

平成 22 年 5 月 31 日

核融合科学ネットワーク 代表 小川雄一

核融合炉工学ネットワーク 代表 日野友明

核融合研究開発のロードマップに対する検討結果

— 文科省核融合研究作業部会からの依頼に対する回答 —

[1] はじめに

平成 21 年 12 月 23 日に、文部科学省研究開発局科学官 吉田善章氏および学術調査官 山田弘司氏より、核融合研究開発のロードマップに対して、「文科省核融合研究作業部会への情報提供に関するお願い」が核融合ネットワークにありました。核融合ネットワークでは、まずは核融合コミュニティから広く意見を収集すべくアンケート調査を行いました。そのアンケート結果を踏まえ、関係者¹で相談し、今後の核融合研究において不可欠な主要項目のリストアップを行いました。次に、これらの項目に対して、キーパーソンを決め、さらに詳細な検討（具体的には、原型炉の設計・工学 R&D・建設・運転などの時期までに必要となる具体的な開発内容やそのための基盤設備や予算、人員規模など）を行いました。本報告書は、その検討結果であります。またこれを文部科学省研究開発局科学官 吉田善章氏および学術調査官 山田弘司氏に平成 22 年 3 月 25 日に回答致しました。

[2] 主要項目のリストアップと検討内容

2. 1 主要項目

本検討で取り上げた主要項目は以下の 14 課題である。

1. ブランケット
2. ダイバータ
3. 加熱・電流駆動機器 (NBI)
4. 加熱・電流駆動機器 (ECH)
5. 計算機シミュレーション
6. トカマク原型炉設計
7. ヘリカル原型炉設計
8. レーザー原型炉設計
9. 炉心プラズマ研究
10. 超伝導・低温工学
11. トリチウム
12. 低放射化材料
13. 計装・制御システム
14. メインテナンス

¹ 核融合科学ネットワーク 代表：小川雄一
核融合炉工学ネットワーク 代表：日野友明

所内幹事：武藤敬
所内幹事：相良明男

2. 2 検討内容

ここでは以下の視点から検討した。

◎ 「文科省核融合研究作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

- 1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。
- 2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。
- 3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

◎ ロードマップ図での位置付け

文科省核融合研究作業部会で検討している「ロードマップ図」を踏まえて、下記の時点までに必要な課題、設備、規模（出来れば予算・人員も）を整理する。

- ① ITER へのインプット
- ② ITER からの成果の反映
- ③ BA からの成果の反映
- ④ 原型炉設計時期（原型炉工学 R&D 開始まで）
- ⑤ 原型炉建設開始時期まで
- ⑥ 原型炉運転開始時期まで

◎ 補足資料や要望書

[3] 検討結果

上記の 14 課題に対して、それぞれの分野の専門家を中心としてまとめた結果を資料として添付しました。

[4] おわりに

本報告書には、関連各分野の意見を集約した結果や、グループさらには個人レベルでの意見や要望が含まれております。核融合ネットワークとしては、ここでまとめた本報告書を広くコミュニティに公開することにより、今後のコミュニティの基盤データとして、また核融合研究開発の発展に向けた議論の活性化として活用されることを切に望みます。

なお本検討を進めるにあたり核融合ネットワークメンバーでない多くの方々（特に日本原子力研究開発機構や電力中央研究所など）に協力頂いた点に対して御礼申し上げます。

参考資料

【文部科学省研究開発局科学官・学術調査官からの依頼】

平成21年12月23日

核融合研究作業部会への情報提供に関するお願い

文部科学省研究開発局科学官 吉田善章

学術調査官 山田弘司

核融合科学ネットワーク代表 小川雄一先生

核融合炉工学ネットワーク代表 日野友明先生

文部科学省に設置された核融合研究作業部会では、核融合研究の整合的かつ合理的な推進のために必須の事項を俯瞰・整理し、必要な施策を行政に対して提言するために、「ロードマップ」の作成を軸とした検討を行っています。

つきましては、広く核融合研究に携わる皆さんから、今後この分野の研究を推進するために必要な事項について具体的な提案をいただきたく、特に以下の視点についてネットワークを通じた意見の収集と議論をお願いする次第です。

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。特に、項目をあげるだけでなく、ITER・BAの成果を評価・総括し、他の研究プロジェクトや将来の研究計画にフィードバック・フィードフォワードするための具体的なチェックポイントや、他事業との接続点を含む「ロードマップ」上での位置づけ・関係づけにご留意ください。

2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

なお恐縮ですが、上記作業部会の進行と整合をはかるために、回答を1月22日までにいただけると幸いです。

(以上)

検討結果

- No. 1 ブランケット
- No. 2 ダイバータ
- No. 3 加熱・電流駆動機器 (ECH)
- No. 4 加熱・電流駆動機器 (NBI)
- No. 5. 計算機シミュレーション
- No. 6. トカマク原型炉設計
- No. 7. ヘリカル原型炉設計
- No. 8. レーザー原型炉設計
- No. 9. 炉心プラズマ研究
- No. 10. 超伝導・低温工学
- No. 11. トリチウム
- No. 12. 低放射化材料
- No. 13. 計装・制御システム
- No. 14. メインテナンス

◎文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

・ITERを利用した取り組みは、

- ①テストブランケットの開発として、テストブランケットの製作技術開発と設計、許認可手続き、性能評価試験、テストブランケット実機製作とITERへの取り付けを行う必要があり、これらを、日本としての活動として、工学基盤の構築と学術研究の強化、それに基づくモックアップ・実機の製作と実証試験を行うことで、ブランケット開発のための研究の推進と集約を行うことが重要である。
- ②テストブランケット試験の実施により、実際の核融合環境下でのモジュール規模のブランケット性能評価データを取得し、それによって、製作技術や性能評価手法の検証を行い、原型炉ブランケットの第一候補ブランケットの設計・製作に反映することが重要である。
- ③テストブランケットの開発・製作・試験実施の過程で人材育成を行い、原型炉の開発に技術と経験を伝承し発展してゆくことが重要である。

・BAを利用した取り組みは、

- ①原型炉ブランケットのための構造材、増殖増倍材の開発研究を進めることで、原型炉の設計・製作に必要な基盤データを蓄積するとともに、そのデータを逐次反映して相補的に原型炉ブランケットの概念検討を進めることが重要である。BA期間に、原型炉の工学設計を開始できる基盤と体制を整えることが需要である。
- ②BA活動の推進の過程で、原型炉開発の中核的な役割を担う人材を育成することも重要である。

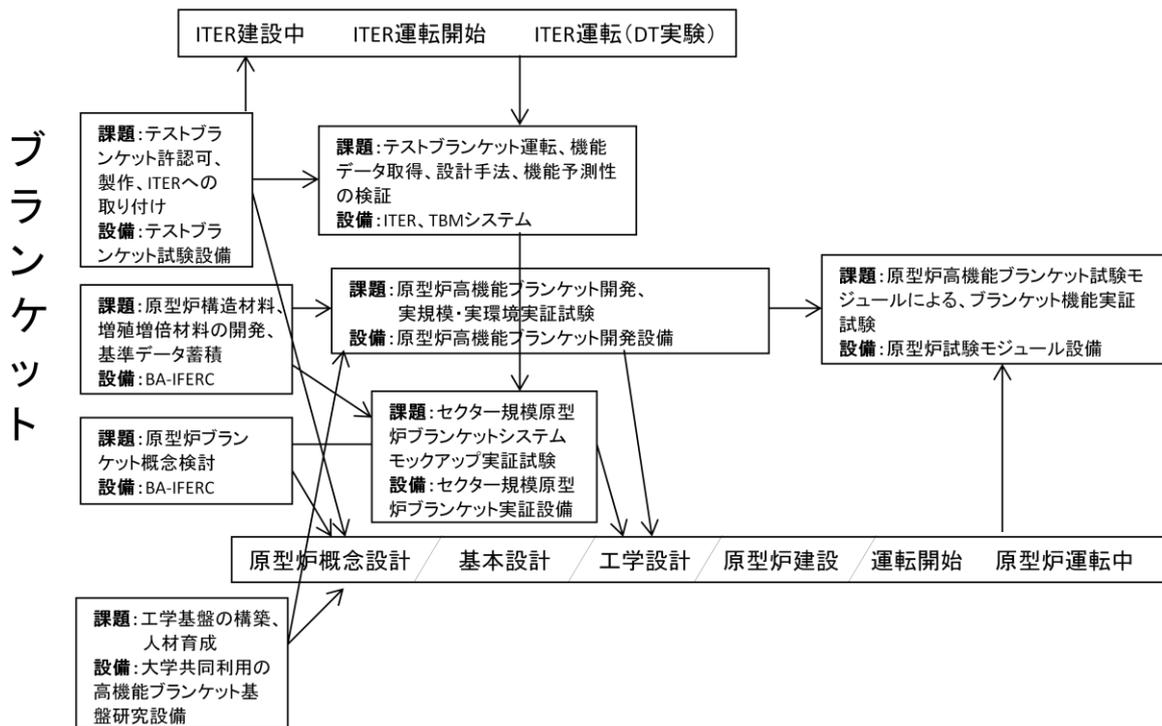
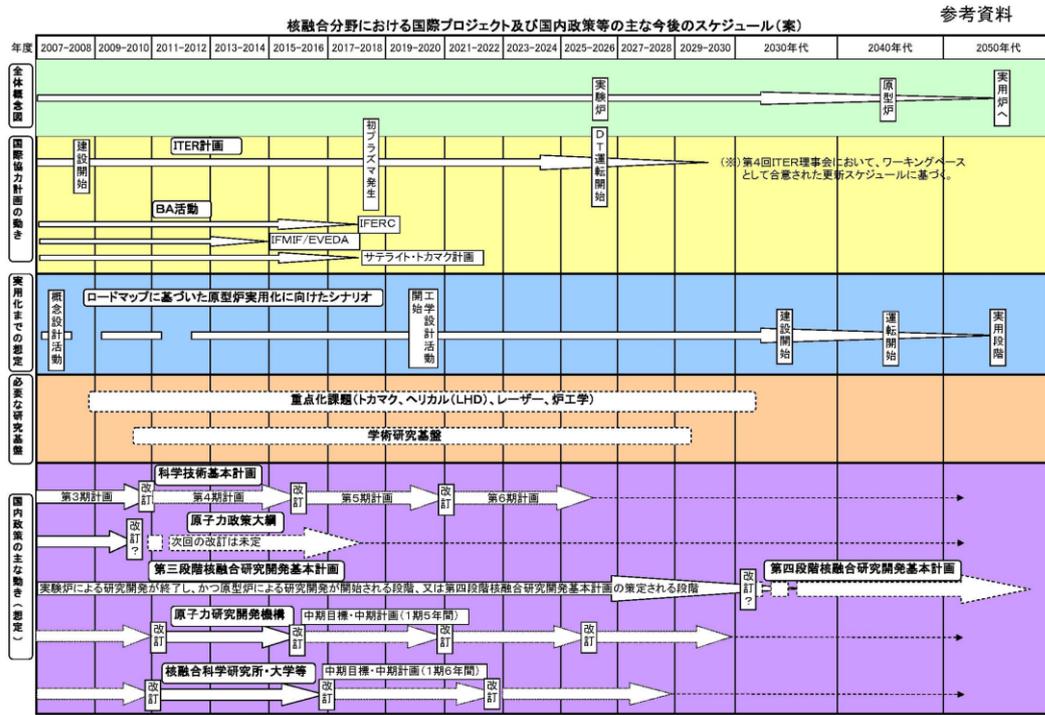
2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。

・ITER・BAと相補的な研究

- ①ITER・BAでは、モジュール単位でのブランケット開発と、原型炉条件での材料データ基盤の蓄積が図られる。相補的に行うべき研究としては、原型炉を高性能とするための高機能ブランケットの工学基盤の構築とシステム開発を着実に進めることが重要である。
- ②原型炉の第一候補ブランケットを実現するためには、原型炉の設計と平行して、原型炉の実規模を見通せるブランケットシステム実証試験が必要である。
- ③原型炉を用いたモジュール単位の高機能ブランケットの試験により、原型炉環境下でのブランケット性能評価を行うことで、ブランケットシステムの見通しを得て、原型炉の高性能化に資することが重要である。

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

ITER・BA を場として活用して、工学的なブランケット開発活動を集約するとともに、ブランケットの工学基盤の構築と基幹技術開発を、大学等の共同利用設備を整備強化して学術的体系化の推進によって着実に進めることが重要である。



◎文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

ITERに求める成果：

- 定常熱負荷の制御方法を確立し、原型炉におけるダイバータへの熱負荷をダイバータコンポーネントの許容熱負荷以下に抑制する見通しを得る。
- ELM時（特にTYPE-I ELM）のダイバータへの熱パルス制御法、及び、ディスラプションによるダイバータへの熱負荷軽減法を確立し、ダイバータ第一候補材であるタングステンに対し、その健全性を保つ見通しを得る。
- 原型炉ダイバータ支持構造体の挙動調査を行なう。

IFMIFに求める成果：

- ダイバータプラズマ対向材料や支持構造体などの照射損傷評価を行なう。ダイバータコンポーネントの14MeV中性子照射を行なった後に、照射材の熱負荷・プラズマ負荷テストなどの試験設備の整備も視野に入れる。

原型炉炉設計 R&D に求める成果：

- 原型炉設計と整合性をとってダイバータ概念設計を行なう。

原型炉シミュレーションに求める成果：

- ダイバータプラズマシミュレーションにより、ダイバータ機器への熱負荷（定常熱負荷、ELM熱負荷、ディスラプション熱負荷）を、ダイバータ機器の許容限度以下に低減するプラズマ制御法に関する研究を進める。
- ダイバータアーマー材料とプラズマ・中性子の相互作用シミュレーションより、材料開発・機器開発に資するデータを取得することを検討する。

JT-60SAに求める成果：

- 原型炉を視野に入れた高性能プラズマに対して、ディスラプションやELMによるダイバータへのパルス熱負荷低減、及び定常熱負荷低減に関するプラズマ制御法の研究を行なう。
- シミュレーション研究・パラメータスケールアップ研究高度化のための実験データベースの提供や、シミュレーション結果の検証実験を行ない、これらの研究レベルを原型炉設計に必要なレベルまで高める。

2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。

○ダイバータ材料やダイバータコンポーネントに対して、中性子照射環境を整備する。既存の原子炉用いて、材料や機器の中性子照射場の整備を進める一方で、原型炉の照射環境に近い高エネルギー（14MeV）・高フルエンスの照射環境におけるより正確な照射挙動の研究には IFMIF の利用を想定する。

○非照射材だけではなく、照射材料に対しても高熱負荷照射や高密度プラズマ照射が可能となる実験施設を整備する。

○ダイバータへの熱負荷・プラズマ負荷の制御法の確立、及びこのような環境下でのアーマー材挙動の評価や材料特性・製造法の最適化を行なうに当たり、シミュレーション研究と基礎実験研究は不可欠である。高磁場・高イオン温度の実験が可能な LHD や GAMMA-10、原型炉に匹敵する高温壁での実験が可能な QUEST、及びアーマー材料と高密度プラズマの相互作用研究を迅速かつ機能的に行なうことが可能な線型プラズマシミュレータの整備が必要である。

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

○ダイバータ研究開発のための機能的な研究組織の構築が必要である。このためには、原型炉設計研究、エッジプラズマ研究、プラズマ材料相互作用研究、アーマー材・冷却材・ダイバータ構造材の開発研究、熱流動工学研究、トリチウム工学研究、ダイバータシステム工学研究、等多くのグループの協力を必要とする。本研究組織は、2012 年頃までに立ち上げる必要がある。

◎ ロードマップ図での位置付け

① ITER へのインプット

フルタングステンダイバータに向けた研究開発、具体的には、タングステン材料開発やタングステンと冷却管の接合技術開発（2015 年頃まで、ITER の建設スケジュールの進展を考慮する）。

② ITER からの成果

定常熱負荷の制御方法、ELM やディスラプション時のパルス熱負荷低減方法や、ダイバータ支持構造体の挙動データなどの知見を設計や安全審査に反映（原型炉ダイバータ製作仕様決定まで（2030 年頃））。

③ BA からの成果

原型炉設計の成果と整合性のあるダイバータ開発（原型炉ダイバータ 1 次仕様決定まで、2020 年頃）。IFMIF によるダイバータ材料・コンポーネントの照射研究成果（原型炉ダイバータ製作仕様決定まで（2030 年頃））。

④ 原型炉設計時期（原型炉工学 R&D 開始まで）

○プラズマ照射影響、中性子照射影響、熱負荷影響を総合的に検討し、材料・構造・製造技術の最適化を以下の視点より行なう。

- ・アーマー材料開発
- ・冷却管材料・製造技術開発（アーマー材との接合技術を含む）
- ・冷却材と冷却管の共存性評価
- ・コンポーネント製造技術開発と総合性能評価（特に熱除去性能）

○プラズマ熱・粒子負荷の評価、及びアーマー材料の炉心プラズマ影響を適切に評価できるプラズマシミュレーションコードの開発、及びモデリングのための基礎過程の解明や、ベンチマーク実験のための磁場閉じ込め装置（LHD、GAMMA-10、QUEST）や直線型プラズマシミュレータによる研究を推進する。

○中性子照射材料（数 10dpa の照射）を取り扱える高熱負荷実験装置、高密度プラズマ照射装置を整備する。特に、高熱負荷試験装置については、実機規模のコンポーネント照射が可能な装置とする。

⑤原型炉建設開始まで

○原型炉を視野に入れた高性能プラズマに対して、ディスラプションや ELM によるダイバータへのパルス熱負荷、定常熱負荷制御法、及びダイバータ構造体挙動評価について、JT-60SA による実験、及び他の装置による基礎実験研究とシミュレーション研究により確立する。

○ダイバータコンポーネントの製造技術・品質管理技術を確立し、安全性の評価を行なう。また中性子照射ダイバータコンポーネントに対する熱負荷試験やプラズマ照射試験を行ない安全審査のためのデータを取得する。

⑥原型炉運転開始時期まで

○ITER における長時間のダイバータモジュール試験結果や、IFMIF によるダイバータコンポーネントの重照射試験（～50dpa 以上）を参考にして、原型炉運転方法（プラズマ制御、ダイバータ運転パラメータ）の最適化を行なう。

◎ 補足資料や要望書

ダイバータ開発のロードマップを俯瞰できる資料を補足資料として添付します。

補足資料「ダイバータ開発ロードマップ」

1. 本ロードマップ概要

まず、原型炉ダイバータ開発戦略の構築と研究協力体制の確立を行なう。その後、要素研究やコンポーネント研究を進め、原型炉ダイバータの1次仕様決定は2020年頃、最終仕様決定は、ブランケットのそれと同じで2030年頃とする。安全審査データの一部はITERの結果を参照することになると考えられるため、ITER-DTフェーズの結果が出る時期(2028年頃)との整合性も良い。また、コンポーネントの中性子照射(特に、数10 dpa規模)、照射材のプラズマ照射(できれば、中子とプラズマの同時照射)、及びそのPIE(熱負荷試験を含む)を可能とする施設が必要であり、早急に検討する必要がある。

2. 原型炉ダイバータ開発戦略の構築(2~3年以内)

○現在考え得るダイバータ概念、材料・技術(アーマー材、冷却管、接合技術、冷却材)について、原型炉設計との整合性に留意しつつ以下の点を明らかにする。

- ・予想される性能(特に除熱性能)と特徴(利点と欠点をリストアップ)
- ・研究開発の現状
- ・今後必要な研究開発課題
- ・研究開発に従事可能な研究者・機関

○上記を総合的に考慮し、推進すべき要素開発、システム開発、設計活動をピックアップし、全日本的な研究協力体制(材料、PSI、エッジプラズマ、熱流動、トリチウム、コンポーネント技術など)のもと、原型炉ダイバータ開発プロジェクトをスタートさせる。

3. ダイバータ技術開発研究期間(2020年頃まで)

○前項の研究戦略に沿って、研究開発を進める。プラズマ照射影響、中性子照射影響、熱負荷影響を総合的に検討し、材料・構造・製造技術の最適化を行なう。以下に研究課題を列挙する。

- ・アーマー材料開発
- ・冷却管材料・製造技術開発(アーマー材との接合技術を含む)
- ・冷却材と冷却管の共存性評価
- ・コンポーネント製造技術開発と総合性能評価(特に熱除去性能)

○プラズマ熱・粒子負荷の評価(主にプラズマシミュレーションより)、アーマー材の炉心プラズマ影響、及び安全性や炉設計との整合性についても並行して検討を行なう。

○基礎過程の解明や、シミュレーションのベンチマーク実験のための磁場閉じ込め装置や直線型プラズマシミュレータによる研究を推進する。

○実機規模のコンポーネント評価のための、中性子照射、及び照射後性能試験を行なう施設を準備する。

4. 原型炉ダイバータ1次仕様の決定(2020年頃)

○これまでの研究開発の結果を総合的に判断して、原型炉ダイバータの1次仕様を決定する。

○また、未成熟であるが将来性のある技術・概念については、先進ダイバータ開発研究として活動を継続する。

5. 実機ダイバータモジュール製作と性能試験、品質管理技術開発、及び安全審査のためのデータ取得 (2030年頃まで)

○1次仕様に基づき、実機ダイバータモジュールを製作し、必要な性能試験を行ない、安全審査のためのデータをそろえる。

○ITERプロジェクトと協力し、特にプラズマ制御サイドからの、安全審査用データ取得を行なう。

6. その他

○原型炉ダイバータ開発と並行して、ITERのための技術開発も行なう。特に、タングステンダイバータのためのタングステン材料開発やタングステン・冷却管接合技術開発については、喫緊の課題である(2015年頃まで)。これらの技術開発で得られた結果は、可能な範囲で原型炉ダイバータに適用する。なお、ITERダイバータのための技術開発はITERの建設スケジュールの進展に留意しつつ進める必要がある。

○ITERのDTプラズマ試験後(2030年頃)に、先進ダイバータ要素技術開発の進展状況やITERの結果をふまえて、原型炉先進ダイバータの仕様を決定する。

○本活動は2010年頃からITER運転開始後の最初の10年間である2030年頃までがおもな活動期間となる。この期間はITER建設、BA活動を経てITER実験フェーズ及びBA活動終了後の原型炉に向けた研究開発体制を再構築する重要な時期にあたり、ITER活動などをおして得られる装置統合技術やそれを継承する人材の原型炉開発に向けた円滑な移行を図りつつ、新しい人材の育成に注力する必要がある。

◎文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

NBIは将来の核融合炉において必須の加熱・電流駆動機器であり、単にITERにおける仕様を満足するだけではなく、核融合炉に向けて、国内においてNBIの工学的・技術的基盤を維持・確立しておく必要がある。

加熱・電流駆動機器は、ヘリカル型装置では点火に必要な仕様を満足すればよいが、トカマク型装置では、それに加えて、年間を通じた連続運転を満足しなければならない。このことは、トカマク型装置を原型炉とする場合、原理的な連続運転の可能性のみならず、連続運転を可能とする加熱・電流駆動機器の実現性も含めて成立性を検討しなければならない。この点は、核融合炉の実現に向けたロードマップを考える上で、極めて重要な視点であり、チェックポイントであることを認識する必要がある。

ITERにおけるNBIの仕様は、入射エネルギー1MeV、入射電力17MW(1基)、入射時間3600秒である。原型炉や商業炉では、点火に必要な入射エネルギーは2MeV程度、入射電力は30MW(1基)程度が予想されるが、点火のみであれば、入射時間は1時間程度で十分である。トカマク型装置では電流駆動が必要なため、入射時間は1年以上に及びかつ信頼性の高い連続運転が求められる。

以上のことを考慮すると、ITER・BAにおいて、加熱・電流駆動機器としてのNBIに対して必要な事項はITER-NBI開発であり、それを将来の核融合炉に必要な仕様のNBI実現へ向けた国内の開発研究基盤の確立にどのように結びつけるかが重要である。具体的な項目を以下に示す。

・JT60SAに向けた500keV-10MW-100秒のNBIシステムの開発

ITER-NBI開発に対して補完的に位置付ける事ができ、国内の開発研究基盤確立に不可欠

JT60SA-NBIの実現は、ITER-NBI実現への試金石となる

要素技術の開発において、LHD-NBIシステムの活用も必要

・イタリア・パドバに建設予定のITER-NBIのtest facility (NBTF) への積極的参加

ITER-NBI開発を国内で行えないため、1MeV-3600秒システムの開発実績の蓄積は不可欠

原型炉に向けたNBIシステム開発研究基盤確立のために必要

2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。

負イオンNBIを有していないEUは、ITER-NBI開発を通じて原型炉NBIシステム開発の研究基盤を確立することができる。一方、国内で現状稼働している負イオンNBIはエネルギーが低く、ITER-NBIシステムで使用される計画のRF負イオン源を使用していないため、原型炉NBIシステム開発に対してEUに大きな後れを取る。そこで、原型炉に必要なNBIシステムの開発へ向けた研究基盤・体制を確立させるため、ITER・BAに直接関与するプロジェクトと相補的に、以下のプロジェクトが必要である。

・原型炉NBIシステム開発へ向けたRF負イオン源開発プロジェクト

・2MeV程度をターゲットとした高エネルギービーム加速システム開発プロジェクト

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

ITER・BA に直接関与する取り組みを含めた、上記の原型炉に向けた NBI 開発プロジェクトを実施するに当たり、NIFS-JAEA の共同 NBI 開発プロジェクトの立ち上げは効果的であり、特に、RF 負イオン源の開発においては、大学の研究室との連携研究ならびに LHD-NBI を用いた要素技術の開発研究が重要である。

◎ロードマップ図での位置付け

①ITER へのインプット

イタリア・パドバの NBTF 建設までは、負イオンビームの 1MeV 加速試験が必要。そのための設備としては JAEA に MeV 試験装置があり、現在その試験を行っているが、引き続き整備が必要。

JT60SA 用の 500keV-10MW-100 秒の NBI システムの開発が必要。パドバの NBTF による開発試験と相補的に JT60SA-NBI の開発・運転を行うことにより、ITER-NBI システムの開発に貢献する。また、LHD-NBI システムを活用して、負イオン源に関する要素試験を行うことも ITER-NBI システム実現に向けて必要。

ITER-NBI システムの開発は EU で行われるため、原型炉 NBI システム開発へ向けた RF 負イオン源開発プロジェクトを国内で立ち上げることが必要。大学等での小型 RF 負イオン源の原理検証・開発研究と JAEA または NIFS における大型 RF 負イオン源の開発・試験研究を組み合わせることが重要。

②ITER からの成果

ITER-NBI システムにおいて、仕様値の 1MeV-3600 秒が達成された場合、原型炉における NBI システムで想定される 2MeV 程度の静電加速の見通しが得られるが、実現へ向けて高エネルギービーム加速システム開発プロジェクトが必要。小型 RF 負イオン源を用いた 2MV-1A 程度の試験装置が必要。

パルス幅に関しては、3600 秒の達成は、ヘリカル型を原型炉として想定した場合に必要な仕様をほぼ満足するため、原型炉 NBI へのインプットとなる。しかし、トカマク型を原型炉として想定した場合は、1 年間の連続運転が必要なため、3600 秒程度の達成では、原型炉 NBI へのインプットには全くならない。そのため、1 年間の連続運転を達成するための工学的研究プロジェクトが必要。

③BA からの成果

JT60SA-NBI の開発・運転は、ITER-NBI システム実現に貢献するが、フィラメント・アーク負イオン源のため、原型炉における NBI に必要な RF 負イオン源の開発プロジェクトが必要。

④原型炉設計時期（原型炉工学 R&D 開始まで）

2MeV までのビーム加速が可能であることの見通しが必要。ヘリカル型原型炉の場合は、これでシステム R&D を開始できるが、トカマク型原型炉の場合、1 年間の連続運転の見通しが立たない限り、原型炉 NBI の設計ができない。

⑤原型炉建設開始時期まで

ヘリカル型原型炉の場合、2MeV-1hour の NBI システムの実現が必要。トカマク型原型炉の場合、2MeV-1year の NBI システムの実現が必要。

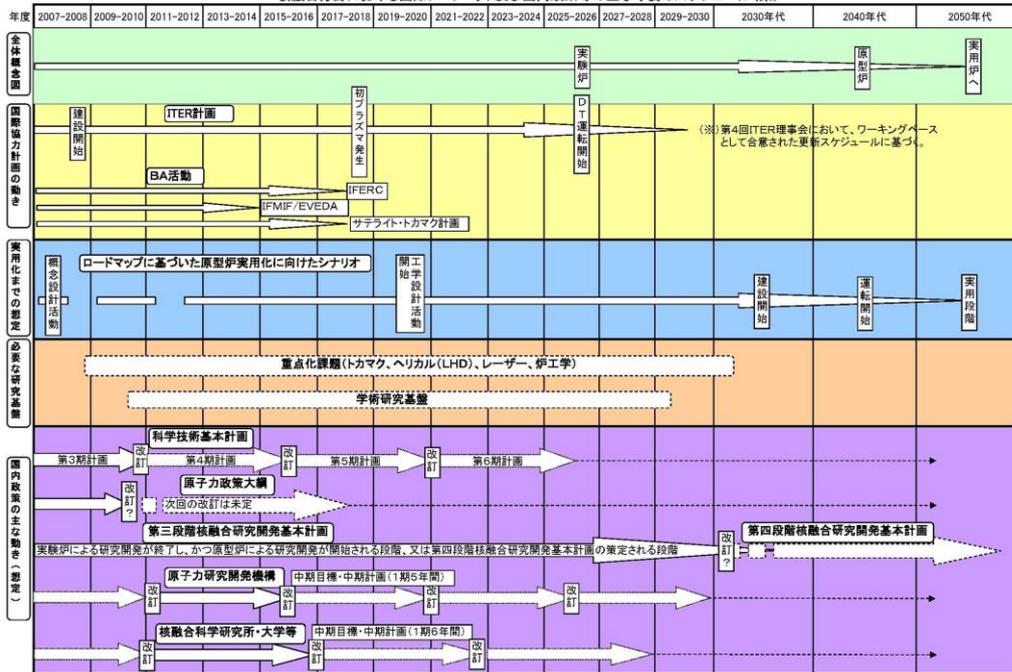
⑥原型炉運転開始時期まで

ヘリカル型原型炉の場合、 $2\text{MeV}\cdot\text{1hour}$ の NBI システムの実現が必要。トカマク型原型炉の場合、 $2\text{MeV}\cdot\text{1year}$ の NBI システムの実現が必要。

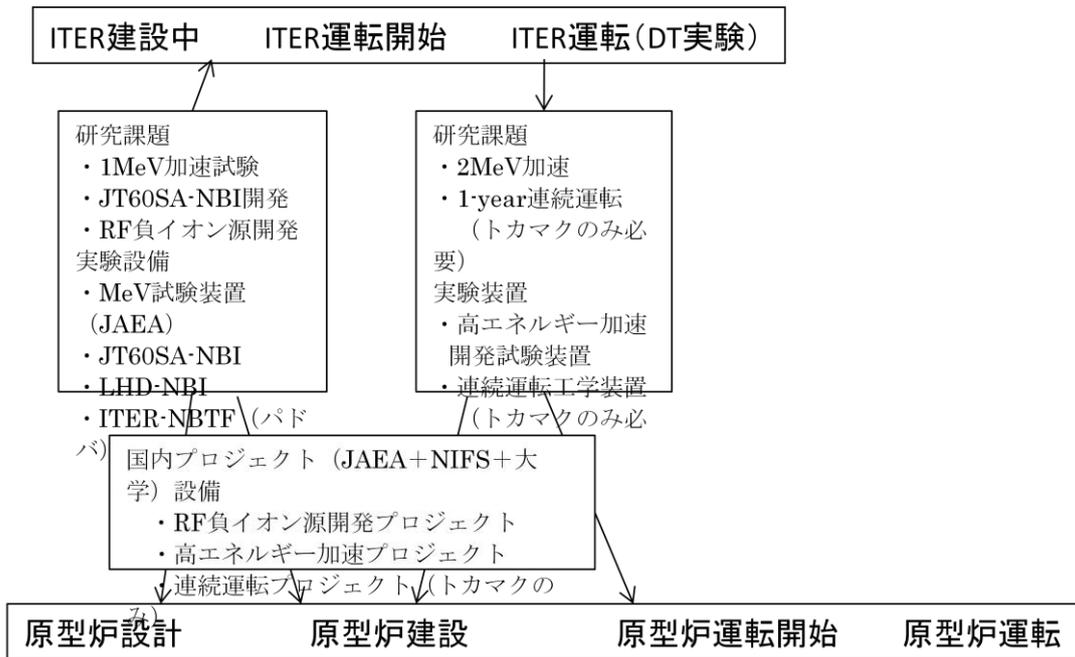
◎補足資料や要望書

特になし。

核融合分野における国際プロジェクト及び国内政策等の主な今後のスケジュール(案)



項目名：加熱電流駆動NBI



◎文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

- ① ジャイロトロン開発はEC加熱機器開発の核である。ITERジャイロトロン開発で170GHz、1MW準定常化が実現された。ITERの高性能化には加熱の増力が必須であり、ITER建設期には、ITERジャイロトロンのマルチMW化が期待されている。また、2周波数可変ジャイロトロン、高速電力変調などプラズマ加熱・制御物理の発展に貢献する技術の開発も重要である。アンテナ/伝送系の損失低減もジャイロトロン高出力化と同様に、ECシステムの簡素化、信頼性の向上につながる重要な開発である。これらのジャイロトロン・アンテナ技術開発はJAEAの高周波工学試験装置が中心となる。
- ② DEMOに向けては（ITER運転期）、ジャイロトロンとアンテナの信頼性、長寿命化に向けて研究がITER、JT-60SAで可能となる。また、EC電流駆動効率の向上は、核融合炉のシステムの効率化、簡素化に大きなインパクトを与える物理として研究開発が期待される。
- ③ 実用炉に向けては（DEMO運転期）、炉システムとして最も重要な総合コストに関わる項目が必須となる。ジャイロトロンの高信頼性・長寿命化、アンテナでは重照射下での長寿命化である。これらの中心設備はDEMO、ITER等と考えられる。

2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。

- ① ITER建設期には、ジャイロトロンのマルチMW化の要素技術、周波数可変ジャイロトロン、高速電力変調など、ITER・BAを補完し、プラズマ加熱・制御物理の発展に貢献する研究開発が必要である。これら学術的、要素的な開発では、JAEAの高周波工学試験装置やJT-60SAに加えて、GAMMA10、Heliotron-E、LHD等の大学側のECシステムが利用できる。
- ② DEMOに向けては（ITER運転期）、ジャイロトロンの高周波数化(200GHz)、2MWレベルの完全連続出力化、アンテナの耐中性子照射化が必須である。また、アンテナの信頼性と寿命の飛躍的な向上につながる高速多周波数可変ECシステムの実現に向けた技術開発が必要である。この時期の開発では、ITER・BAの相補的な装置として、増力化した高周波工学試験装置やLHDが中心と考えられる。
- ③ 実用炉に向けては（DEMO運転期）、炉システムとして最も重要な総合コストに関わる項目が必須となる。ジャイロトロンでは70%以上の高効率化、高信頼性・長寿命化である。この時期の開発では、ITER・BAの相補的な装置として、新高周波工学試験装置が必要と考えられる。

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

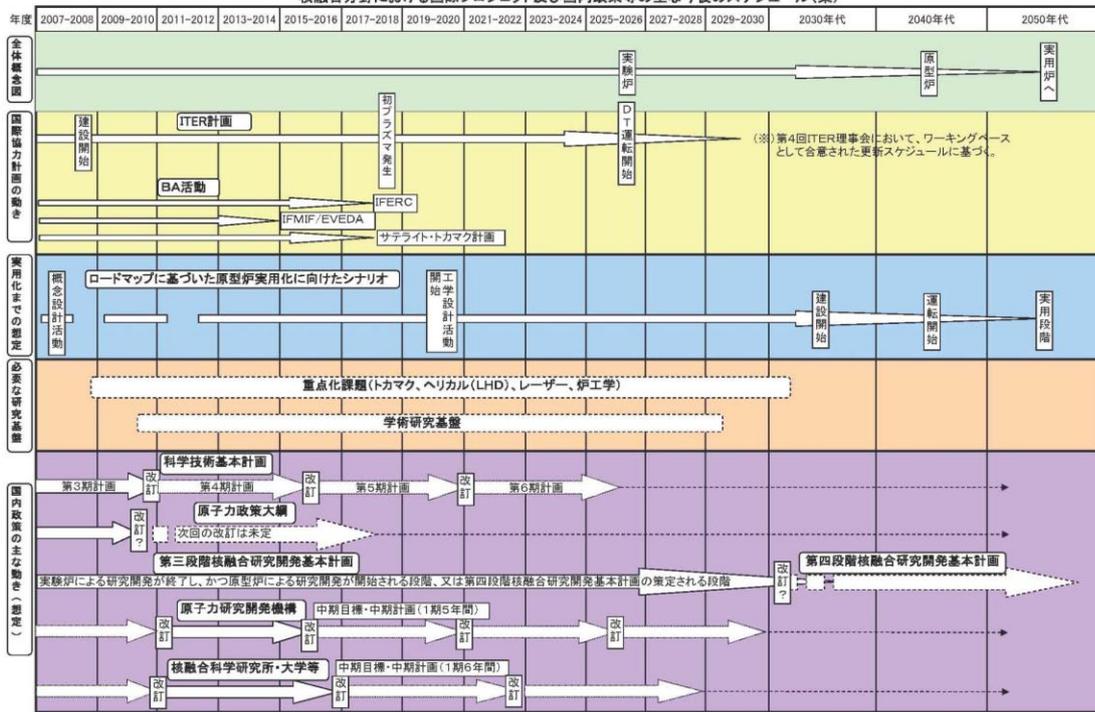
現在、ITER/DEMOに向けたEC加熱電流駆動工学開発体制はJAEAの高周波工学試験装置が中心となり、LHDやGAMMA10等のEC加熱装置が相補的に進めている。原型炉等に向けた中期的な開発も現体制を維持することが必要である。長期的にはJAEAの高周波工学試験装置の増力や新装置の建設が必要となる。

ECHのプラズマ物理はジャイロトロン技術の進展とともに新たな展開を見せており、多機能な役割を持ち、炉環境に最も適した加熱電流駆動方式であることから、将来的にもDEMO/実用炉に向けた研究開発の継続が不可欠である。

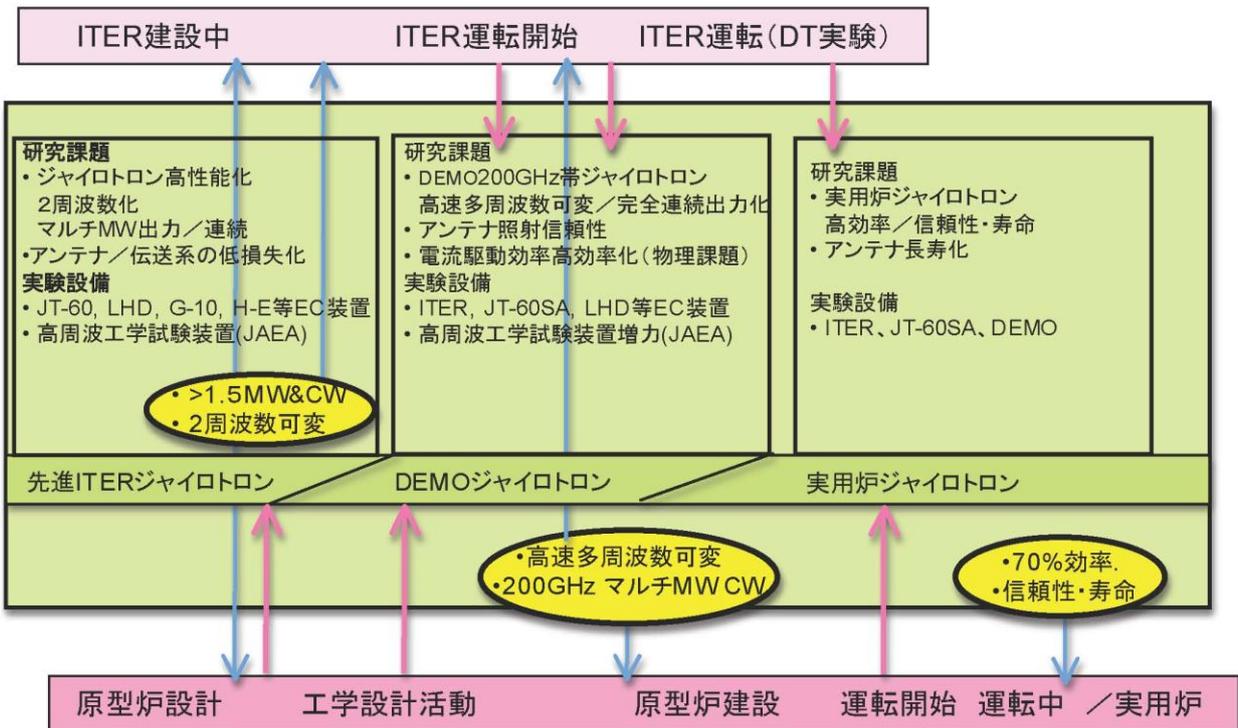
さらに、EC電流駆動効率の向上や高自発電流運転による能動駆動電流の低減が可能となれば、加熱電流駆動装置はECのみで簡素化することも可能となり、システムに大きなインパクトをもたらす。

核融合分野における国際プロジェクト及び国内政策等の主な今後のスケジュール(案)

参考資料



EC加熱電流駆動



◎文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

核融合炉設計統合コードの開発に向けた取り組み

核融合炉の信頼性高い設計を行うためには、ITER や原型炉等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を組み合わせた核融合炉設計統合コードが必要である。その開発にあたっては、必要な物理モデルや工学モデルとそれらに基づく計算コードを系統的かつ組織的に構築し、実験データとの比較による検証を通して十分な信頼性を確保する事が厳しく要求される。このようにして開発された核融合炉設計統合コードを用いて実証される技術的成立性を、経済的成立性や環境・安全性等の社会的評価と整合させることにより、開発期間の短縮ならびに経済性の向上を含めて最適化された核融合炉を設計する事が可能となると考えられる。

ITER プラズマの解析や原型炉開発に向けた設計活動においては、大規模な計算機シミュレーションが不可欠である。BA-IFERC 計算機シミュレーションセンターの計算資源を最大限に利用するとともに、BA 終了後の計算資源確保が重要課題である。もう一つの重要課題は、設計統合コード開発に向けた研究者ポストの大幅な拡大とそのための人材育成である。このため、核融合原型炉シミュレーションセンターの設置を要望する（添付の要望書を参照）。

この取り組みでは、ITER 建設期間中は核燃焼プラズマ物理モデルの開発、ITER プラズマの性能予測、運転シナリオの開発等を進め、ITER 運転開始後は物理モデルの検証や運転シナリオの最適化を行い、さらに JT-60SA や LHD における実験結果に基づく物理モデルの検証により、信頼性の高い核燃焼プラズマ統合解析コードを開発する。一方、ITER 建設期間と重なる BA 期間中は炉設計活動と協力して原型炉設計基盤コードを開発し、BA 期間以降は原型炉設計に向けた炉工学統合解析に核燃焼プラズマ統合解析を組み合わせて、原型炉設計統合コードを開発する。最終的に原型炉による検証を経て、核融合炉設計統合コードを確立する。

◎ロードマップ図での位置付け

①ITER へのインプット (2012-2017)

- ・ 課題：ITER プラズマ統合シミュレーションの開発
 - ITER プラズマにおける物理現象の解明
 - ITER プラズマの性能評価
 - ITER 加熱機器・制御機器等の詳細設計
 - ITER 運転シナリオの開発
 - JT-60SA 実験データの解析
- ・ 必要コード：
 - 乱流輸送シミュレーション
 - 巨視的非線形現象シミュレーション（ α 粒子，運動論効果を含む）

- プラズマ壁相互作用シミュレーション
- ITER プラズマ統合コード (SOL, ダイバータを含む)
- ・ 設備：
 - 1PFLOPS 級計算機システム (BA-IFERC-CSC)
 - ・ 大規模シミュレーション
 - ・ 中規模シミュレーションの多数並列実行
- ・ 人員：
 - 物理モデル研究者 10名 (物理モデル開発, コード開発)
 - 数値手法研究者 5名 (高速化手法開発, コード開発支援)
 - 実験解析研究者 5名 (物理モデル検証, 実験データ解析)
 - シミュレーション支援研究者 10名 (コード実行支援, 関連コード開発)
- ・ 予算：
 - 人件費+研究費 3億/年
 - 計算機 21億/年 (BA-IFERC-CSC 経費)

②ITER からの成果 (2018-2027)

- ・ 課題：核燃焼プラズマ統合シミュレーションの開発
 - 核燃焼プラズマにおける物理現象の解明
 - 核燃焼プラズマを記述する物理モデルの検証
 - ITER 運転シナリオの最適化
- ・ 必要コード：
 - 乱流輸送シミュレーション
 - 巨視的非線形現象シミュレーション (α 粒子, 運動論効果を含む)
 - プラズマ壁相互作用シミュレーション
 - ITER プラズマ統合コード (SOL, ダイバータを含む)
- ・ 設備：
 - 10PFLOPS 級計算機システム (原型炉シミュレーションセンター)
- ・ 人員：
 - 物理モデル研究者 10名
 - 数値手法研究者 5名
 - 実験解析研究者 5名
 - シミュレーション支援研究者 10名
- ・ 予算：
 - 人件費+研究費 3億/年
 - 計算機 21億/年 (原型炉シミュレーションセンター)

③BA からの成果 (2012-2017)

- ・ 「1. ITER へのインプット」に挙げた項目に加えて
- ・ 課題：原型炉設計基盤コードの開発

- ブランケットの概念設計
- 核融合材料シミュレーション
- 原型炉設計基盤コードの開発
- ・ 必要コード：
 - ブランケット統合コード（中性子工学，トリチウム，熱流動，構造設計等）
 - 核融合材料シミュレーションコード（分子動力学から構造設計まで）
 - 原型炉設計基盤コード
- ・ 設備：
 - 1PFLOPS 級計算機システム（BA-IFERC-CSC）（1. と共用）
- ・ 人員：
 - 原型炉物理モデル研究者 5名（物理モデル開発，コード開発）
 - 核融合材料モデル研究者 5名（物理モデル開発，コード開発）
 - 炉設計・運転シナリオ研究者 5名（統合コード開発，実験データ解析）
 - シミュレーション支援研究者 5名（コード実行支援，関連コード開発）
- ・ 予算：
 - 人件費＋研究費 2億／年
 - 計算機 2.1億／年（BA-IFERC-CSC 経費）（1. と共用）
 -

④原型炉設計時期（原型炉工学 R&D 開始まで）（2018-2027）

- ・ 課題：原型炉設計基盤コードの整備
 - 炉心プラズマ設計の最適化
 - ブランケットの概念設計
 - 核融合材料シミュレーション
 - 原型炉設計基盤コードの整備
- ・ 必要コード：
 - 核燃焼炉心プラズマ統合コード
 - ブランケット統合コード
 - 核融合材料シミュレーションコード
 - 原型炉設計基盤コード
- ・ 設備：
 - 10PFLOPS 級計算機システム（2. と共用）
- ・ 人員：
 - 原型炉物理モデル研究者 5名（物理モデル開発，コード開発）
 - 核融合材料モデル研究者 5名（物理モデル開発，コード開発）
 - 炉設計・運転シナリオ研究者 5名（統合コード開発，実験データ解析）
 - シミュレーション支援研究者 5名（コード実行支援，関連コード開発）
- ・ 予算：
 - 人件費＋研究費 2億／年

- 計算機 21億/年 (2. と共用)

⑤原型炉建設開始時期まで (2028-2037)

- ・ 課題： 原型炉設計統合コードの開発
 - 原型炉炉心プラズマの性能予測
 - 炉心プラズマ設計・制御の最適化
 - ブランケット設計の最適化
 - 核融合材料シミュレーション
 - 原型炉設計統合コードの整備
- ・ 必要コード：
 - 核燃焼炉心プラズマ統合コード
 - 乱流輸送統合シミュレーション
 - 巨視的非線形現象統合シミュレーション
 - プラズマ壁相互作用シミュレーション
 - ブランケット統合コード
 - 核融合材料シミュレーションコード
 - 原型炉設計統合コード
- ・ 設備：
 - 100PFLOPS 級計算機システム (原型炉シミュレーションセンター)
- ・ 人員：
 - 炉心プラズマモデリング研究者 10名 (物理モデル開発, コード開発)
 - 核融合炉工学モデリング研究者 5名 (工学モデル開発, コード開発)
 - 核融合材料モデリング研究者 5名 (物理モデル開発, コード開発)
 - 数値手法研究者 5名
 - 炉設計・運転シナリオ研究者 5名 (統合コード開発, 実験データ解析)
 - シミュレーション支援研究者 10名 (コード実行支援, 関連コード開発)
- ・ 予算：
 - 人件費+研究費 4億/年
 - 計算機 21億/年 (原型炉シミュレーションセンター)

⑥原型炉運転開始時期まで (2038-2047)

- ・ 課題： 核融合炉設計統合コードの開発
 - 核融合炉炉心プラズマの性能予測
 - 炉心プラズマ設計・制御の最適化
 - 核融合炉設計統合コードの開発
 - 核融合材料シミュレーション
- ・ 必要コード：
 - 核燃焼炉心プラズマ統合コード
 - 核融合炉設計統合コード

- 核融合材料シミュレーションコード
- ・ 設備：
 - 300PFLOPS 級計算機システム（原型炉シミュレーションセンター）
- ・ 人員：
 - 炉心プラズマモデリング研究者 5名（物理モデル開発，コード開発）
 - 核融合炉工学モデリング研究者 5名（工学モデル開発，コード開発）
 - 核融合材料モデリング研究者 5名（物理モデル開発，コード開発）
 - 数値手法研究者 5名
 - 炉設計・運転シナリオ研究者 10名（統合コード開発，実験データ解析）
 - シミュレーション支援研究者 10名（コード実行支援，関連コード開発）
- ・ 予算：
 - 人件費＋研究費 4億／年
 - 計算機 21億／年（原型炉シミュレーションセンター）

◎補足資料や要望書

添付：「核融合原型炉シミュレーションセンターの設置について」の要望書

平成22年1月19日

文部科学省核融合研究作業部会からの情報依頼に対する提案

京都大学 教授 福山 淳
慶應義塾大学 教授 畑山明聖
京都大学 教授 岸本泰明
京都大学 教授 功刀資彰
京都大学 准教授 森下和功
山口大学 教授 内藤裕志
核融合科学研究所 教授 中島徳嘉
徳島大学 教授 大宅 薫
東京理科大学 准教授 佐竹信一
九州大学 教授 矢木雅敏

核融合原型炉シミュレーションセンターの設置について

提案の背景：

日欧協力による Broader Approach (BA) は10年の時限があり、国際核融合エネルギー研究センター 計算機シミュレーションセンター (IFERC-CSC) は2017年をもって運用を終了することになる。しかしながら、ITERの運転開始は2018年であり、2017年以降こそ、ITER プラズマの解析、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ことが必須であり、そのために高性能計算機システムを必要とする。

現在のBA-IFERC-CSCは、計算機ハードウェアの運用が中心であり、計算コードの開発、高性能化や利便性向上のための経費は含まれておらず、それらは原子力機構、核融合研、大学等の自己努力に任されている。しかしながら、国内の核融合関連の計算コード開発者の数は欧米に比べて圧倒的に少なく、核融合エネルギーフォーラム ITER・BA 技術推進委員会「トカマク型原型炉に向けた開発実施のための人材計画に関する検討報告書」(2008年6月)に指摘されているようにその増員を図ると共に、コード開発者およびコード利用者の全国的連携を進め、核融合原型炉に向けた理論・モデリング・シミュレーション研究の裾野を広げていくことが必要である。

炉心プラズマシミュレーションの国内連携は実績があり、核燃焼プラズマ統合コード構想(BPSI)は2002年より活動を始め、大学、原子力機構、核融合研等の研究協力として、これまでに8回の研究会を開催して情報交換を実現すると共に、当該分野の日米協力や日韓協力に主導的役割を果たし、CSCや次世代スーパーコンピュータに向けた計画立案に重要な役割を担ってきた。

一方、炉工学シミュレーションは、これまでに日米科学技術協力事業の JUPITER-II 計画および TITAN 計画のタスクとして、核融合研や大学を中心に実績を積み重ねてきているが、炉工学シミュレーション研究を本格的に推進するためにはより強力な国内連携が必要である。ブランケット設計には、中性子工学、トリチウム、熱流動、材料、構造設計等を含めた統合シミュレーションが必要であり、特に精密な計算を必要とするトリチウム増倍率の評価は、大規模なシミュレーションが必須である。また、材料シミュレーションにおいても、分子動力学法に基づく材料物性から核融合炉の構造設計までをカバーする多階層シミュレーションが求められている。これらのコード開発は原子力機構だけで閉じたものではなく、大学や核融合研との国内連携を積極的に進めることが必要である。

以上の背景ならびに核融合エネルギーフォーラム・物理クラスター・モデリング・シミュレーションサブクラスター会合での議論に基づき、以下の内容を提案したい。

提案：

BA 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、高性能計算機システムを運用する核融合原型炉シミュレーションセンターを設置する。同センターは、上記シミュレーション研究の推進のために、高性能計算機システムを運用するだけでなく、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、大学・原子力機構・核融合研との国内連携ならびに ITER およびその参加極との国際連携を通して行う。

以 上

国内炉設計の全日本協力体制の確立

◎文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

日本独自の原型炉開発は、EUと合意のできる範囲の研究に限られるIFERCの活動だけではできないのはいまでもない。またIFERCでの原型炉の協議に耐える原型炉日本案を構築するには、国内の総力を結集する必要がある。逆に、そのような国内体制があることによって、EUとの協議も活発化し、R&D活動や炉設計活動も含めたBA活動の積極的な利用につながる。

そのような全日本体制で原型炉計画を進めるべく、ITER/BA技術推進委員会によって作成されたロードマップにおいて示されているマイルストーンを取りまとめると、3ページと4ページの通りである。

● ロードマップに示された計画と、ITER、BAあるいはその他の計画との関連性をきわめて簡潔に述べれば、以下ようになる。

- 1) 核燃焼はITERで確認(Q>10の放電を確認、ただし誘導電流駆動のプラズマ)。
- 2) 定常運転と高性能化の上限はJT-60SAで確認。シミュレーションで補完。
- 3) ダイバータは、シミュレーションと組み合わせて、JT-60SA、ITERで開発。BAのシミュレーションセンターを有効に利用するためにも、国内にコード開発と整備を中心的に行う、原型炉シミュレーションの中核部を設置する必要がある。
- 4) 材料については、原子炉照射データをもとに工学設計は開始。IFMIFによって、製造設計後期に80dpaまで、初期ブランケット装荷までには150dpaまでの確認が終了することを期待して設計を進める。
- 5) 原型炉の初期装荷ブランケットは、ITER用日本案TBMにより開発したものがベース。ただし、原型炉においても「原型炉TBM」という考え方を導入し、経済性に優れた先進ブランケットを原型炉運用中に継続的に開発できるとした。そのため、先進ブランケットについては初期装荷分に間に合わない可能性があっても、将来性が有望なものは開発を並行して進め、原型炉用TBMとして原型炉で実用化を図る。
- 6) 加熱電流駆動は、ITER建設中はITER用の開発が主力。ITER完成後は、原型炉のために必要な改良に着手する。
- 7) BA期間中はBAを最大に利用。ただし、原型炉に向けて必須ながらBAには含まれない開発項目があり、BA以外の開発枠も早急に必要。BA期間以後は、BAが延長されてもされなくても「工学設計活動」として必要な研究開発は継続する。

●上記7)に示したBAには含まれないが早急に開始が必要な項目とは、以下の項目である。

- ・ ITER-TBMの開発
- ・ ITER用超電導コイルの性能を超える原型炉用コイルの開発 (強磁場化、高電流密度化)

超電導線材は原型炉建設時にのみ大量に必要という点にも注意を要する。

- ・ 原型炉向けダイバータ
- ・ Li-6 の濃縮・量産技術
年間 100 トンレベルの Li-6 製造容量をもった工場は現状ではない。
- ・ トリチウム関連技術
初期装荷トリチウムの入手方法の検討。
冷却系配管のトリチウム透過低減皮膜の開発と冷却水の水質管理技術の確立。
- ・ メンテナンス手法開発
原型炉の概念設計を確定するためには、保守・分解法を決定する必要がある。
- ・ 規格基準検討開始
- ・ 環境安全性評価手法の開発
評価のための方法論とデータベース、総合的トリチウム安全、廃棄物の管理法など
- ・ JT-60SA の国内重点化装置としての実験研究（BA に含まれない部分）

●ITER 計画の進捗状況と原型炉計画の関連性について

ここでとくに ITER 計画の進捗と原型炉計画のリンクについて述べておく。

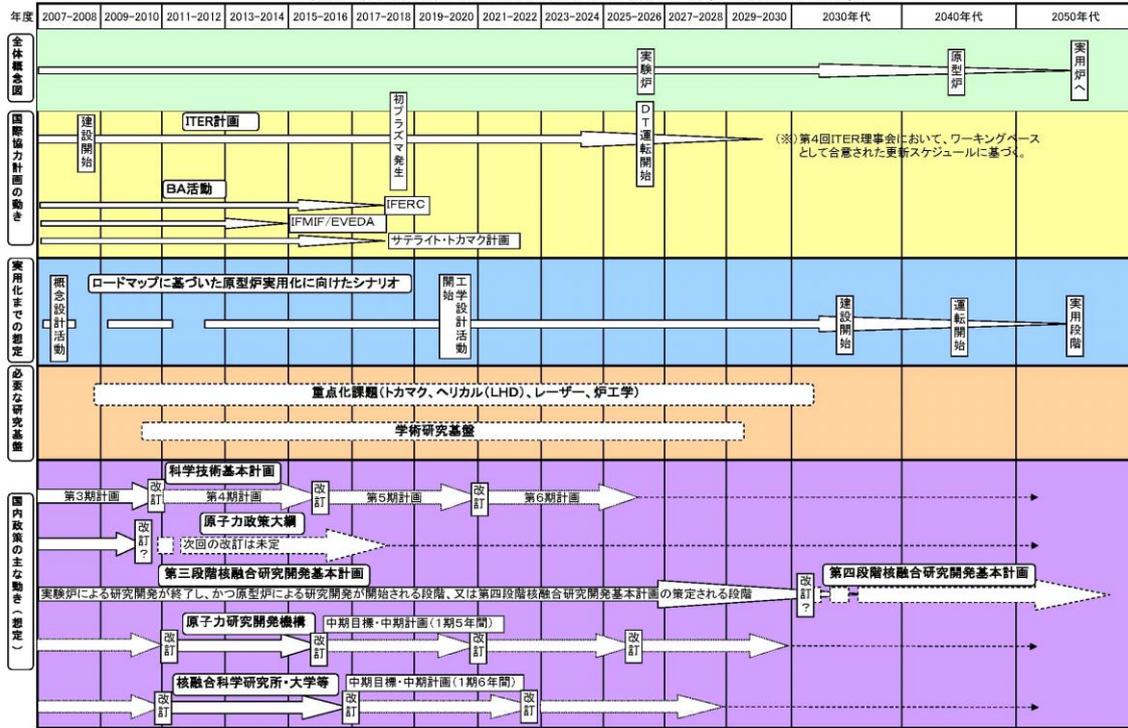
ITER で確認できる主要なことは

- ① トカマクとしてのシステムインテグレーションの確認
- ② ITER 級の大型プラズマでのスケーリングが想定通りか否かの判断
- ③ 燃焼プラズマの長時間維持（燃焼灰の排気を含めた定常性）の確認

である。①については ITER 完成時に、②についてはおそらく DD プラズマでの H モード確認時に、③については DT 燃焼での目標達成時に確認されるものと思われる。

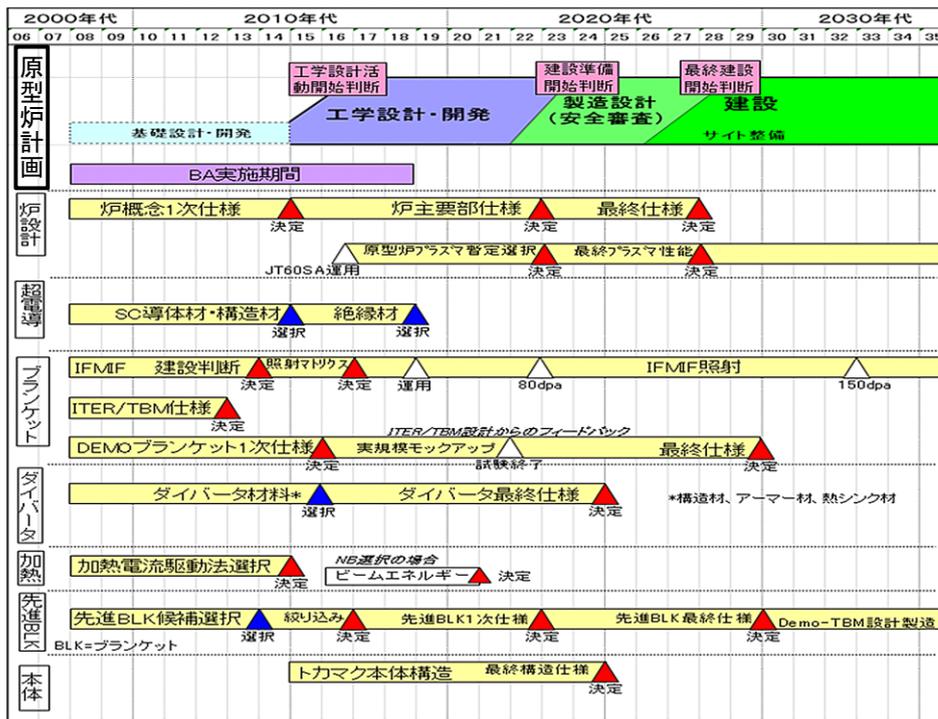
これらの達成の予測はロードマップに示されているが、すべての開発事項がこの確認にリンクしてはいない。次ページに示したマイルストーンの項目（具体的には、①炉概念 1 次仕様、②原型炉に向けた JT-60SA による高性能プラズマの性能検討、③ITER を超える SC 材料の開発、④IFMIF とそれによる照射、⑤ITER-TBM の日本案をベースとした Demo ブランケット基本案、⑥ダイバータ材料開発と ITER 以外での試験、⑦加熱電流駆動の選択研究、⑧先進ブランケットの研究開発）などは、いずれも ITER の進展によらず進めることができる部分が非常に多いといえる。したがって、原型炉建設最終判断は ITER の目標達成後であるとしても、ITER の結果を待たずにできる部分は先行して実施していくことが必要で、また、その開発が ITER での試験にフィードバックされることがもっとも望ましい。

核融合分野における国際プロジェクト及び国内政策等の主な今後のスケジュール(案)



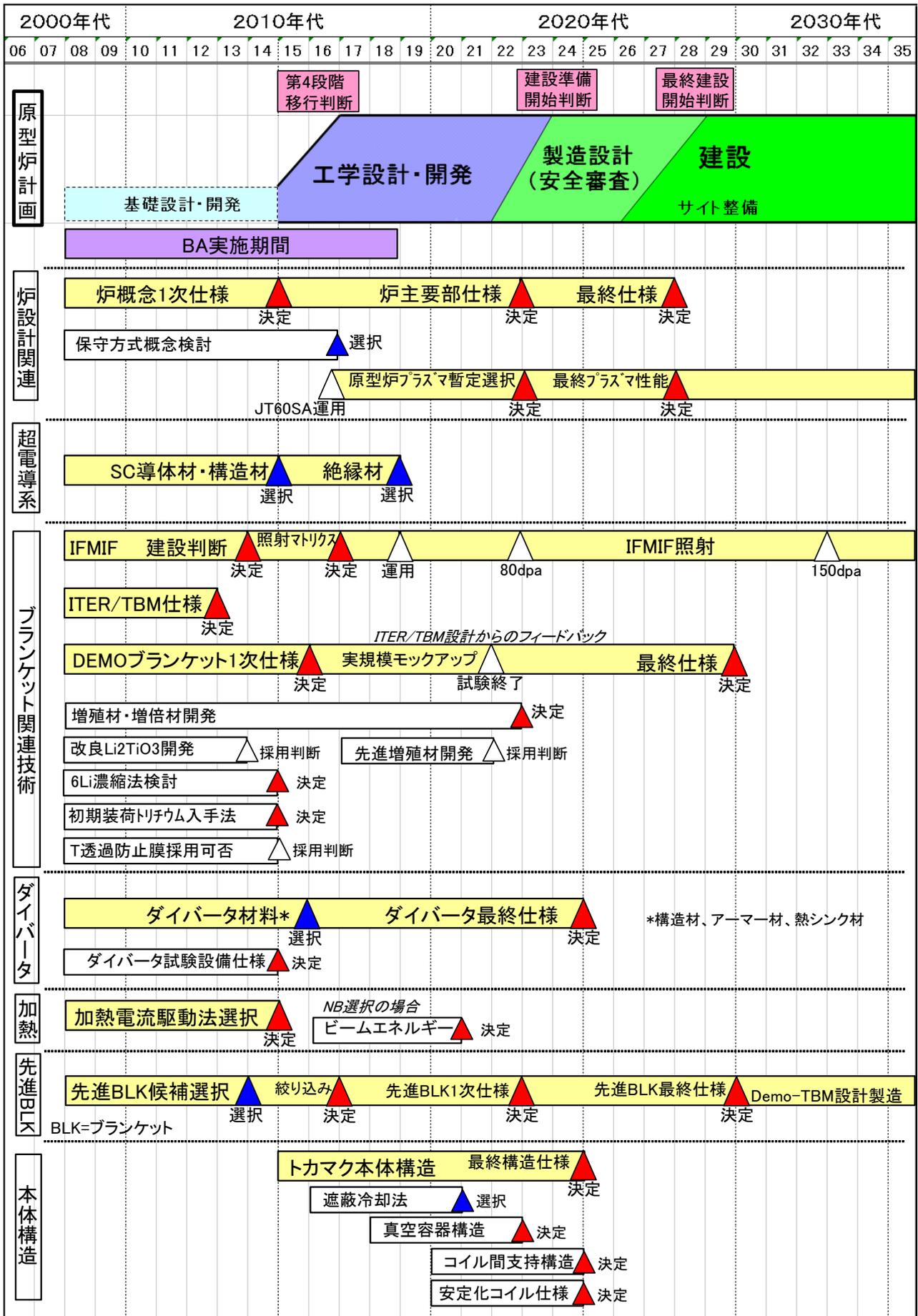
ITER 建設中 ITER 運転開始 ITER 運転 (DT 実験)

項目名



原型炉設計 原型炉建設 原型炉運転開始

マイルストーン詳細版



2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。

現状の組織枠を超えた全日本体制による日本の原型炉概念設計体制の構築

目的

BA 活動における国際チーム (IFERC) による原型炉設計作業とは別に、日本型原型炉の設計検討を独自に進める体制を確立すると同時に、作業を通じて原型炉の建設においてコアとなりうる人材を育成する。

- ・ 主体となる担い手と体制 (単独、国内協力・連携、国際協力、新たな組織の必要性)
- ・ 産官学の国内連携で構築。また、育成した人材の一部は大学に戻し、設計チームが進める概念設計を、大学の研究者が十分に評価できる体制も構築していくことも望まれる。
- ・ 原型炉概念設計は将来計画の指針を示す役割を果たすべきなので、他の大型プロジェクトとは別枠の予算を確保することが望ましい。
- ・ 具体的には、産官学の参加により、「国内原型炉設計体制」を構築する。
- ・ 将来的には、この組織が原型炉の発注母体の核を構成するべきである。

規模 (人員、予算)

- ・ コアチームとしては産業界を含めて当初 10 年は 10 名程度。
- ・ 予算は、人件費、産業界への外注費を含めて年 5 億円程度。
- ・ 米国 ARIES チームがひとつの例。(ただし、ARIES チームはコアは数名で、米国内においてバーチャルチームを構成している)。

前提となる必要条件や制約条件

BA 活動との連携協力、特に IFERC との関係が重要。現時点では原型炉の役割から目標まで、日欧の間はもとより、国内においてもスペクトルの広がりがある。どのような原型炉が日本にとっての最適なのかを、国内における複数の設計をベースに検討し、日本の原型炉案を一つにまとめたうえで、IFERC における EU との設計協議に臨み、日欧で原型炉案を切磋琢磨する必要がある。

制約条件として、日欧での背景となる文化・設計思想の差などから、必ずしも一つの原型炉に統一するのを前提にはできない。

いつまでに、どこまでやる必要があるか

ITER での連続核燃焼が確認される時点で、原型炉製造設計への移行に必要な完成度に達している必要がある。そのためには、概念の絞り込みはもちろんながら、設計基準なども整備されている必要がある。

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

小川雄一(東大)
岡野邦彦(電中研)
飛田健次 (JAEA)
小西哲之(京大)
堀池寛(阪大)

核融合研究開発機構 設立準備室の提案

1. 設置案概要

法人格を有する核融合研究開発機構の設立を5年後に目指し、「核融合研究開発機構 設立準備室」を設立する。自立した組織が望ましいが、機構設立までの間は現存する組織に付属する形態も考える。

- ・ 室長1名（常勤）
- ・ 常勤役員1名、非常勤役員数名、監査役1名（非常勤）を置く
- ・ 人員は15名程度（常勤とする。出向者含む）
- ・ 嘱託、顧問などによる大学からの参加も可能な仕組みを持つ
- ・ 設置期間は5年間。期間終了時には評価を行い、核融合研究開発機構に組織変更するか、変更と同時に原型炉の実施機関に統合する。ただし、評価において必要と認められれば、5年の延長も可能とする。
- ・ 予算規模 5億円/年（人件費、運営費のみ、開発費用別途）
- ・ 予算期間は5年債とする
- ・ R&D費は別途とするが、R&Dの実施は本組織ではなくJAEA、NIFS、各大学、産業界などで個別に実施。R&Dの進捗評価は本組織を中心に実施し予算に反映する。
- ・ 国際機関であるIFERCと協力を行うが、あくまで本組織は国内法に基づく国内組織である。

2. 研究業務内容

- ・ 原型炉の建設設計に必要な技術選択を行う
- ・ 原型炉の建設設計の基本となる主要装置の概念を決定する
- ・ 原型炉の建設段階への移行判断に必要な工学設計を実施する
- ・ 必要なシミュレーションコードの整備・開発については、大学などのシミュレーション活動と積極的に協力、または本組織と共同または併合して効率的に進める。
- ・ 原型炉と核融合エネルギーの意義、安全性と環境特性など国民への説明用資料を示す
- ・ 以下の重要課題5課題に対して専門家2名程度を配置して、R&D調整を行う
 - a)装置工学（超電導磁石、ブランケット保守、電流駆動）を含めた装置概念設計
 - b)ブランケット工学（模擬環境下でのモジュール試験、IFMIF-EVEDA施設利用など）
 - c)プラズマ工学（ダイバータ設計、プラズマシミュレーション（統合コードなど））
 - d)燃料工学（トリチウム、リチウム6関連）
 - e)材料工学（技術基準など）
- ・ 上記研究の実施では、外注（産業界へ）、委嘱、研究委託などを実施する。

以 上

◎文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

ITERを利用した取り組み

- ① 要素研究を統合したシステムとしての建設工程管理、運転統括、保守修理、等から得られる知見を原型炉概念設計にフィードバックし、課題を洗い出すことによって工学実証研究での実規模・実環境実証試験等にフィードフォワードすることが重要である。
- ② 基幹技術としての超伝導マグネット運転、テストブランケット運転、ダイバータ排気運転、トリチウム燃料循環運転、アルファ加熱含む燃焼制御運転、保守交換、耐震安全など、およびITERと相補的な大型実験装置結果等を総合評価して原型炉形式の選択のチェックポイントとし、それらのデータベースを工学設計に投入することが重要である。

BAを利用した取り組み

- ① 原型炉設計R&Dでの構造材料、増殖・増倍材料、大量トリチウムシステム等に関する研究を大学等とのネットワークによって推進することが重要であり、これによって学術的に体系化された工学基盤を構築すること、および炉設計とR&Dの広範な分野に精通する人材を育成することが急務である。
- ② 強力中性子源IFMIFの技術確証R&Dを大学等の材料・ブランケット研究者とのネットワークによって推進することが重要であり、これによって基礎物性およびモデリング研究観点からの要請をフィードバックすることが急務である。
- ③ IFMIFによる基礎物性研究と材料寿命確認試験は原型炉工学設計と建設許認可に必要である。

2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。

- ① 原型炉概念設計にはヘリカル炉心プラズマの広い運転領域のデータベースが必要であり、そのためにはLHD重水素実験による閉じこめ改善、NBI加熱増強による高ベータ、閉ダイバータによる高性能定常運転などの実証が不可欠である。並行して、燃焼実験炉としての数値試験炉の構築が必須である。
- ② 原型炉概念設計に基づく高性能化を目指した長寿命液体ブランケット、低放射化構造材の高温化、耐熱表面改質、微量トリチウム処理などの工学基盤構築が当面重要であり、そのための大学等共同利用の基幹工学実証研究施設が必要である。さらに工学設計に進むためには大型超伝導ヘリカルモデルコイル、ヘリカルブランケットユニット、ダイバータコンポーネント、微量トリチウム管理等の工学実証が必要であり、そのための実規模・実環境実証試験設備が必要である。

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

- ① トカマクとヘリカルの共通課題を中心として若手や産業界を交えた共同設計活動は、原型炉1号機に向けての全日本的体制のための文化的土壌構築の準備として効果的と考える。

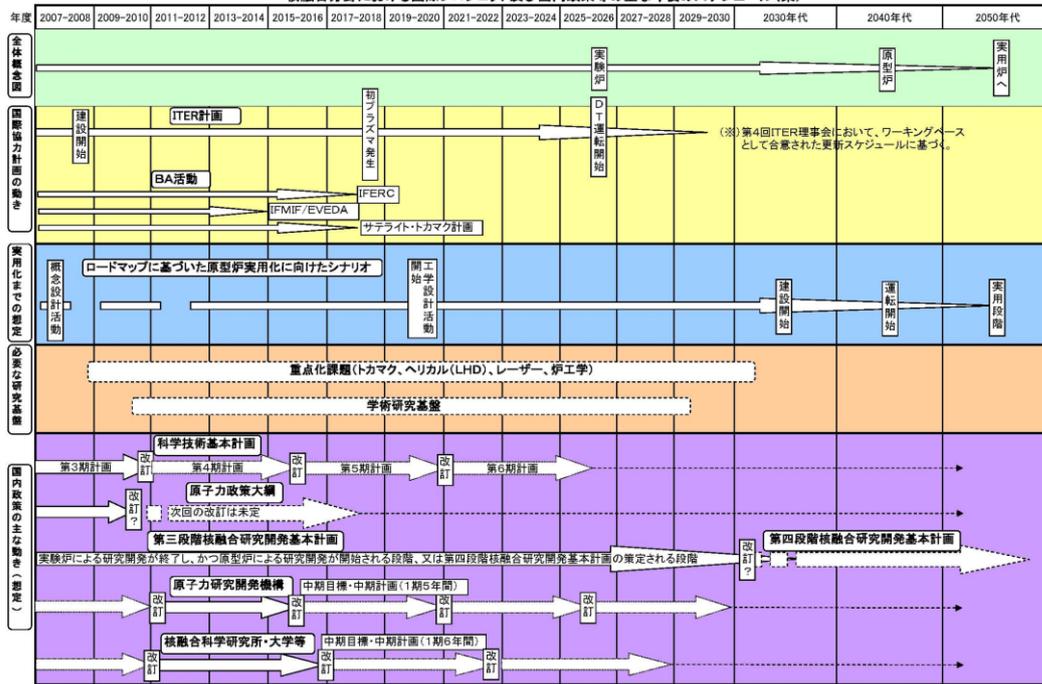
◎ロードマップ図での位置付け

- ① ITER へのインプット
- ② ITER からの成果
- ③ BA からの成果
- ④ 原型炉設計時期（原型炉工学 R&D 開始まで）
- ⑤ 原型炉建設開始時期まで
- ⑥ 原型炉運転開始時期まで

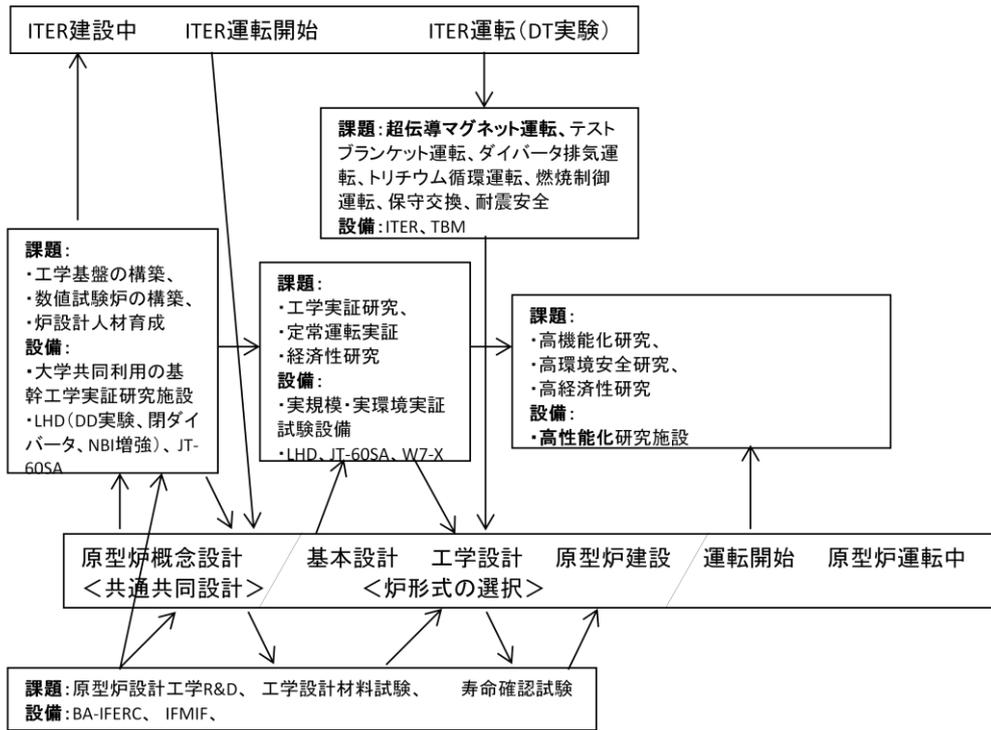
→ ロードマップ図に記入しましたので添付します。

核融合分野における国際プロジェクト及び国内政策等の主な今後のスケジュール(案)

参考資料



ヘリカル原型炉設計



◎補足資料や要望書

補足資料 宮沢順一（核融合科学研究所）

地球温暖化と資源枯渇という迫り来る全地球的問題に抜本的に対処するためには、ITER の結果（あるいはその遅延）によってトカマク型原型炉の実現が困難になったとしても、2050 年頃までに核融合炉を実現するというグローバルプランに遅延を生じてはならない。

そのための構えとして、ITER・BA に留まらない、「より幅広いアプローチ」を行う必要がある。近年の研究進展によってトカマクをも凌駕する閉じ込め性能が示されつつあるヘリカルプラズマは、本質的にプラズマ電流を必要としないため、ディスラプションの危険がなく、高密度化及び定常化が容易である。このことは、トカマクが ITER での実験的検証を必要とする未解決問題の殆どが、ヘリカルでは問題とならないことを意味する。従って、より幅広いアプローチでは、ヘリカル型核融合炉の研究開発を進めることが妥当と考える。

ここでは、ITER の結果に依らず設計可能な「初期型ヘリカル核融合炉 Primary Helical Fusion Reactor」（以下、PRIMARY と呼ぶ）の概念設計活動を、数年内に開始することを提案する。PRIMARY では、自己点火プラズマの実証とその定常保持を最優先の目的とする。TBR > 1 の実証及び大規模電力のグリッドへの投入は設計要件に含めないが、その代わりに水素製造と 14 MeV 中性子線の医療及び学術応用を実証することで、エネルギー・環境・福祉・学術の諸分野にわたって貢献する。

PRIMARY を実現するためには、ITER・BA で網羅されていない幾つかの工学的問題を解決しておく必要がある。そのために、ここで提案する PRIMARY 概念設計活動は以下の研究開発を含むものとする。

① 超強磁場装置の成立性検証

- ・ PRIMARY では、プラズマ中心で 10 T 以上の強磁場とすることで装置サイズを LHD の 3 倍程度に抑えられる可能性がある
- ・ そのような強磁場に耐えうる装置の構造設計について検討する
- ・ 高温超伝導コイル採用の可能性についても、具体的検討を行う

② 構造材料の決定

- ・ フェライト鋼をヘリカル装置に適用した場合の影響について検討する
- ・ その影響が顕著な場合に備えて、バナジウムの量産研究なども行う

③ 高温超伝導コイル及びフェライト鋼を用いた強磁場小型ヘリカル装置の開発

- ・ 実機を製作することで、上記①及び②における具体的な課題を抽出する
- ・ 核融合科学研究所 CHS 装置程度のサイズとし、同装置の資材を活用する
- ・ スケーリングの確度を上げるため、磁場配位は LHD と同じヘリオトロン配位とするが、PRIMARY で想定されるスプリットヘリカルコイルや回転変換分布の採用も検討する
- ・ フェライト鋼環境下において形成される閉じ込め磁気面の健全性を検証
- ・ タングステンダイバータを採用し、フルメタルのカーボンフリー環境を実現
- ・ 10 T 以上の高磁場におけるプラズマ実験を行い、エネルギー閉じ込めスケージングの磁場強度依存性に関しての外挿性を確認する
- ・ 500 度程度の高壁面温度での実験も行う

④ 長パルス高エネルギーNBIの開発及びEBW加熱手法の確立

- ・ 1 MeV - 10 MW 程度の NBI で、ペレット入射時の温度低下による α 加熱パワー減少を補うためのオンデマンド入射にも対応できるよう技術開発を行う (RF イオン源、セシウム実時間制御など関連技術の開発が必要)
- ・ よりオンデマンドに対応しやすいと考えられる EBW による加熱手法も確立し、高密度プラズマに対する大電力 EBW 加熱を LHD で実証する
- ・ 1 MeV - 10 MW - 1 hour の定常入射及びオンデマンド入射を LHD で実証
- ・ 10 MW/m² 以上の定常熱負荷に耐えるダイバータ及び運転手法の開発も行う

⑤ 核融合炉の付加価値の模索

- ・ 水素製造 (含バイオマス利用)
- ・ 14 MeV 中性子線等各種放射線の医療及び学術応用

(研究体制について)

PRIMARY 概念設計活動を進める母体は、CHS や LHD の研究実績を有する核融合科学研究所に置くのが最適であると考え。特に上記①～④の各項目についてはCHSの資材やLHDの使用を想定しており、核融合研以外の組織による統括は徒に困難を増す結果になる危惧がある。項目⑤に関しては同研究所以外で、実際に関連した実験研究を行える環境を有する JAEA や大学などで遂行するのが好ましい。但しその場合も、推進母体を中心に各研究グループ間の連携を密に保つことが肝要である。

以上

レーザー核融合炉の特徴

- 小規模で、負荷変動対応可能なレーザー核融合は、磁場核融合と異なる電力マーケットに対応するものとして、並行して開発する必要がある。
- 消費したトリチウム以上のトリチウムを生産することも可能であり、磁場核融合装置との補完性がある。
- レーザー核融合炉は要素の独立性が高く、設計の自由度が大きく、開発時間も短く設定できる少なくとも実験炉までは現存の材料で製作可能であり、レーザーも建設可能である。耐久性、経済性は原型炉で試験される。

◎文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

- レーザー核融合実験炉 LIFT による正味発電実証を行うとともに、高輝度中性子源としてブランケット開発や炉材料研究の一部にも活用する。
- レーザー核融合実験炉の立ち上げでは磁場核融合炉工学で長く培われてきた知識、ITER-BA 等で得られるトリチウム、炉材料に関する知見は不可避である。

2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。

- 具体的プランは前ページ下部に示す。高繰り返し試験は LHART モードでの爆縮（実証済み）を 1Hz で繰り返すもの。ターゲット量産技術の確立と共に高速点火モードの実験に移行。熱サイクルを通したトリチウムの拡散漏洩制御に見通しが付いた時点で、発電実証へ。熱サイクルを通したトリチウムの拡散漏洩制御は磁場、レーザー共通の重要課題である。
- レーザー核融合炉完成には産業界の技術導入が不可避であり、そのためにはレーザー核融合も国家の戦略的主要プロジェクトであるとの位置づけがのぞまれる。

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

- 【現状】

双方向共同研究を中心とした要素開発。極低温技術は核融合科学研究所、インジェクションは広島大学、トラッキング茨城大学、ビームステアリング岐阜大学、トリチウム技術は富山大学、九州大学、液体金属流は京都大学、ターゲット材料開発は東京工業大学など。

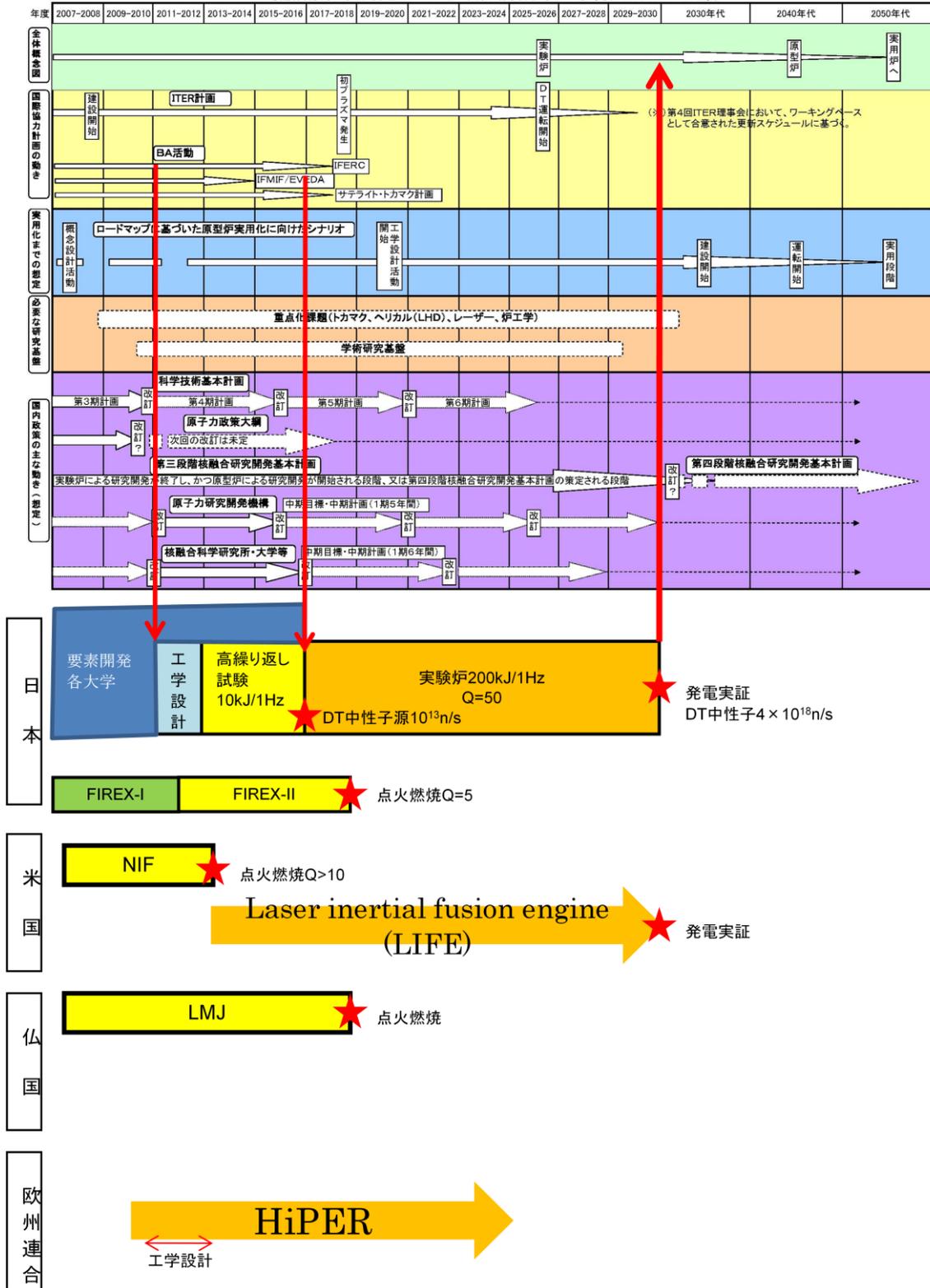
- 【今後】

主体となる担い手：現大阪大学レーザーエネルギー学研究センターの多数の教職員。

- 国内協力・連携：適切な研究機関との強力な連携。
- 国際協力：わが国のリーダーシップ確保のために、一定の国内計画を確保した上での、米欧の主要研究機関との協力。
- 産業界との連携；ターゲット及びLDの量産に関し、産業界の技術導入を図る。プラント設計に関しては現分裂炉の設計経験者との連携を深める。
 - ・米国では既に日本製産業ロボットを用い、高速点火ターゲットのコーンとシェルの自動組み立て／大量生産のデモに成功している。
 - ・また、課題とされるトラッキング、ビームステアリングも小型のシステムではあるが、実用炉と同じ時間差で±20 μmの照射精度を実現している。

核融合分野における国際プロジェクト及び国内政策等の主な今後のスケジュール(案)

参考資料



日本

- 要素開発 各大学
- 工学設計
- 高線り返し試験 10kJ/1Hz
- ★ DT中性子源 10^{13} n/s
- ★ 実験炉200kJ/1Hz Q=50
- ★ 発電実証 DT中性子 4×10^{18} n/s

米国

- FIREX-I
- FIREX-II ★ 点火燃焼Q=5

米国

- NIF ★ 点火燃焼Q>10
- Laser inertial fusion engine (LIFE) ★ 発電実証

仏国

- LMJ ★ 点火燃焼

欧州連合

- HiPER
- 工学設計

◎文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

- (A) ITER計画およびBA活動（JT-60SA計画）の補完的プラズマ研究
- ・ITERでの実験をより確実なものとするためのプラズマ実験研究を推進。
 - ・JT-60SAとの共同研究や相互比較実験などにより、先進的炉心プラズマ研究を推進。
 - ・具体的な課題として、磁場閉じ込め特性の理解と改善、磁場閉じ込めプラズマでのベータ値限界/MHD安定性の特性評価と抑制技術の確立、非誘導電流駆動の確立と電流駆動効率の向上、ダイバータプラズマの制御とダイバータ板への熱・粒子負荷の低減、ペレット等による燃料補給技術の開発とプラズマ特性への影響評価、先進計測機器の開発とITER・JT-60SAへの適用、などが挙げられる。
- (B) 原型炉を目指した炉心プラズマ研究
- ・原型炉での定常運転をより確実に実現するためのプラズマ実験研究を推進する。
 - ・原型炉ではより少ない炉心プラズマの計測手段により、かつまたより少ない制御手段により核融合炉出力を一定かつ安定に制御する必要がある。従って、課題（A）に記した項目に加えて、原型炉での計装システムと制御手法の確立を目指す。
- (C) 先進的プラズマ閉じ込め研究
- ・トカマクプラズマは優れた閉じ込め特性を有していることより、原型炉の最も有力な候補であるが、核融合炉としての課題がまだ残されている。特に高ベータプラズマでの非誘導電流駆動による定常運転、ディスラプション、高密度運転での限界、さらにはダイバータ板への熱・粒子制御の問題などは今後の開発課題でもある。さらにはD-3He等の先進燃料核融合炉の可能性の追究としても、将来の魅力ある核融合炉として、トカマク以外の先進的プラズマ閉じ込め方式を適正規模で推進しておく事が重要であり、ヘリカル方式、球状トカマク方式、ミラー磁場方式、逆磁場ピンチ方式、内部導体方式、コンパクトトラス方式などをトカマクに代わる先進閉じ込めプラズマ研究として推進する。
 - ・前項で挙げた各種プラズマ閉じ込め装置は、磁場閉じ込めプラズマの物理課題を要素還元した研究を推進する上からも大変重要な役割が期待される。

2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。

- * 「ITER計画およびBA活動（JT-60SA計画）の補完的プラズマ研究」、「原型炉を目指した炉心プラズマ研究」、「先進的プラズマ閉じ込め研究」を推進するにあたり、具体的な課題として、①閉じ込め特性、②ベータ値限界/MHD安定性、③非誘導電流駆動、④ダイバータプラズマの制御、⑤燃料補給技術、⑥先進計測機器、さらには、⑦計装システムと制御手法、などが挙げられる

が、これらの項目を特徴あるプラズマ実験装置で研究推進する必要がある。これらの課題は、以下のような装置群での、ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの推進が必要である。

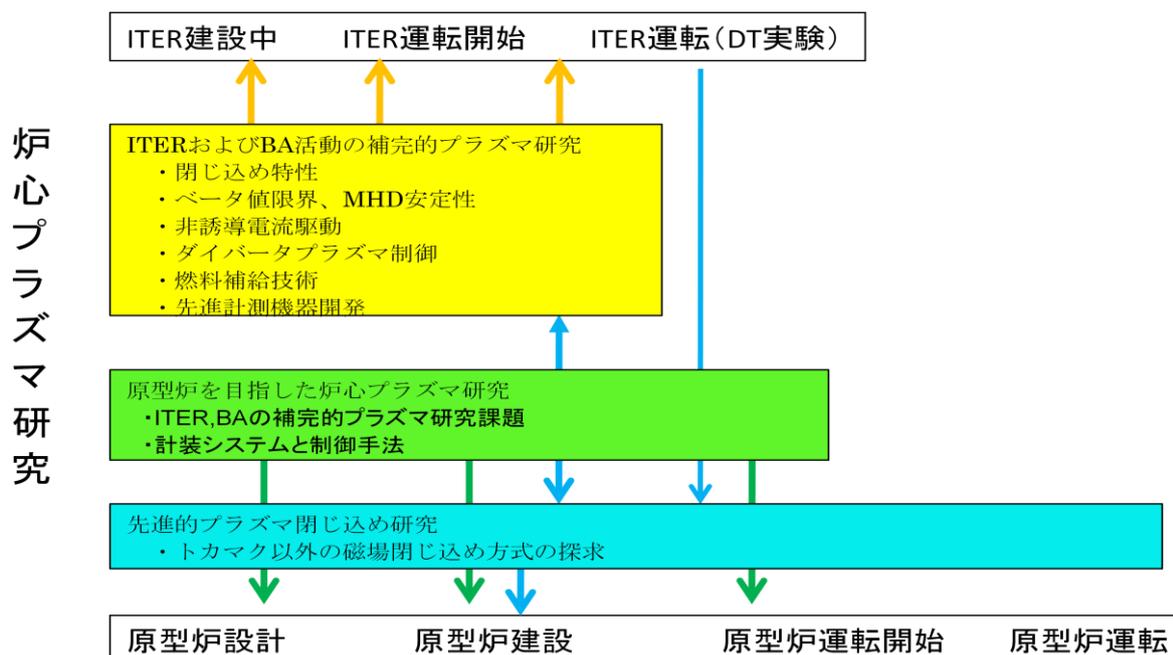
- ①閉じ込め特性：ヘリカル（LHD、H-J）、ミラー（Gamma-10）、直線プラズマ（PANTA）、乱流研究トカマク
- ②ベータ値限界/MHD安定性：ヘリカル（LHD、H-J）、球状トカマク（UTST、TST-2）、RFP（RELAX）、内部導体（RT-1）、コンパクトトーラス（HIST、NUCTE）
- ③非誘導電流駆動：球状トカマク（QUEST、LATE）
- ④ダイバータプラズマの制御：ヘリカル（LHD）、球状トカマク（QUEST）、ミラー（GAMMA-10、NAGDIS）
- ⑤燃料補給技術：ヘリカル（LHD）
- ⑥先進計測機器：ヘリカル（LHD）、球状トカマク（QUEST）、乱流研究トカマク
- ⑦装システムと制御手法：ヘリカル（LHD）、乱流研究トカマク

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

*先進プラズマ研究の中核となる中小規模のプラズマ実験装置は、大学のセンターや講座レベルに設置されている。これらの実験設備は、先進的な学術研究に供すると共に、大学院生を中心とした高度な専門教育の場としても大変重要な役割を果たしている。革新的・萌芽的研究を展開するための資金の確保、NIFSやJAEAなどの研究所との人的・設備的な交流が、裾野の広い大学の学術研究に支えられた研究所の大型プロジェクトを推進する上でも大変有用である。

*拠点となるセンターには双方向型共同研究によりNIFSや大学との研究交流が、さらには相互交流型共同研究ではNIFSと大学の研究交流が可能となっている。ただし大学間のネットワーク型の研究交流を支援する仕組みが少ない。学術分科会が謳っている、「大規模研究計画」を活性化させるためにも、網の目的な研究交流が可能な仕組みの構築が求められる。

◎ロードマップ図での位置付け



◎補足資料や要望書

補足資料 (No.1)

「プラズマ乱流構造と制御の研究の推進」の意義と「非平衡極限プラズマ全国共同連携研究ネットワーク計画」による寄与について

核融合科学研究所 伊藤公孝

1. 背景と動機

10年後に原型炉設計の判断が可能になるためには、その時点で、原型炉の燃焼制御について知識基盤が確立されている必要がある。従来のプラズマに関する経験則に基づく知識は大きな力になるが、原型炉になって特に必須となる知識について学理に基づく理解を提示する事が求められる。(一例を挙げれば、現在認識されているが理解されていないプラズマ応答、例えば、輸送障壁生成消滅時の内部の輸送変化の早い応答や、壁材の差異に伴うコアプラズマ閉じ込め性能の変化、改善閉じ込め状態の長時間放電中の寿命、などなど。)

ここに例示した課題は、現在の知識基盤で応えるには不十分であるが、今後10年間に先進プラズマ乱流物理学を発展させる事で、本質的な問題に大きな寄与を与える事が出来る。

よく知られているように、核融合燃焼環境下では現在の計測手法の多くのものがすぐには適用出来なくなる(制御情報の欠如)一方で、原型炉では高いQ値の実現のために循環入力に制限が厳しくなり、プラズマ性能制御のための入力が強く抑制される(制御パワー・手段の制限)。同時に、規格化ベータ値が高く突発現象が予想される等制御すべきダイナミクスが増大し、よりバイオレントになる恐れがあり、長時間確実に制御する必要がある(制御要求の増大)。制御対象が増え、制御能力増大が必要となるにもかかわらず、制御情報が限られ、制御パワーが抑制される。現在の知識の元となっている実験や経験と比較し、要求は大きくなるが手段は限られる。10年後に原型炉設計の判断が可能になるためには、その時点で、炉心制御能力が現在に比して格段に向上している必要がある。

「炉心制御能力向上」にあわせ、正確な知識基盤がもたらす寄与には「不確実さの払拭」がある事も強調したい。H-mode プラズマの輸送障壁の幅や高さの見通しには幅があり、その結果、各燃焼出力の予測に幅がある。その幅は様々な波及効果を持っているが、例えば、実験期間への波及効果は重要である。ITERは負荷のフルエンス達成がミッションにあり、輸送障壁の増減が総放電時間(実験機関)を左右するので、総コストへのインパクトが大きい。また次段階決定時期へのインパクトも大きくなる。

現在迄得られたプラズマ乱流の理解と10年後に要求される知識基盤との間には不均衡がある。この不均衡を埋めるために、プラズマ乱流構造と制御の研究の今以上の進展によって、炉心予測科学がさらに発展することが必須である。

2. 学術研究の展開と寄与

エネルギー環境問題の解決は、ますます強く社会から求められる様になっている。学術研究の展開が将来の開発研究をどれだけ加速し有効化出来るかという点を明示する事が重要である。

学術研究の展開が開発研究を加速し有効化出来ることについては、数々の例がある。例えば、核融合炉標準運転モードであるH-modeの機構の理解(現在ITERの標準運転モードになっている)、帯状流の発

見 (ITER で十分な核燃焼ができないという議論がアメリカで巻き起こり、ITER 計画の信頼性が揺らいだのは記憶に新しく、その問題に決着をつけたのが核融合科学研究所と大学の協力による帯状流の発見である)、圧力勾配によるトロイダルプラズマの回転の発生、などを始め多くの例がある。(研究の展開による開発研究の加速を評価することは可能であり、実績もある (原子力委員会委託調査「核融合プラズマの閉じ込め改善点に関する調査研究」「核融合プラズマの長時間燃焼制御に関する調査研究」(プラズマ・核融合学会)))。

こうした実績を踏まえ、現在活発に進展しているプラズマ乱流構造と制御にかかわる学術研究を推進し、DEMO 判断の知識基盤を形成する事が必須である。

3. 「非平衡極限プラズマ全国共同連携研究ネットワーク計画」の提案

非平衡極限プラズマ全国共同連携研究ネットワーク計画が提案されている。(九大応力研・伊藤プラズマ乱流研究センターと阪大工・光科学研究センターがコア、NIFS、東北大工、名大工、電通大等をハブに全国連携を展開して実施する。学会・核融合科学ネットワークでの議論やコミュニティ合意形成を経て日本学術会議「学術の大型研究計画検討分科会」(岩澤座長)に提案され評価された。)

プラズマ乱流構造と制御の研究は、このなかで九大応力研・伊藤プラズマ乱流研究センターがコアに、核融合科学研究所はじめ全国の共同研究者や国際協同研究者(独、米、英、仏との大学間協定や学術交流協定を基礎に広く国際的共同研究を展開)とともに推進する。

3.1 目的:

磁場閉じ込めプラズマ中の乱流は核融合炉の成否の鍵を握っている。近年、乱流が帯状流などのメソスケール構造や輸送障壁等の巨視的構造とスケールを超えた協同構造とダイナミクスを持つ事が明らかになり、従来の異常輸送の理解が一新されつつある。乱流構造と制御の研究を推進し、原型炉の制御の基盤として必要なプラズマ制御法を提示する。

3.2 研究方法:

プラズマ乱流実験装置(磁場 1T 程度のトーラスと直線プラズマ装置ならびに多次元揺動観測装置の組み合わせ)を設置し、プラズマ乱流の総体を直接計測し非線形過程の全体像を定量的に研究する。e-Science 解析装置を併設する。未踏の課題でそこに焦点がある。

プラズマ乱流や乱流輸送に関する理論・シミュレーション・実験研究を統合的に展開する。(10年間)それによって、プラズマ乱流の総体を直接計測し非線形過程全体像の定量的評価を実現する。多スケール構造乱流の物理を解明し、核融合炉におけるプラズマ制御の基礎学理を提供する。現在未解明な諸問題の解明、具体的には、動的輸送応答の法則を提示し、乱流輸送への壁材効果や同位体効果等の物理像など、を提示する。突発事象の統計法則を提示する。

10年先の「原型炉設計の判断基準としての知識基盤」への達成目標としては、トロイダル閉じ込めプラズマの異常輸送の問題に対して大域的輸送現象を取り扱う描像が構成でき、現在の理解の限界を乗り越える新しいパラダイムを提示する。動的輸送応答の解明(非拡散型の輸送の速い応答の解明を含む)や壁材・同位体効果等の理解進展により、核融合実験炉での予測能力を格段に高める。更に、突発的崩壊発生のタイムスケールや平均寿命という予測にあわせ、微視的揺動のモジュレーションなどの相関に

着目することによって、突発的現象の発生を事前「予知（予報）」の一方法を提示する。

原型炉の制御の基盤として必要なプラズマ制御法の研究のためには、広く従来から学術的研究が展開されているが、そうした従来からの研究と相補う互恵的な研究である。

3.3 学術研究全体での位置づけ：

「原型炉設計の判断基準としての知識基盤」への寄与は、核融合関連学術研究が総力を挙げ多くの研究投資によって推進され、「炉心予測科学」を作ろうとしている。

原型炉では、縮約（または粗視化）されたデータのうち限られたものしか用いる事が出来ない。原型炉の中で生起している多数のダイナミクスのうち、極一部のもののデータしか原型炉では使用できない。そこで使用しうる縮約データだけで、炉心のダイナミクスを予測出来るよう基礎原理を構成するのが、学術研究における炉心予測科学である。

ここに例示した研究計画以外にも多くの炉心予測科学を目指した活動がある。その中で中心的位置を占めるのが LHD を用いた高温プラズマ閉じ込め研究である。そこでは、自律した複雑系を成す高温高密度プラズマの物理研究と制御性の研究を推進することが目的とされ、今後、除熱排気装置の整備、プラズマ加熱装置の増強によってプラズマの最高性能化を実現し、高精度のプラズマ診断機器によって精密な解析が進められる。LHD では、多数・大量の縮約（または粗視化）された観測データを中心とする（あわせて乱流データを活用する）ことによって炉心予測科学に大きな寄与を持つ。プラズマ乱流実験装置を活用する本提案の研究では、乱流揺動と非線形結合の全体を直接俯瞰し、自由度の極めて大きいプラズマのダイナミクスに対する縮約データの構成法を確立する。ここに提案を説明している乱流構造制御の研究から LHD までの研究が体系的に展開され、研究原理実証から大型装置 LHD での検証、さらには TASK などを活用した統合シミュレーションまで、多元的な方法を展開し、学理の体系化を通じて一体的知識基盤を提供することができるのが学術研究の大きな寄与である。非平衡極限プラズマ全国共同連携研究ネットワーク計画におけるプラズマ乱流構造と制御の研究を含め、これらの研究を実現する事によって、「炉心予測科学」をつくりあげる。

補足資料（No.2）

「極限環境における重相状態科学の確立と展開」の必要性と展開について

1. 提案の背景

ELMs やディスラプション時の動的な負荷に対する応答について研究蓄積があるものの、ダイナミックな過程や重相（固相、液相、気相、プラズマが時空間において混在する状態）の状態方程式の知識は未熟である。その結果、ダイバーター板や壁材の寿命については不確定要素が大きく、ITER の成果達成までの研究投資や原型炉の設計基準に不確定要素が大きく残っている。将来大きな研究投資が必要となる恐れに対応する必要がある。

開発プロジェクトの中で不確定要素がどのように全体計画に波及するか（そして例えばコストの増大が閾値に達し計画が危機に瀕する）という問題は、学術研究が基礎的研究として取り組む課題である。全体のタイムスケジュールを明瞭に評価するための「知識基盤」の完備・成熟（の将来見通し）である。その観点も踏まえ、重相状態の研究の重要性を強調する。

2. 提案

極限環境における重相状態科学の確立と展開

2.1 目的

磁場・レーザー核融合炉壁にプラズマの強大な負荷がかかる時、複数の相（固相、液相、気相、プラズマ）が時空間において混在する状態になる。これを非平衡な極限での重相状態と呼ぶ。ELMs やディスラプション時の動的な負荷に対する応答について研究蓄積があるものの、ダイナミックな過程や重相の状態方程式の知識は未熟である。その結果、ダイバーター板や壁材の寿命については不確定要素が大きく、ITER の成果達成までの研究投資や原型炉の設計基準に不確定要素が大きく残っている。ダイナミックな過程を定量的に解明し、炉の設計基準を提供するためには、重相の正確な状態方程式を確立する等、重相の科学を発展させる必要がある。

2.2 計画と方法

非平衡極限プラズマ全国共同連携研究ネットワーク計画が提案されている。九大応力研・伊藤プラズマ乱流研究センターと阪大工・光科学研究センターがコア、NIFS、東北大工、名大工、電通大をハブに全国連携を展開して実施する。（学会・核融合科学ネットワークでの議論やコミュニティ合意形成を経て日本学術会議「学術の大型研究計画検討分科会」（岩澤座長）に提案され評価された。）

この計画では、極限環境における重相状態科学の確立と展開をはかり、主たる担当、阪大工・光科学研究センター、名大工、電通大、NIFS 等を始め共同研究者が研究を進めることとして現在提案されている。

数年間で必要な第一ステップを行う。高強度レーザーによる極限高エネルギー密度プラズマと磁化プラズマ壁相互作用研究を統合し、本計画では実験室で重相状態を作り、レーザー高エネルギー科学で培われたレーザー量子ビームプローブによって高精度計測を実現する。そのために必要なレーザーと計測装置を新たに設置する必要がある。実験観測データと新規シミュレーションを統合して、重相の状態方程式を提案する。次の数年間の研究によって、従来未踏の物質相（重相）のダイナミクスを解明する。

10年の研究期間を経て、重相の状態方程式が提示され、炉設計の基盤を構成する事が出来る。その後には、レーザーのパルス頻度を高めたり出力を高める事により、更に正確な重相の状態方程式を確立する。より精度の高い炉設計の基盤を提示し、原型炉の信頼性ある設計の収斂に寄与する。

2.3 付記

重相研究を開拓する事によって、核融合高エネルギー密度プラズマ研究で考案されたテラパスカル非平衡動的圧縮法によって新物質生成科学を推進するなど、科学的な意義も大きく、新技術の開拓にもなる。社会へのインパクトも大きく、核融合関連科学の社会的地位を高める事にも繋がると思う。

「超伝導マグネットの立場から」

①ITER へのインプット

ITER の超伝導マグネットは、要素技術開発が完了し、すでに製作段階に入っており、実機製造に即した試作と技術開発が実施されている。

例えば、TF コイルのラジアルプレート製作技術やシアネート系の絶縁材料などは、マグネット性能を決定づける重要な新技術であるため、複数の試作が行われている。また、厚板ステンレス鋼の製作技術や溶接技術などにも高度で特殊な技術が求められるため、製造に当たっては、作業要領と検査要領の確立、工具の選定や改良、材料の選定や改良、作業者の能力向上など、総合的な生産技術の確立が必要である。

低温技術に関しては、ヘリウム液化・冷凍システムの信頼性・耐久性向上が特に重要な課題である。超伝導マグネットだけでなく冷媒配管や輻射シールドも強い放射線環境下で使用されるため、使用実績のある温度計や絶縁配管や多層断熱材などは使用できない可能性がある。新たな方式あるいは材料の開発が望ましいが、研究開発に許される期間が短いため、劣化が心配される部品は交換可能とするなどの設計対応が現実的と思われる。

②ITER からの成果

ITER の超伝導マグネットシステムの磁気エネルギーは 50 GJ クラスであり、これまでに建設されたマグネットシステムの 10 倍以上の規模を有する。構造材料の耐力が 1,000 MPa、最大電圧が 10 kV、コイル絶縁物の照射線量が 10 MGy となっており、これらの値は現在の技術の上限と見なすことができる。ITER の建設と運転を通してマグネット技術の着実な進展が期待される。しかし、ITER マグネットの最大経験磁場は 13 T であり、原型炉や商用炉の超伝導マグネットにはさらに強磁場あるいは大型化が必要と予想されることから、ITER マグネットの各製造段階で、その経験を踏まえて性能向上のための具体的な技術課題を明確化しておくことが必要である。また、マグネットの設計精度を高めるためには、実機の変位や応力あるいは超伝導特性などを詳しく調べて実機の完成度を検証することが必須である。

ITER の建設と運転実績を通して、低温技術にも大きな進展が期待されるとともに、原型炉に向けた開発項目が明らかになると期待される。

③BA からの成果

超伝導・低温工学の基盤技術の継承・発展および人材育成の観点で、JT-60SA の建設は重要である。ITER と比較すると個々の要求仕様は厳しくはないが、大型超伝導システムとして技術的共通性は高いので、組立法や使用材料などに将来につながる新技術を採用することができれば、さらに高い成果が期待できる。

④原型炉設計時期（原型炉工学 R&D 開始まで）

原型炉や商用炉の超伝導マグネットに要求される性能は、プラズマ閉じ込め性能やブランケットの遮蔽性能に依存しており、ITER よりも相当に高くなる可能性があるため、開発目標に幅をもたせた研究開発が必要である。具体的には、Nb₃Al 高磁場線材や耐放射線性に優れた高強度絶縁材料の開発など ITER の超伝導マグネット技術の改良による高磁場化・高性能化研究と並行して、機械剛性の高い導体構造やマグネット構造および絶縁システム、耐放射線性に優れた絶縁システムなど、新概念のマグネット構造についての研究が必要である。大型マグネットの生産技術に関しては、ITER マグネットの製造経験を最大限に活用すべきであり、その経験が失われないように速やかに、技術開発を開始することが肝要である。超伝導線材については、高磁界特性よりも機械特性の改善が求められる。加速器や高磁場マグネットの研究分野とも連携して、研究を牽引していく必要がある。高温超伝導は、運転温度を高めることによって冷凍負荷を軽減できることから、大きな可能性を秘めている。現在は電力応用に向けた線材開発が行われているので、その技術進展を踏まえた大電流導体設計を精力的に進めることにより、具体的な開発計画を策定する必要がある。

低温技術においては、ITER の建設と運転によって明らかとなった開発項目を計画的に解決していく必要がある。

⑤原型炉建設開始時期まで

超伝導マグネットの技術革新は、プラズマ閉じ込め性能やブランケットの遮蔽性能への要請を軽減し、核融合炉の実現性を高めることができる。また、低コスト化にも大きな貢献が期待されることから、原型炉建設と並行して、さらなる高性能マグネットの研究開発を計画的に進めることが肝要である。

⑥原型炉運転開始時期まで

原型炉建設・運転の実績をフィードバックさせて、さらなる高性能あるいは低コストマグネットの研究開発が求められると思われる。

「低温工学の立場から」

超伝導マグネットシステムの研究については、プラズマ研究が始まるまでには終了して、実際に建設を実行する必要がありますので、プラズマの研究とは連携しつつも、異なる視点でまとめる必要があると思います。

ITER へのインプット

ITER 建設が成功するか否かは、その後の磁場核融合炉開発にとって一つの分岐点となると思われる。既に設計や要素技術の開発研究は終わっているが、設計通り建設できるように、その設計内容の確認や製作に必要な技術の高度化を継続する必要があると考える。

ITER からの成果

ITER の情報を総合的に検討、原型炉が工学的に成り立つかどうかを評価。

詳細説明

ITER から抽出された課題を詳細に検討、それらから可能な限り、原型炉設計へ情報を伝達。放射線、電磁力、大型化、稼働率などの検討を行い、原型炉への足がかりとする。また、ITER 運転終了後は限界性能試験や耐久性試験を可能であれば実施し、大型超伝導マグネットの信頼性について評価する。特に次期装置が工学的に成り立つかどうかについては、ITER の実績が重要な情報になるはずである。

原型炉の R & D に向けて（原型炉の設計）

R&D 開始までに ITER の実績を考慮しながら全核融合炉システムの概念設計を終了。実現可能であり安全かつ信頼性の高い超伝導マグネットシステムの開発方針を決定。その実現に向けてマグネットシステムに関する全ての工学的な研究を全日本で実行。原型炉は ITER よりさらに使用環境が厳しくなるため、ITER の建設・運転実績のみでは原型炉の設計はできないと思われる。よって、この時点までに開発が終了しているか、又は次の R&D により実現できる技術は ITER の実績にこだわらず採用を検討する。また、先進的な設計や研究は原型炉や将来の核融合炉のために継続。その為には大学などとの連携を強化し、人材を育成すると共に、この分野の研究を大きく拡大する必要がある。

詳細説明

原型炉の超伝導マグネットシステムは完成したシステムとして製作が必要であり、マグネットシステムの成立性が揺らぐと磁場核融合炉自体が成立なくなるおそれがある。実用を視野に入れたこの段階では、この分野の工学的な研究開発は核融合開発で最も重要な課題になると思われる。この超伝導マグネットシステムの開発には、最適な冷却概念やシステムにより冷却し、超伝導導体の性能を十分に引き出すことができるよう、冷却と導体やシステム全体の研究開発が同時進行する必要がある（例えば LHD ヘリカルコイルは完全安定化の概念により設計）。このようなシステムを設計するためには、運転温度、必要な磁場などを評価し、その条件で使用できる材料を選択、その仕様に合わせた冷却概念の確立などがま

ず初めに必要になる。この設計では、ITER等の実績等を考慮しながら、それまでに行われてきた研究から超伝導システムと必要なプラズマ条件の両者を考慮した工学的に成立性のある超伝導システムを検討しなければならない。

よって、安全かつ長期的信頼性があり、さらに総合的に成立性のある超伝導・低温工学開発研究を始めるまでに、原型炉の概念設計を完了し、その設計を実現するために必要な超伝導導体やマグネットの冷却・機械構造、それに必要な冷却システム開発などの工学的な研究課題を抽出、大学など研究機関にそれらの情報を開示し、必要な開発研究や実証試験を可能であれば全日本で実施する。このときに実用化の見込みが困難な材料は原型炉への使用の選択肢には入れず、その時点の技術で可能な、またはほぼ完成している技術を使用して建設に必要な工学研究を開始する。よって必要な技術はこの時点までに研究開発に目処を付けておく必要がある。ITER～原型炉の間にはさらに大きな技術的課題（放射線、高磁場、大型化、ほぼ100%稼働率、発電実証、コスト）があるためITERの実績だけでは原型炉の実現は困難であると考え。そこでこの時点で技術的に実現性が高い技術があればITERの実績にこだわらない概念を使用した設計も候補に入れる、又はITERの概念とは別のタイプも同時に研究開発を継続する必要がある。将来的な核融合炉の性能向上のためには先進的な研究は大学などと連携しながら継続させておく必要がある。また、研究分野を拡大し、研究開発に抜けている部分がないようにする必要がある。

導体開発、材料開発などのように単独の研究だけではなく、冷却概念やシステムとしての研究が必要である例として次の論文を参考にしていただければと思います。小型のマグネットに対する研究ですが、マグネットシステムを総合的に考慮して研究する必要があることを主張しています。

放射線照射による超伝導磁石の安定性劣化に関する研究論文

A. Iwamoto, et al., “*Study of impregnating material for stable superconducting magnets*”, IEEE Transaction on Applied superconductivity, Vol. 3, Issue 1, Part 4 (1993), pp.269-272.

原型炉の R&D

概念設計に従い全システムを総合的に検討した研究開発により原型炉の超伝導マグネットシステムの実現性を確認。その後、詳細設計を行い最終的な仕様を決定。原型炉の建設へと移る。大学などでの工学的な研究を行う人材の育成を充実させる。

詳細説明

上記概念設計により提案された研究開発を実行し、原型炉の実現性を確認する。その後、システムの詳細設計を行い、その設計の実現性の確認、最終的な仕様を決定する。この詳細設計により全てのシステムの成立性が確認された後、原型炉の建設へと進む。また将来的な核融合炉の性能向上のためには先進的な研究は継続させておく必要がある。

この間に大学などの工学分野の研究機関を育て、核融合発電システムの概念を総合的に理解できるように原子力工学と同様な手法により人材育成を充実させることを検討する必要があると考える。

原型炉の運転

原子炉と同等かそれ以上に安全性、信頼性を向上させるために、必要な改良を行いながら運転を行う。全核融合炉システムを統合した実証を行う。商用炉にむけた工学実証になる。これまでに確立した研究体制を活用し、商用炉に向けた研究を継続する。

現状について

原型炉の実現に向けたトリチウム関連分野における具体的な研究開発項目を以下のように分類する。

- a) 主燃料循環処理
- b) トリチウムの増殖・回収
- c) トリチウム安全閉じ込め／除去
- d) 計測／計量管理
- e) 廃棄物処理／処分
- f) 環境／安全評価
- g) 許認可／法整備
- h) 初期装荷トリチウム
- i) 炉システム

現在、富山大学、核融合科学研究所及び原子力研究開発機構が実施している共同研究では b) ～f)を中心に、また大学共同による日米科学技術協力事業(TITAN)の下では b)を中心とした共同研究が進められている。更にこれらについては、真空容器内を中心とした理論シミュレーション研究を含め学術研究として文部科学省・科学研究費補助金(特定領域研究)でも実施されている。また、BAでは、原型炉に向けた共通基盤技術開発ということで、計量管理手法／材料相互作用／耐久性について、それぞれ関連し得る共同研究がスタートしているところである。

上記項目のうち、a),c),d),e)については、ITERで数kg程度のトリチウムを用い、約200Pam³/s程度の循環処理といった規模で整備されることになるから、その設備実証実績が、2020年代後半ごろから蓄積され始める。また、b)については2030年頃より各種のトリチウム生産方式によるITERでの運転試験結果が共有できると考えられる。なお、a)に関する基盤的研究開発は、日米協力(TSTA/LANL, Annex IV)において既に実施されたが、更に要素技術の高度化、スケールアップ、システム統合及び運転制御などの課題がある。原型炉に向けては、定常化及び高効率化などが課題となる。なお、今後の研究開発活動の継続性を考慮すると、例えば、トリチウム水の濃度レベルを区分し、それぞれの濃度レベルに最適の処理システムを検討・構築するというような課題が考えられ、これはトリチウムの生産・回収技術にも繋がる技術的課題である。何れにしても最大の問題点は、現時点で国内にDT実験計画が全く無いことによる企業を含めた人材育成・維持の体制が欠落している点である。

◎文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

上記のような現状を踏まえると、a)~e)については、積極的にITERの設計を注視し、成果を吸収していく必要がある。特に、d) e) については、建設段階が進むにつれ世界的に頼れるトリチウム研究者集団が

日本のみになっていく可能性が強く、研究成果を積極的に反映するべく参画していくべきである。さらに、現地での据え付けや試運転等の期間、統合運転習熟期間などは、なるべく多くの人材を派遣し、原型炉に向けてどのような問題点があるのかを見極める必要がある。但し問題は、この見極めには、それなりのトリチウム取扱経験がないと十分な成果が期待できない。従ってこの経験を、その時に最前線で活躍する若手研究者にどこでどのように蓄積するかが、大きな鍵になる。即ち、より多くの研究者がトリチウム取扱経験を積むための拠点整備及び教育・研修プログラム（新規事業）を立ち上げることが必要である。

b) のトリチウム増殖・回収については、ITERでの照射実験実証を経て、原型炉に向けた最適な方式を決める必要がある。現状の日本のTBMは固体-水方式であるが、他国・極で検討されているものの結果も踏まえて判断する必要がある。これは、純粹に技術開発的な観点ももちろんであるが、g) の国内の許認可整備の観点からも重要である。耐久性に関する結果ももちろん重要で、ITERでは炉内機器は試験機器であるが、原型炉ではどのようになるのか、許認可を考える上で重要となる。

d) の計量管理も極めて重要であるが、結局これは実績をつむしか無く、核反応断面積の誤差が±5%もあるようでは、生産量に大きな誤差を生むことになるので、回収できるものを可能な限り回収し、その回収量で管理することが必要になると考えられる。もちろん、運転制御の観点からはより高精度かつ信頼性の高い測定技術を研究開発し、どんどんITERで採用して実証していくべきである。ITERにおいても日本の貢献は大いに期待されているはずである。原型炉はその延長線上にある。BA計画（3事業）やLHDその他（科研費など）での成果を大いに反映できるようにすべきである。

f) の環境／安全評価については、他の原子力施設や再処理／バックエンドなどと広く連携しつつ、国内で着実にデータを蓄積していく必要があり、研究者の確保を含め連携していく必要がある。その意味で、六ヶ所のBA施設は、環境科学研究所の存在、再処理施設や廃棄物処分などのバックエンド関連施設の稼働など、本研究を幅広く連携し得るサイトと言える。

2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。

原型炉の実現に向けたブランケット計画（ITER-TBM、PIE、トリチウム回収、材料・廃棄物処理処分を含む）を立ち上げる。例えば、六ヶ所サイトにBAの施設を継続利用・発展させて、ブランケット研究開発のための「核融合フロンティア計画（仮称）」の具体化などが考えられる。それには、現有施設のほかに、より多くの放射化物（ITER-TBMのPIE）やトリチウム（100g規模）が取り扱えるホットラボが必要になり、核融合廃棄物処理の高度化などの看板も掲げて既存原子力研究バックエンドの課題である研究炉廃棄物処理計画へも積極的に貢献すべく連携し、核融合の世界最先端研究の推進という前向きな計画として青森県の協力をも全面的にとりつけることが必要になると考えられる。

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど

国内における人材確保は企業を含めて、特段の考慮が必要である。そのためには、企業を含めた若い人たちがもっとITERやBA計画について情報を得ることができ、設計・R&Dなどに直接参画できるような体制づくり（職員公募、派遣や出張、タスク分担など含め、原子力機構とその他の国内研究機関（NIFS、

大学、研究機関、企業)との壁をどのように解消できるか)、安心して種々の公募等に挑戦できる何らかの仕組みが必要と考えられる。もちろん、受けた案件に対しては、QA上の管理を含め十分な責任を負うことの認識も必要である。

トリチウム分野からすると、大学における核融合炉燃料理工学に関する教育と共に将来核融合炉のトリチウム関連業務を実施し得る人材育成プログラムの立ち上げや多くの核融合研究者に生のトリチウムの取扱い経験を積むための支援体制・仕組みを考える必要がある。

◎文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

ITER：TBMによる低放射化材料コンポーネント試験、ブランケット機能試験、原型炉のブランケット設計に適用（原型炉設計期までに必要）、IFMIFテストマトリックスへの反映、真空容器内機器（TBMを含むブランケット、ダイバーター支持構造体等）の力学挙動評価。チェックポイントとして「原型炉設計への適用を考慮した、過渡時を含む電磁力、入熱、冷却材・増殖材との共存性、トリチウムの漏洩等の挙動評価」などの一次的性能評価および二次的材料性能評価として「TBM製造時の製造技術とその一時的性能に及ぼす影響評価」。

IFMIF：低放射化材料核融合中性子照射影響評価試験、原型炉のブランケット設計に適用

- ・ 原型炉設計期間早期に基本データ（～10 dpa）の取得と設計方針の確定。
- ・ 建設開始までに～50dpaの照射データ取得、原型炉建設許認可データおよび安全担保データとして利用。
- ・ 原型炉建設期（運転開始前までに）に100～150dpaの照射データ取得、原型炉ブランケット寿命の確認、運転計画に反映、ダイバーター支持構造体の寿命評価。

BA炉設計R&D：RAF/M及びSiC/SiC複合材料を用いたブランケットの機能・性能評価結果に基づいた材料技術開発

- ・ RAFM：フェライト鋼ブランケットの高性能・高機能化に向けた材料技術開発
- ・ SiC/SiC複合材料：構造設計指針に基づいた材料性能フィージビリティチェック

チェックポイントとして「原型炉を想定した高温高照射条件下での機器の寿命評価の基本的手法の構築（許容応力案の提示等）」。

BAシミュレーション：材料照射挙動モデリング、IFMIF照射試験の効率化に寄与、ブランケット寿命予測

- ・ 材料およびコンポーネントの照射効果機構解明
 - ・ ブランケット寿命支配因子の解明（照射条件、温度履歴、応力状態）
- チェックポイントとして、「原型炉環境下における材料寿命支配因子の予測」。

（相互の関連）

- ・ ITER-TBMとBAは双方向的に密接に関与する。（BA⇒ITER-TBM：ブランケット製造技術、ITER-TBM⇒BA-beyond：原型炉ブランケットにおける材料課題設定）
- ・ IFMIFはBAの延長として位置づけることが可能。
- ・ BA炉設計とBAシミュレーションは相補的・双方向的な活動。

2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。

IFMIF 計画は BA の延長として含まれると分類するのでここでは含めない。ただし EVEDA 後の速やかな建設着手が前提

核分裂炉、加速器を用いた RAFM、先進材料の基本特性試験は、TBM の設計と許認可、IFMIF 試験計画の策定のため緊急に必要。また、IFMIF 試験期であっても補完照射研究として必要。国内ホットラボの整備、国内炉の早期再開、国際協力プログラムの活用、大学等の加速器の効果的利用と施設拡充などを行なう

- ・核分裂炉利用研究開発：照射損傷の理解と照射データの確率・統計学的整理
- ・加速器利用研究開発：ヘリウム影響予測のための材料科学基礎基盤の構築とそれに基づいた材料挙動の理解 ⇒ IFMIF の効率的な照射計画に不可欠

上記に関わる研究開発プロジェクトでは、開発目標の明確化および開発する技術課題に特化した開発計画であることが肝要。

材料規格化、構造設計指針、許認可に関わる基盤領域の形成に向けた研究(国に固有の部分)

RAFM ブランケットの一層の高性能化に向けた材料技術開発、先進材料の適用性と限界についての見通しを明らかにする研究

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

IFMIF 照射に関する分野横断の推進組織の構築

低放射化材料、機能材料、ブランケット・トリチウム、ダイバータ、超伝導
中性子工学、熱流動、炉設計、加速器、モデリング
(材料と機器設計、製作等の関係の強化)

炉工学全体のインテグレーションのため、他の炉工領域との協力組織の構築

核分裂炉の炉工学との交流組織の形成(工業的な実績、実現性の視点の補強等)

◎ロードマップ図での位置付け

① ITER へのインプット

BA-R&D 成果を RAFM-TBM 製作に適用

製作/検査技術、照射効果や電磁力等を考慮した基盤的な設計手法(寿命評価法)の TBM への適用

② ITER からの成果

TBM による低放射化材料コンポーネント試験、ブランケット機能試験を原型炉の真空容器内機器(ブランケット、ダイバーター支持構造体など)の設計、製作、検査、運転技術の基盤に適用。具体的には、過渡時を含む電磁力、入熱、増殖材との共存性、トリチウムの漏洩等の挙動評価、及び照射効果や電磁

力等を考慮した基盤的な設計手法(寿命評価法)の検証

③ BA からの成果

IFMIF-EVEDA：IFMIF 建設判断に必要な工学データベース構築

(IFMIF 実現による原型炉設計材料照射データベースの構築)

RAFM ブランケット製造技術, SiC に関する基本特性

照射効果を考慮した構造設計指針の基盤技術の構築

材料照射挙動に関するモデリング構築 (マクロ挙動含む)

④ 原型炉設計時期 (原型炉工学 R&D 開始まで)

RAFM を中心とした工学設計材料基本データの IFMIF による取得 (~10dpa) (必要な予算：註1)

RAFS 鋼の性能仕様の確定、RAFS-ブランケットの高性能化技術評価、先進材料の適用性の確認 (必要な予算：5 億円/年、人員規模：20-30 名/全国)

原子炉、加速器による補完照射研究 (註2)

材料の規格化、構造設計指針(照射効果を考慮し、IFMIF による 10dpa 以上の照射データ取得等による高度化された材料照射データベース (註3) を含む)の基本部分の構築、真空容器内機器の製作/検査技術の構築、許認可(施工認)の材料部分への対応(材料データ、材料挙動モデル等)

⑤ 原型炉建設開始まで

RAFM を中心とした、許認可、安全を担保する材料照射データの IFMIF による取得 (~50dpa) (必要な予算：註1)

ブランケットの高性能化のための材料技術開発 (必要な予算：5 億円/年、人員規模：20-30 名/全国)

低放射化材料に関する大型構造物製作技術の確立 (必要な予算：5 億円/年、人員規模：20-30 名/全国)

構造設計指針(照射効果を考慮し、IFMIF 照射データ、材料挙動モデル化の進展等による高度化された材料照射データベース (註3) を含む)の構築、真空容器内機器の製作/検査技術の最適化、許認可(施工認)の材料部分への対応

⑥ 原型炉運転開始時期まで

RAFM を中心とした、原型炉のブランケット寿命に見通しを与える照射データ (100~150dpa) の取得、その後先進材料の評価試験へ移行 (必要な予算：註1)

註1

(1) IFMIF 建設から調整試験まで:総コスト 979 億円。(日本分担率 10-30%とした場合、約 100-300 億円。)

(2) IFMIF 運転：90 億円/年。166 人。(分担率 10-30%とした場合、約 9~27 億円/年)

(3) IFMIF での試験計画と評価及びその関連評価(素案)：30~50 億円/年。(分担率 10-30%とした場合、約 3(9)~5(15)億円/年)

(日本チームはピーク時約 40 人)

註 2

「原子炉、加速器による補完照射研究」は、IFMIF が想定通り可能であっても、基礎データ等の取得のため必要である。

必要な予算：

原子炉照射キャプセル製作と試験（常陽又は海外炉）： 5 億円/年 5 年間

大学等の加速器の効果的利用と施設拡充： 総額 2.5 億円（要望書参照）

IFMIF の利用が限定的な場合は、さらに大掛かりな予算計画を立てる必要がある。

註 3

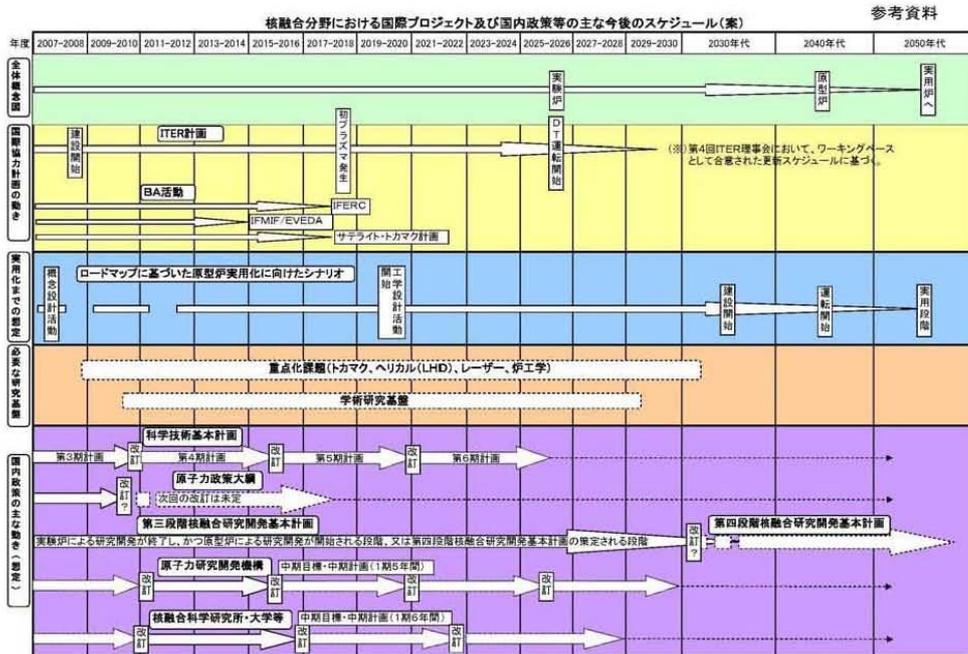
「高度化された材料データベース」とは、材料データに加え、材料-構造挙動モデル、計算機シミュレーション等で機能を拡張し、構造設計及び許認可で必要となるトリチウムの挙動や様々な条件での照射効果を含む多様な材料挙動への要求に確実に対応できる材料挙動のモデル/シミュレーションで高度化した「材料データベース」である。アメリカ等で提案されている CTF などによるコンポーネント実証試験を省略するために必要である。このような知識体系の構築は、材料への照射効果のような取り扱いが難しい事柄の存在を考慮すれば、重要性が大幅に高まると考えられ、ITER サイトでない我が国が注力すべき事柄と考えられる。

◎補足資料や要望書

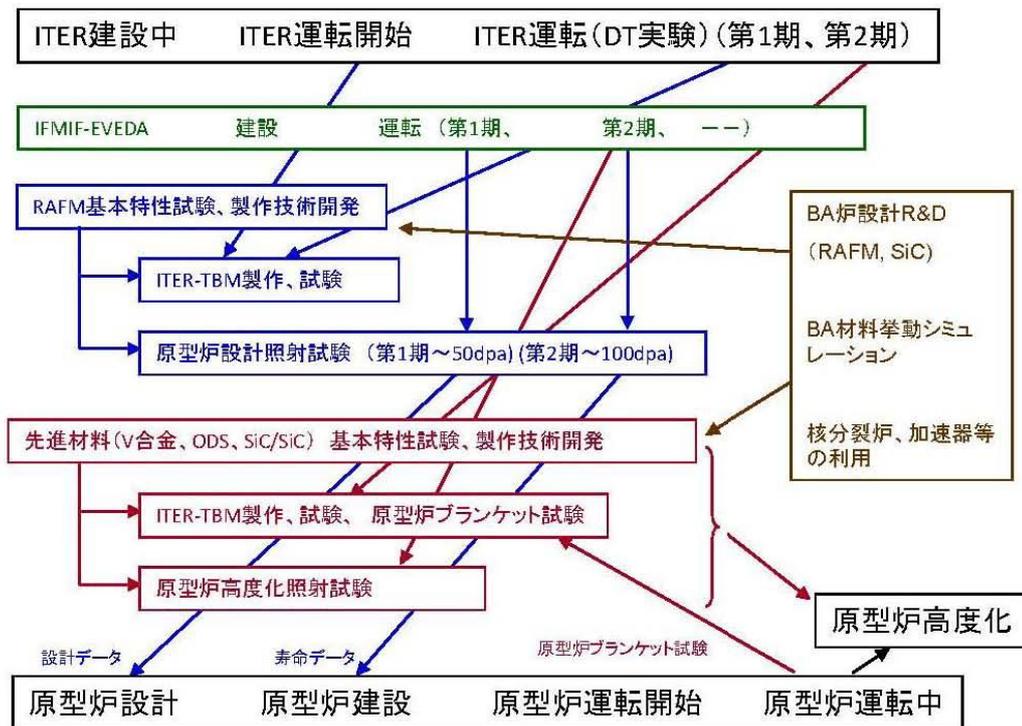
上記計画では、IFMIF の建設場所を特定せず、分担率 10-30%として費用を算出している。IFMIF を日本に誘致し日本のイニシアティブで材料開発研究を推進することにより、原型炉開発にリーダーシップを発揮することができる。したがって、IFMIF の誘致を強く要望する。

誘致する場合の追加予算：

サイト整備費として 100 億円程度が必要と見込まれる。また、分担率が 30%以上を必要となることも想定される。



低放射化材料



核融合炉材料照射施設整備に関する要望書
(核融合炉材料照射実験連携研究機構の形成)

ITER や IFMIF 等の国際共同施設の重要性は言を俟たないが、その利用は制限される。核融合環境下に長期間置かれた材料挙動については、IFMIF を用いた材料照射実験で初めて実証されることになる^①が、その一方で、原子炉や加速器を用いた照射実験は、IFMIF 照射実験を補完する上で不可欠である。補完は、照射スペース、データ数に関わるもので、材料特性評価、すなわち、材料性能・機能の信頼性を高め、原型炉の設計を現実的に可能にするために必要である。

しかしながら、核融合炉材料の照射実験研究は、国内の試験炉や実験炉の運転中止やイオン加速器の限られた利用頻度のため、縮退していると言わざるを得ないのが現状である。

これらの背景に基づき、以下のような要望を進言する。

1. 国内試験炉や実験炉の早期運転開始

- ・ JMTR
- ・ JOYO

原子炉照射の役割：大きな照射容積による十分な照射データ数の確保^②

2. 大学等が所有するイオン照射施設を用いた全国共同研究拠点化および活動支援

- ・ 「核融合炉材料照射実験連携研究機構」の形成

イオン照射の役割：短期間の核融合模擬環境影響評価と基礎研究^③

「核融合炉材料照射実験連携研究機構」(添付図1)は、1) 照射施設を所有する大学などの研究機関の連携組織(バーチャル組織)であり、2) 材料照射研究の明確な目的と目標を設定し、3) 照射条件や材料マトリックスを協働で策定することにより、4) 限られた照射施設を効率的・効果的に利用するための仕組みである。これにより、核融合炉ブランケットの設計に必要な低放射化材料の照射影響に関する知的基盤を構築する。連携研究機構の形成のための予算としては、初期設備投資として10億円程度、その後運営費(10年)として、1.5億円/年が必要と見込まれる。人員は4-5名程度とする。

(下線部①、②および③は、それぞれ、IFMIF 照射、原子炉照射およびイオン照射の役割)

以上

「ネットワーク調査依頼」低放射化材料対応ワーキンググループ

京都大学 木村晃彦

核融合科学研究所 室賀健夫

東北大学 長谷川晃

日本原子力研究開発機構 実川資朗

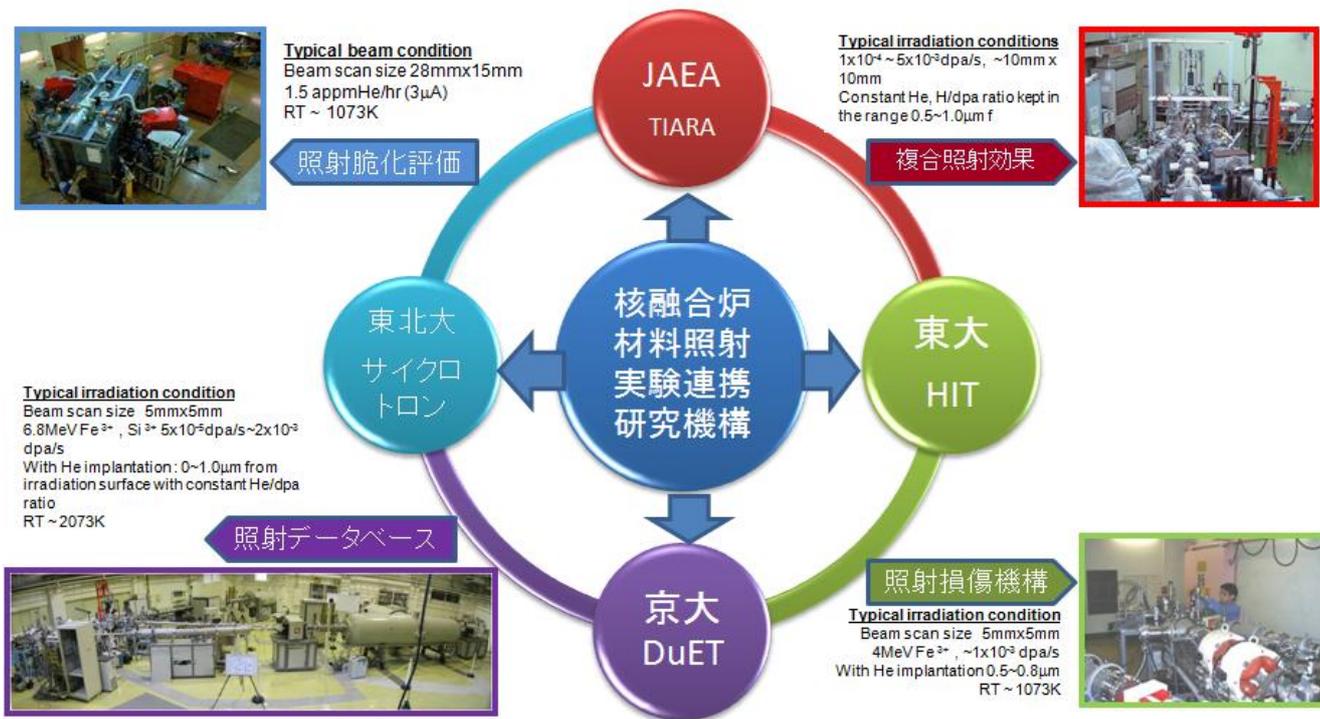
日本原子力研究開発機構 若井栄一

日本原子力研究開発機構 谷川博康

核融合炉材料照射実験連携研究機構(例)

原型炉ブランケット設計に向けた3大ミッション

1. 核融合中性子照射影響の科学的根拠に基づいた理解と予測
2. IFMIF照射計画策定への貢献とIFMIF照射実験の補完
3. 国内イオン加速器施設の効率的・効果的利用による材料照射データベースの整備



はじめに

将来の核融合炉を炉心とする電力システムの、高効率・高稼働率・安全な運転を実現するためには、その運転シナリオと制御方式の確立が不可欠である。そのため、計装・制御システムの長期的な開発戦略は以下の二つの視点で立てる必要がある。

第一は、このシナリオと制御の基盤となるプラズマ物理／材料科学／その他の基盤となる要素の学術的解明が不可欠で、これらの研究はITER・BAおよびLHD, 阪大レーザー研のFIREX 計画において遂行される。これらの学術的解明のための研究の推進には計測機器の開発が不可欠である。

第二にはこの制御を核融合炉実機で高精度で実施するための計装システムの開発である。

◎文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

ITER においては、(a) 炉心プラズマ研究の章(6.)に記述されている燃焼プラズマ制御のための各物理課題を解明するために、内部加熱源としてのアルファ粒子と各プラズマパラメーターおよび内部磁場（プラズマ電流を含む）の高精度な空間分布測定、粒子制御のためのダイバータパラメーターのリアルタイム計測、およびこれらの計測に基づいたアクチュエータ制御が重要であり、その機器開発と制御手法の確立が必要な取り組みとして挙げられる。また同時に、(b) 中性子による核融合出力計測手法開発と、将来の実証炉での炉心制御を見据え、放射線環境下アクセス制限下で高い信頼性をもつ炉心プラズマ診断法の開発と試験がITER における必要な取り組みとして挙げられる。

(a)の燃焼プラズマ制御のための物理課題は、BA 計画のJT60-SA やLHD において精力的に研究が開始される。そのため、計測および制御手法の開発はこれらの研究活動と表裏一体の形で進められ、その成果は上記のITER 計画へ反映継承される。特に粒子制御やダイバータ開発に伴う計測および制御手法の開発はLHD の2期計画での進展が期待される。

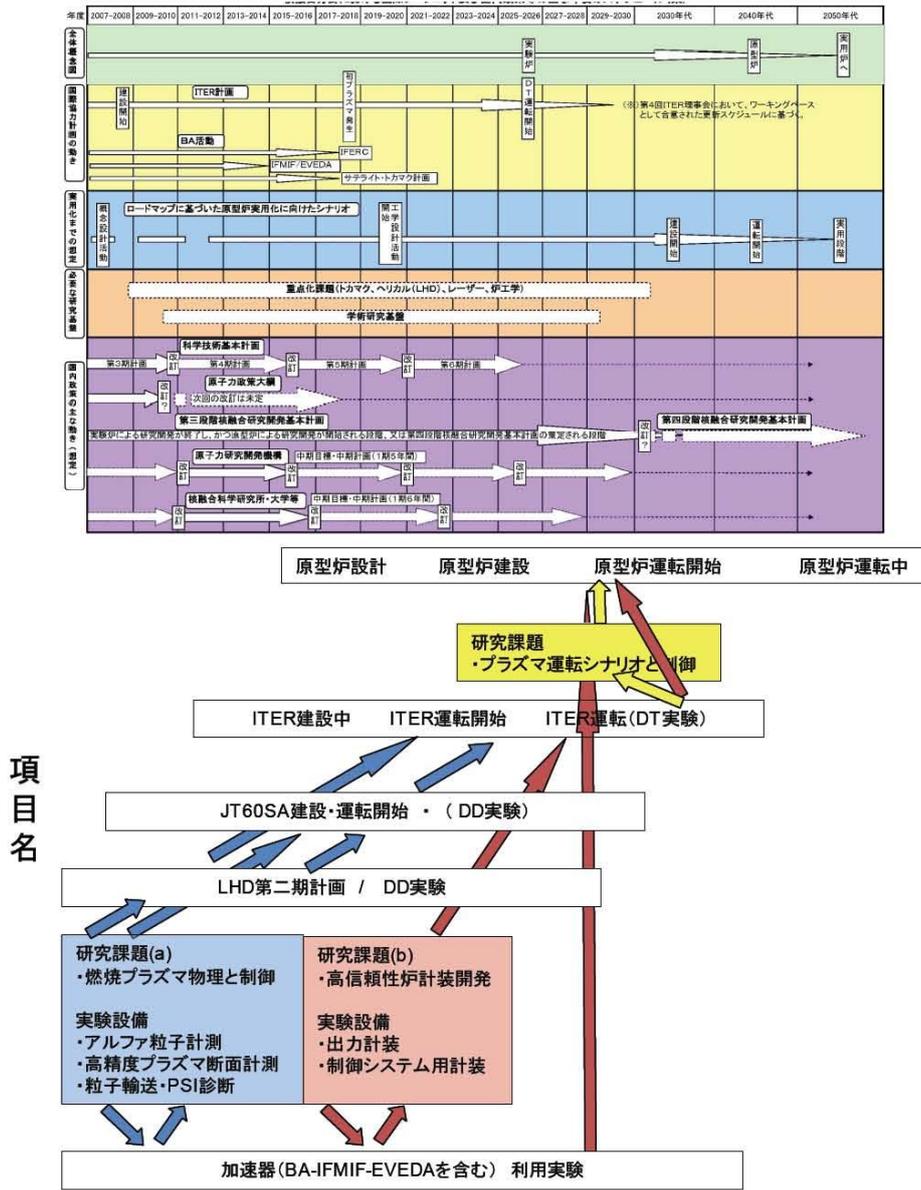
(b)の、将来の実証炉での炉心制御を見据えた計装機器開発では、ITER 実機での試験の一方、加速器中性子源を使用した開発・試験が不可欠であり、BA 計画のIFMIF-EVEDA 試験装置等の利用もありうる。一方、慣性核融合の分野では独自のFIREX 計画等において研究が進められるが、開発試験においてパルス中性子源としての利用が期待できる。

◎ロードマップ図での位置付け

以下の図に示す。

(2) ロードマップ図での位置付け

以下の図に示す。



◎文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

ITERのメンテナンスは「損傷のため運転に支障のある機器だけを交換し、廃棄物の発生を最低限に抑える」ことを重視して炉内保守方式を採用しているが、原型炉以降の核融合動力炉では「ブランケットおよびダイバータを短期間に交換して高稼働率の実現を可能にする」ため、セクターまたは複数のブランケットモジュールを搭載したセグメントを基本単位としたホットセル保守方式が有望と考えられる。ここでは、炉内保守方式からホットセル方式への移行を考慮して将来の取り組みを検討する。

メンテナンスを構成する技術は、1) 重量物の搬送、2) 切断/再溶接/検査、3) 取付・位置決め、4) 制御、5) ホットセル、6) 耐放射線、7) 動力無線化、8) 保守期間、9) 信頼性（故障率DB）である。メンテナンス方式は原型炉の基本構造と密接な関係があるため、これら要素技術の開発とは別に、技術成立性の高いメンテナンス概念の検討を可及的早期に進める必要がある。このメンテナンス概念を踏まえて要素技術の仕様を明確化し、原型炉へ向けた保守技術の開発に移行する。

●ITERで期待される成果

項目	期待される成果
1) 重量物の搬送	・キャスクの可搬性能：約40トン
2) 切断/再溶接/検査	・ブランケット冷却配管のYAGレーザ溶接 ・ディスクカッタによる切断
3) 取付・位置決め	・キー挿入により、ブランケット最終設置精度：0.5mm
4) 制御	・VRによるオペレータ訓練と保守手順確認
5) ホットセル	・ダイバータ、ブランケット、ポートプラグ（計測、加熱）の補修技術
6) 耐放射線	・ロボット部品（モータ、潤滑剤、ケーブルなど）1MGyの耐放射線性
7) 動力無線化	—
8) 保守期間	・440個の全交換は2年以内、トロイダル列（約40モジュール）は3ヵ月、1個の交換は6週間
9) 信頼性	（実績による）

●BAで期待される成果

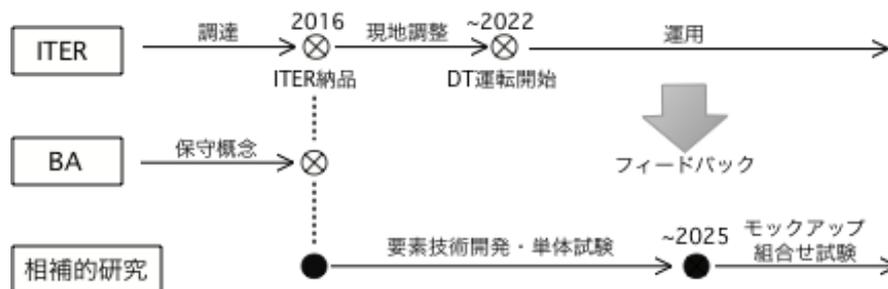
原型炉設計活動をとおして技術成立性の高いメンテナンス概念を絞り込む。

●将来の研究計画にフィードバック・フィードフォワードするためのcheckpoint

1) 2016年：ITER調達の完了、BA10年間の活動終了時点で、原型炉へ向けたメンテナンス技術

の R&D を明確化する。

2) 2025 年頃：この時期までに要素技術の開発単体試験を完了、モックアップによる組合せ試験に移行する。



2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。

①原型炉へ向けたメンテナンス要素技術の開発

原型炉では、ITERと比較し、保守時間の大幅な短縮、可搬性能の向上が求められる。取り扱う機器が大型化するため、原型炉用の保守ロボットの実規模装置を試作し、実機の製作仕様を決定するための試験を実施する。

②モックアップによる組合せ試験

トカマク、キャスクなどの実規模モックアップによる組合せ試験を実施し、保守システムの総合機能確認および改良を行う。

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

ITERのメンテナンスの研究開発はJAEAが実施してきており、この技術的蓄積やITERでの運用知見を活用するため、原型炉へ向けても大学や産業界等の参画のもとJAEAを中心とした研究開発体制を構築するのが効率的である。例えば、実機の保守ロボットの設計や製作仕様の取りまとめ及び実規模装置を使用した試験をJAEAが実施し、技術課題の内容や研究の規模によっては大学やメーカーが参画できる体制とする。