

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。

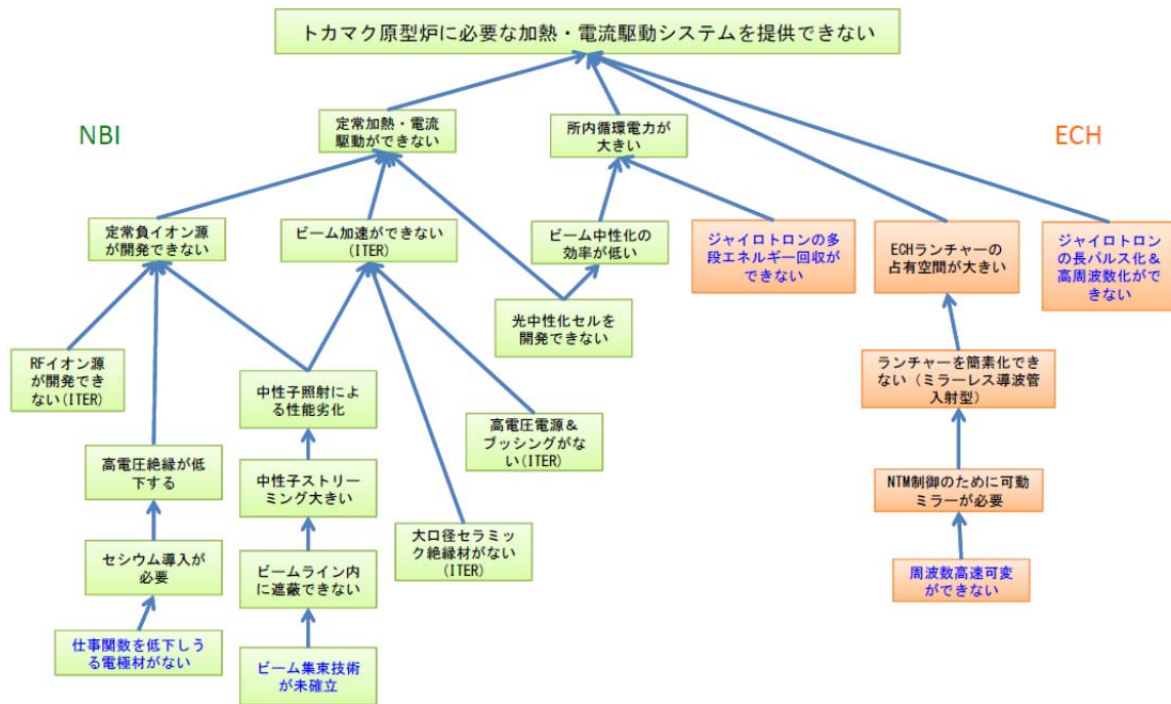


図4 加熱・電流駆動システム開発における課題の構造

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。

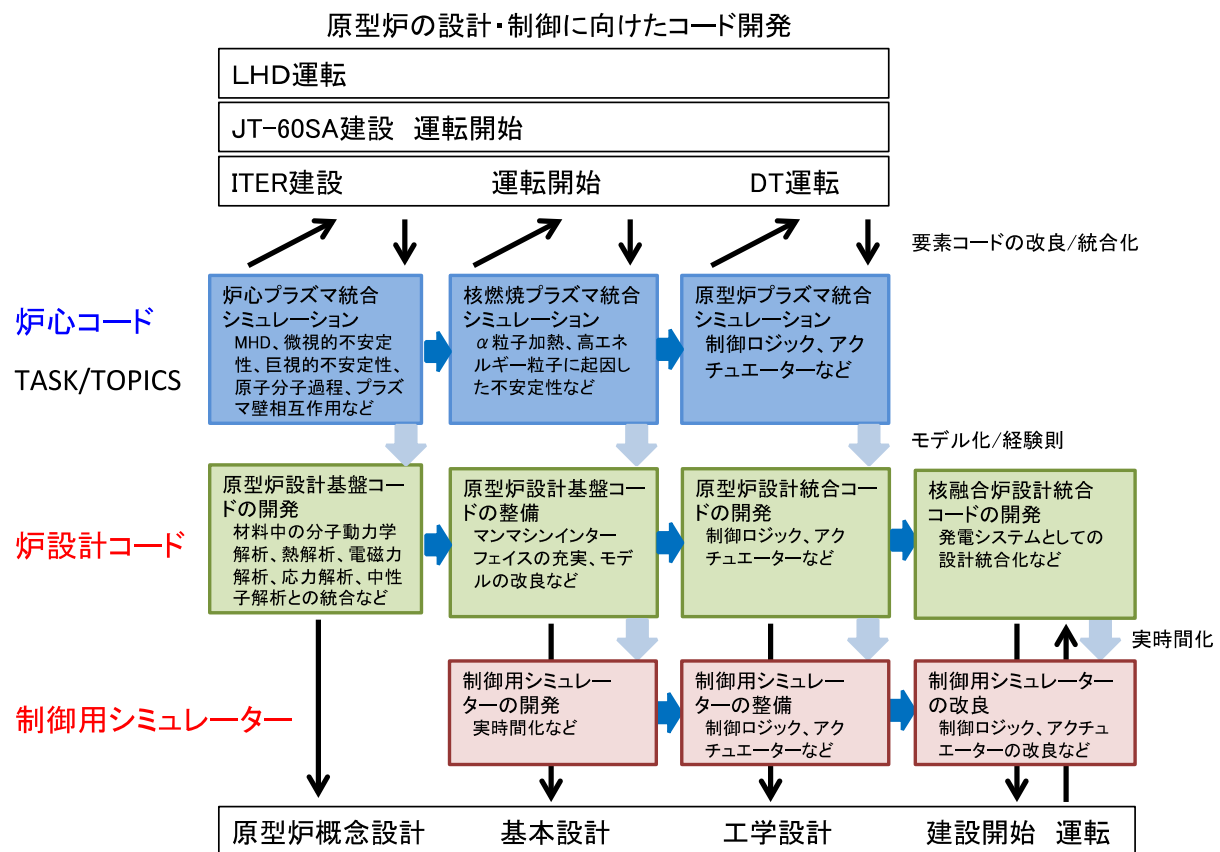
- (c) 定常状態だけではなく時間発展を含めた炉心プラズマシミュレーションにより、より現実的であり、かつ運転シナリオの最適化を含めた炉設計作業が可能。炉心プラズマ統合コードグループと炉設計コードグループの密接な連携が必要。
- (d) 個々の炉工学要素シミュレーションを連携させ、ブランケット統合コードにまとめていくとともに、核融合炉材料に特化した炉材料シミュレーションコードの開発を含め、継続的な炉工学統合コード研究が必要。
- (e) 炉心プラズマ統合コード研究、炉工学統合コード研究、炉設計コード研究が、最終的に炉システム統合シミュレータ開発にまとまっていくことが期待。
- (f) 多くの研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。



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。

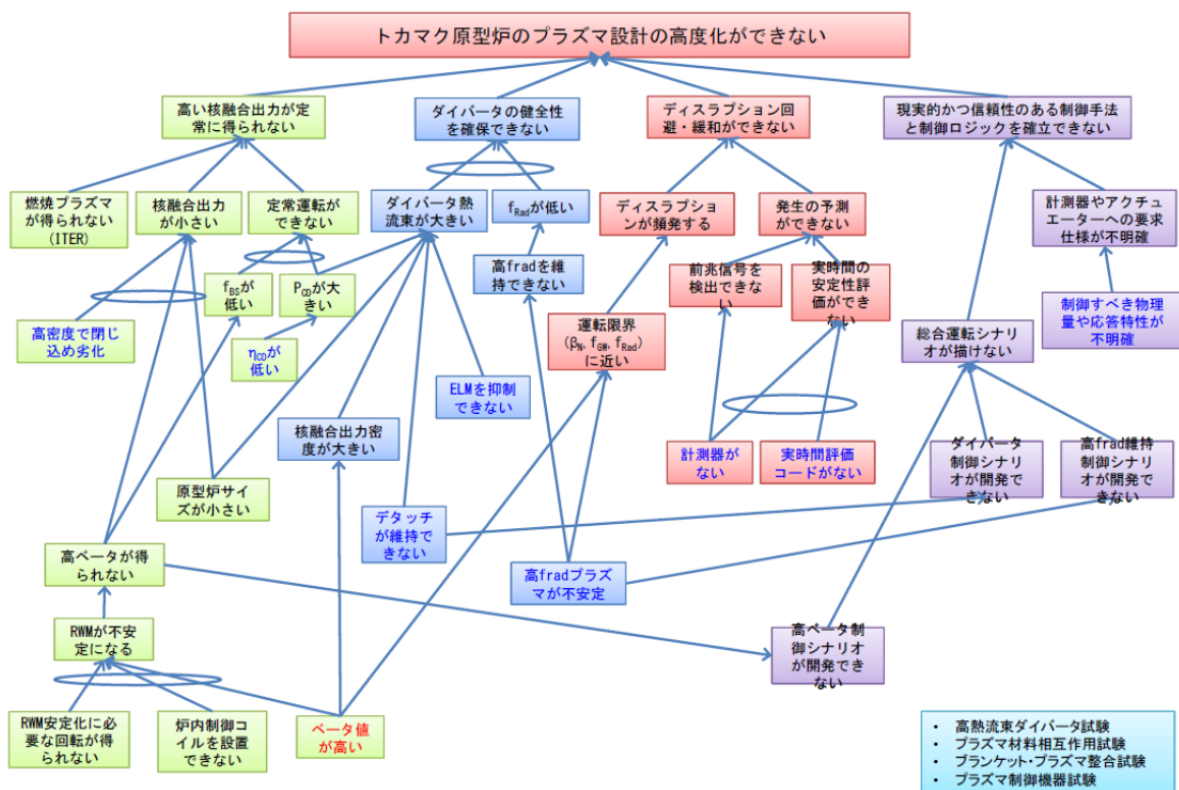


図 6-1 トカマク原型炉炉心プラズマ研究の課題の構造

- 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と。

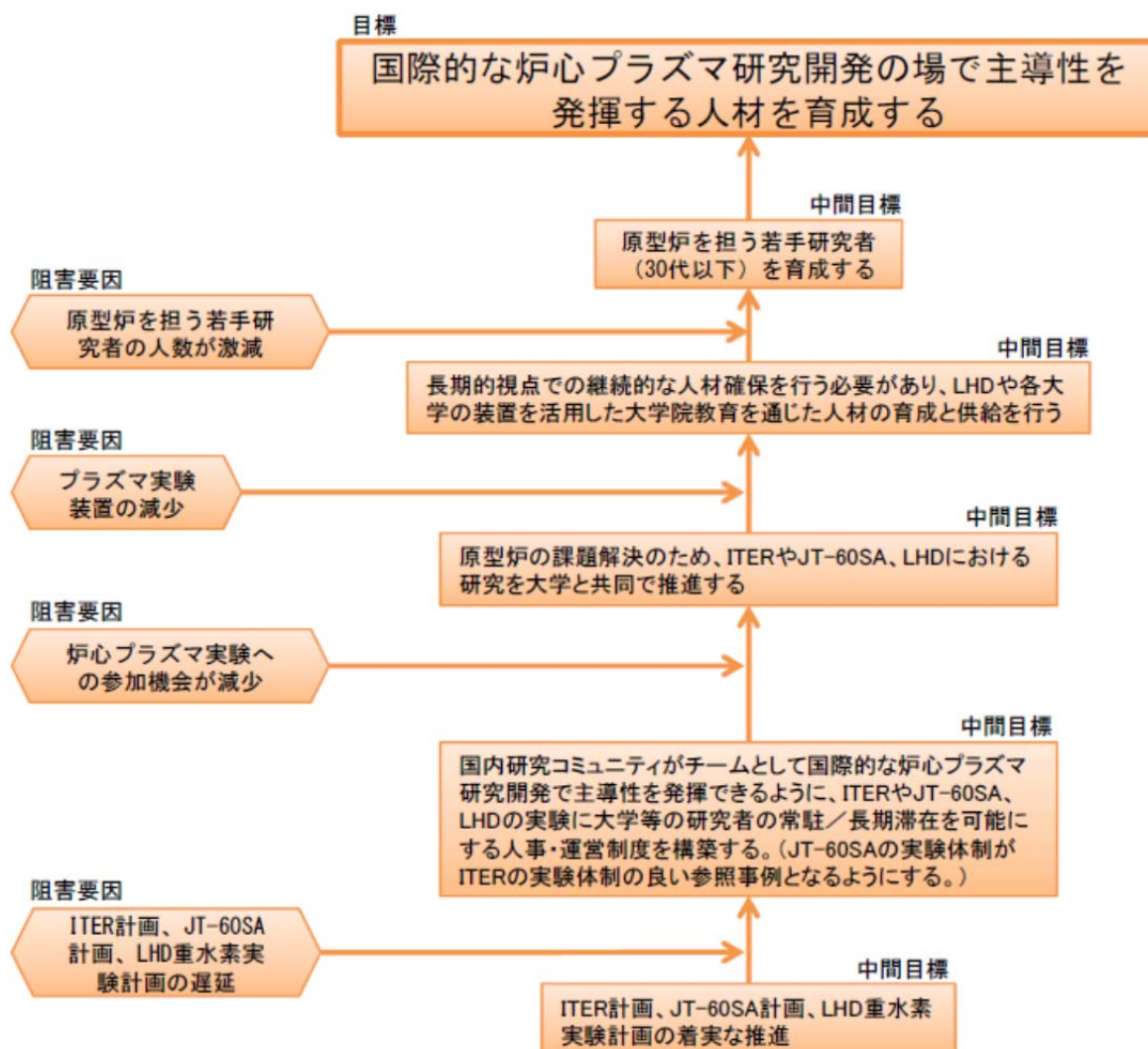


図 6-2 炉心プラズマ研究における人材育成の課題の構造

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と。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と。

- 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。