク ITER 科学・技術意見交換に関する拡大合同ネットワーク幹事会・委員会（核融合科学研究所）

平成 25 年 9 月 26 日

核融合エネルギーフォーラム社会と核融合クラスター 実用化戦略サブクラスター デモ設計意見交換会（日本原子力研究開発機構・那珂核融合研究所）

平成 25 年 11 月 27 日

核融合エネルギーフォーラム 第7回全体会合 ITER/BA 成果報告会 2013「無限の未来を切り拓く核融合エネルギー」（ニッショーホール）

平成 25 年 12 月 4 日

第31回プラズマ・核融合学会年会 「シンポジウム III. 原型炉に向けた核融合コミュニティの戦略とアクション」（東京工業大）

平成 26 年 2 月 7 日

5TH DEMO DESIGN TECHNICAL COORDINATION MEETING (TCM-5)（京都大学）

平成 26 年 2 月 19 日

第4回原型炉設計プラットフォーム会合（日本原子力研究開発機構・青森研究開発センター）

平成 26 年 3 月 27 日（予定）

日本原子力学会「2014年春の年会」核融合工学部会セッション「(3)原型炉に向けた技術課題解決のための戦略と戦術」（東京都市大学 世田谷キャンパス）

平成 26 年 3 月 28 日（予定）

核融合エネルギーフォーラム 社会と核融合クラスター・実用化戦略クラスター デモ意見交換会（日本原子力研究開発機構・東京連絡所）

平成 26 年 4 月中～下旬（予定）

核融合ネットワーク会合（核融合科学研究所）

平成 26 年 6 月 19-20 日（予定）

第10回 核融合エネルギー連合講演会（つくば国際会議場）