

# 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。
- さらには、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Nb<sub>3</sub>Snに対してNb<sub>3</sub>Al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。CO<sub>2</sub>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いとなれば、CO<sub>2</sub>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。
- 原子力政策の抜本の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。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 CO<sub>2</sub> 排出の関係について考察する。GDP の伸びと CO<sub>2</sub> 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 CO<sub>2</sub> 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 CO<sub>2</sub> 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 CO<sub>2</sub> 排出量は世界の 4 % 程度であり、日本からの CO<sub>2</sub> 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 CO<sub>2</sub> 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 CO<sub>2</sub> 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 CO<sub>2</sub> 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。

## 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、原型炉は経済性の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) Nb<sub>3</sub>Sn 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) Nb<sub>3</sub>Al 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) Nb<sub>3</sub>Sn 導体の機械特性の向上と高性能 Nb<sub>3</sub>Al 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) Nb<sub>3</sub>Sn 導体の更なる高磁場化・高 J<sub>c</sub> 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 Nb<sub>3</sub>Al 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。

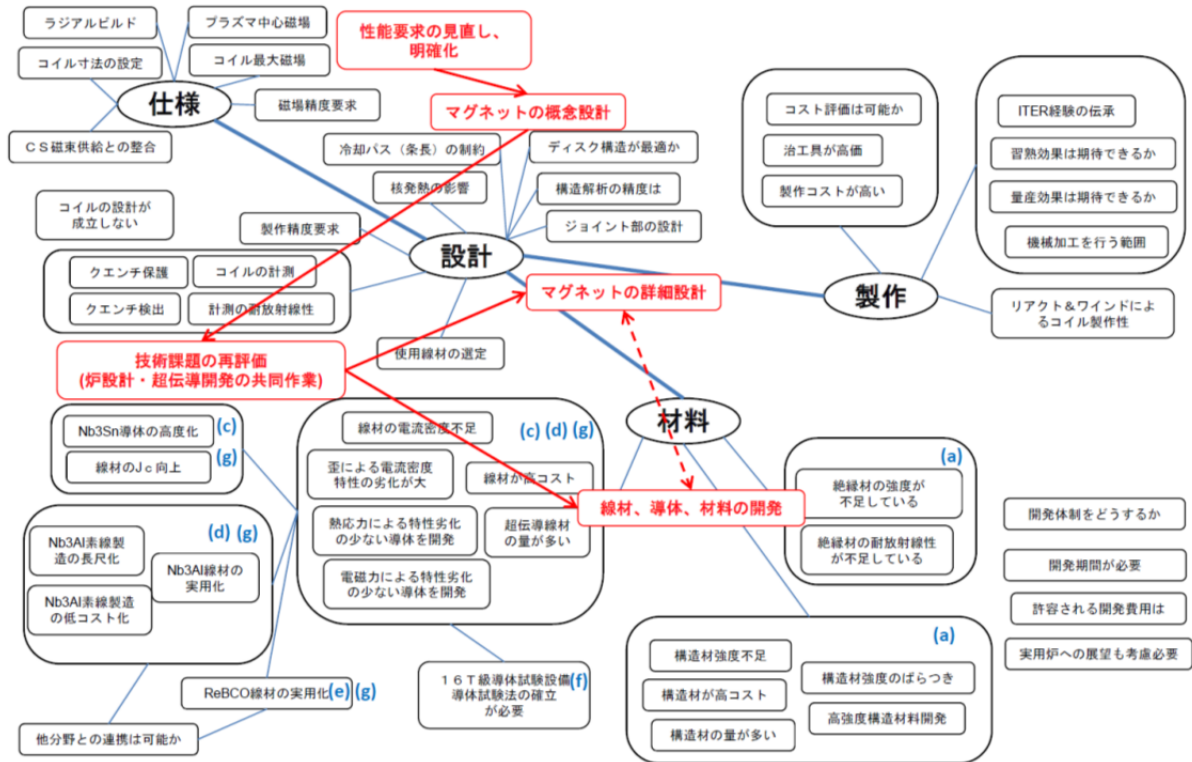


図1 トロイダル磁場コイルの課題の構造

## 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と。
- 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と、これらの実施を可能とする施策が必要ではないかと。
- 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Nb<sub>3</sub>Sn 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。

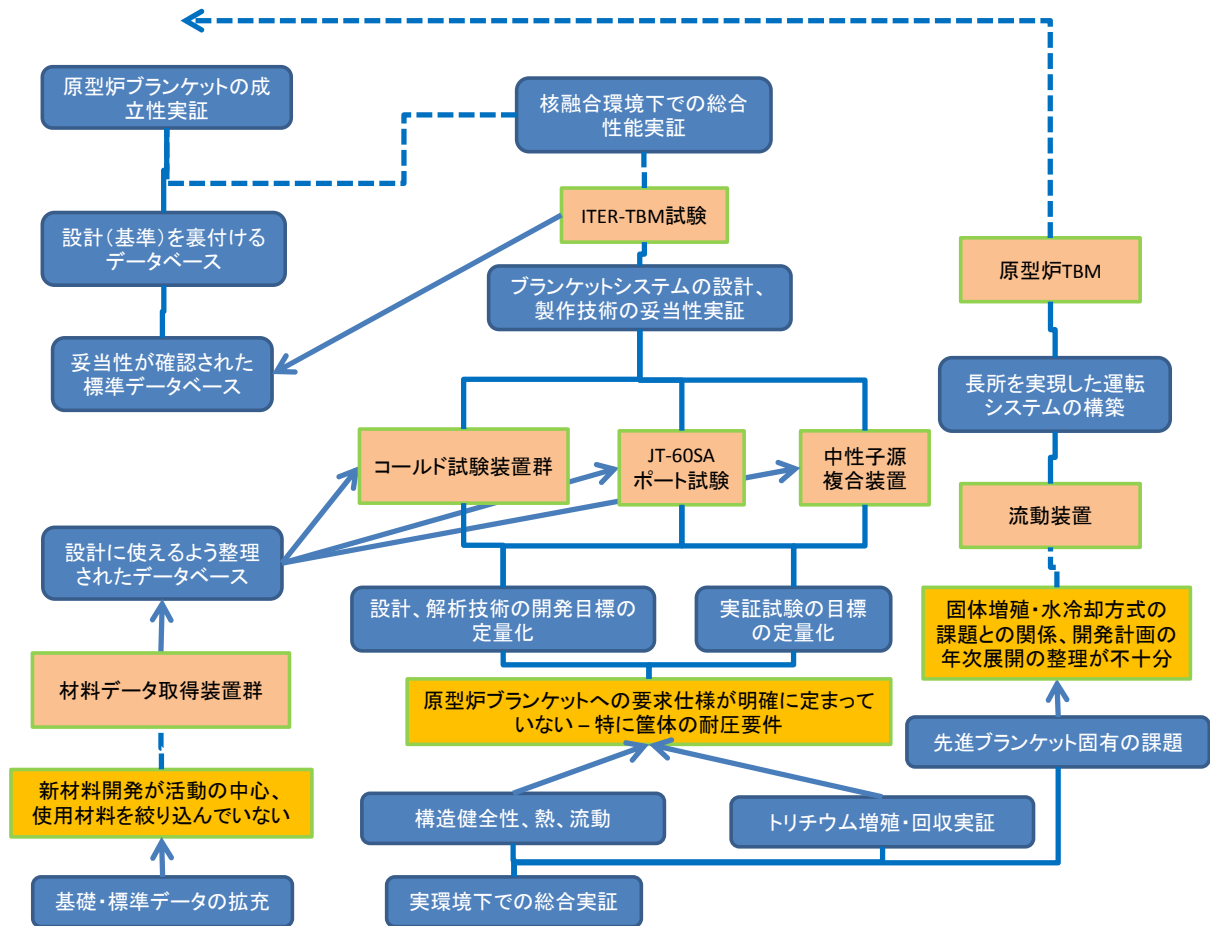


図2 ブランケット開発における課題の構造

## 2-2) コア課題の抽出、優先付

- データの拡充、機能の総合実証とともに課題は整理されていることから、目標を定量化することが重要である。
- 先進ブランケットについては、固体増殖・水冷却方式の課題、開発計画との関係を整理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 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。
- 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関係すること、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。
- 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。
- 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。

- 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。



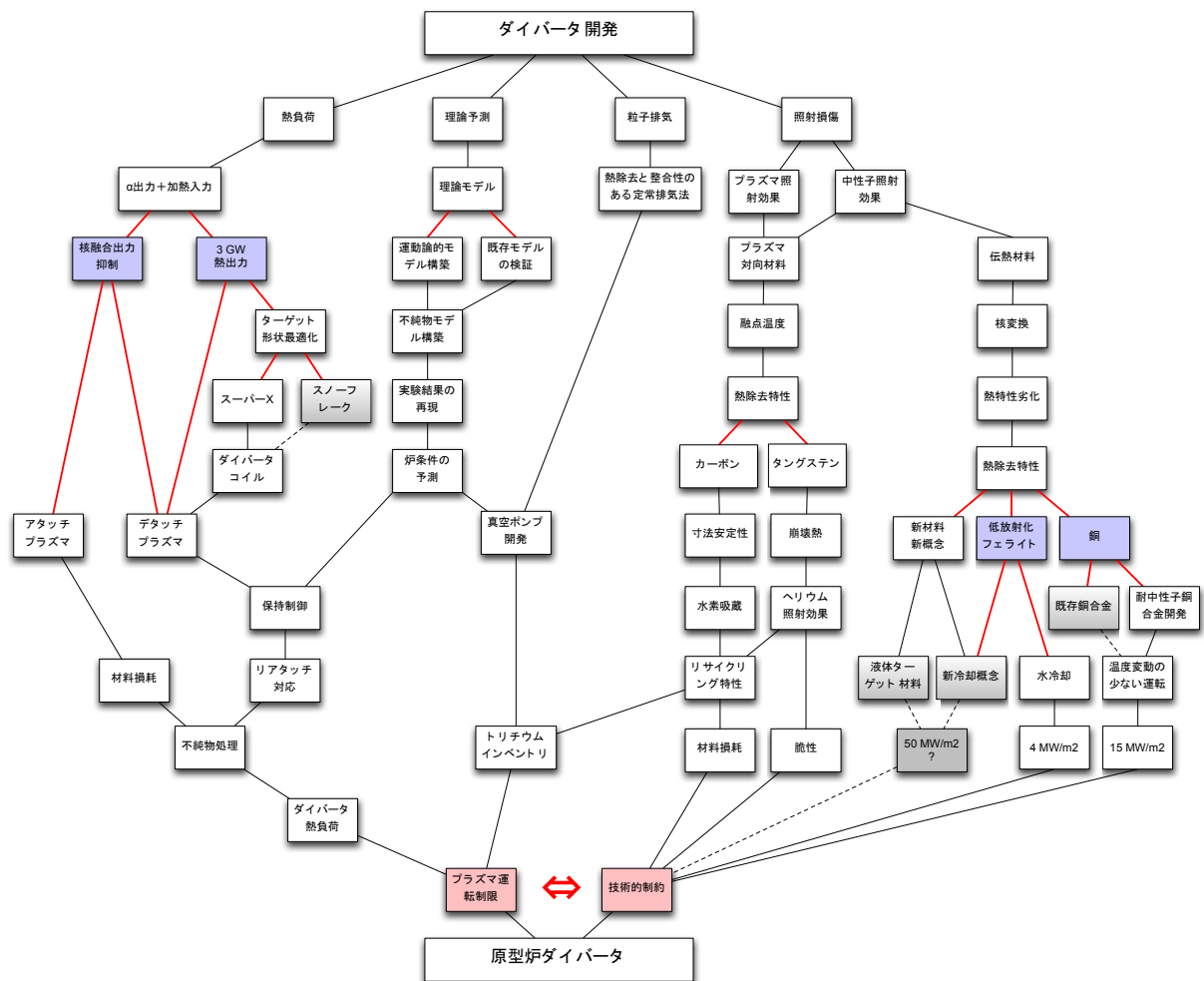


図3 ダイバータ開発における課題の構造

## 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な。
- 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な。
- 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。