

**Report by the Joint-Core Team
for the Establishment of Technology Bases
Required for the Development of a Fusion DEMO Reactor**

**18th July, 2014
Rev. 17th September, 2014**

Joint-Core Team

H.Yamada¹, A.Ozaki², R.Kasada³, Y.Sakamoto⁴, R.Sakamoto¹, H.Takenaga⁴,
T.Tanaka¹, H.Tanigawa⁴, K.Okano⁵, K.Tobita⁴, K.Ushigusa⁴, O.Kaneko¹

¹National Institute for Fusion Science

²Japan Atomic Industrial Forum

³Institute of Advanced Energy, Kyoto University

⁴Japan Atomic Energy Agency

⁵Keio University

Abstract

In accordance with the request of the Working Group on Fusion Research, the Nuclear Science and Technology Committee, the Subdivision on R&D Planning and Evaluation, the Council for Science and Technology, the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology, the joint-core team has worked on strategy for establishment of technology bases required for development of a fusion DEMO reactor by taking into account the progress of the ITER project, the BA activities, and academic researches such as the Large Helical Device. In particular, the concept of a fusion DEMO reactor premised for investigation and research and development activities to ensure the feasibility of this DEMO concept have been examined.

Keywords:

fusion DEMO reactor, reactor design, technological bases, technological issues, grand strategy, transition conditions, ITER

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)
報告

平成 26 年 7 月 18 日
平成 26 年 9 月 17 日改訂

目次

1. はじめに.....	2
2. 検討の前提となる核融合原型炉概念について.....	4
2- 1. エネルギー情勢と社会的要請の変化.....	4
2- 2. 基本的進め方.....	6
2- 3. 開発戦略.....	6
2- 4. 原型炉に求められる基本概念.....	7
2- 5. 原型炉段階への移行に向けた考え方.....	8
3. 原型炉の構成要素の技術課題について.....	9
3- 1. 超伝導コイル開発.....	11
3- 2. ブランケット開発.....	13
3- 3. ダイバータ開発.....	16
3- 4. 加熱・電流駆動システム開発.....	19
3- 5. 理論・計算機シミュレーション研究.....	21
3- 6. 炉心プラズマ研究.....	23
3- 7. 核融合燃料システム開発.....	26
3- 8. 核融合炉材料開発と規格・基準策定.....	29
3- 9. 核融合炉の安全性と安全研究.....	32
3-10. 稼働率と保守性.....	34
3-11. 計測・制御開発.....	36
3-12. 新たに必要とされる施設等について.....	38
4. 炉設計活動の在り方について.....	39
5. 海外との協力について.....	40
6. まとめ -今後の原型炉開発技術基盤構築に向けた総合戦略づくりについて-.....	41

1. はじめに

- 我が国の核融合研究開発は、現在、核融合エネルギーの「科学的・技術的実現性」を示すことを目的とし、国際熱核融合実験炉(ITER)計画を中核とした自己点火条件の達成及び長時間燃焼の実現並びに原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成を主要な目標とした段階（以下、「第三段階」という。）にあり、「第三段階核融合研究開発基本計画」（平成4年6月 原子力委員会決定）[1]に基づき実施されている。さらに、核融合エネルギーの「技術的実証・経済的実現性」を目的とした原型炉計画を中核とする第四段階に向けた具体的な方針が、「第三段階核融合研究開発基本計画における今後の核融合研究開発の推進方策について」（平成17年11月 原子力委員会決定）[2]の裏付けとなる「今後の核融合研究開発の推進方策について」（平成17年10月 原子力委員会核融合専門部会策定）[3]（以下、「推進方策報告書」という。）に示されている。
- 海外においても、欧州が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、平成24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) [4]をまとめ、この新しい戦略に対応すべく核融合研究開発体制を再編するなど、世界の主要国においてITER計画等の進捗を踏まえた原型炉計画構想が動き出している。これらに呼応して国際原子力機関（IAEA）においても原型炉プログラム作業会[5]が平成24年から発足している。
- 推進方策報告書後には、科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力分野の研究開発に関する委員会（現原子力科学技術委員会）核融合研究作業部会（以下、「核融合研究作業部会」という。）が平成19年及び平成20年にそれぞれ取りまとめた報告書「ITER計画、幅広いアプローチをはじめとする我が国の核融合研究の推進方策について」[6]（幅広いアプローチ(Broader Approach)は、以下、「BA」という。）及び「核融合研究の推進に必要な人材の育成・確保について」[7]や、原子力委員会核融合専門部会が平成21年に取りまとめた報告書「原子力政策大綱等に示している核融合研究開発に関する取組の基本的考え方の評価について」[8]において、原型炉の実現に向け、我が国として確保、維持・発展すべき技術を明確にした戦略的なロードマップを策定し、それを産学官で共有してオールジャパン体制で取組を推進する必要性が指摘されている。
- 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）[9]（以下、「第6期報告書」という。）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。（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回核融合研究作業部会（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（以下、「原子力機構」という。）と核融合科学研究所（以下、「核融合研」という。）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。

- 核融合研究作業部会において決定された「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」という。)の使命は以下のとおり [10]。

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、とされた。

- 核融合研究作業部会の求めに応じ、巻末の参考資料に示すメンバーからなる合同コアチームが発足し、検討活動を進めた。推進方策報告書等のこれまでの検討・分析を最新の科学・技術的な基盤と見直しをもとに核融合原型炉の開発に必要な技術基盤構築の在り方を検討し、その論点整理を中間報告として、第 38 回核融合研究作業部会 (平成 26 年 2 月 24 日) [11] において報告を行った (以下、「中間報告」という。)。この中間報告をもとに核融合研究作業部会や全国 7 か所での説明会等で受けた意見も反映して本報告をとりまとめ、第 41 回核融合研究作業部会 (平成 26 年 6 月 24 日) において報告した。さらに、その際に核融合研究作業部会の委員から出された意見を反映するなど、必要な改訂を行ったものが本報告書である。
- 核融合エネルギーフォーラムでは、文部科学省からの要請「核融合エネルギーの実現に向けた取組体制について (依頼事項)」(平成 19 年 10 月 18 日) [12] を受け、トカマク方式での原型炉開発をケーススタディとして検討し、「核融合エネルギー実用化に向けたロードマップと技術戦略」 [13] 及び「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」[14]を平成20年6月に提出した。本報告はこの「核融合エネルギー実用化に向けたロードマップと技術戦略」にあるような、開発計画の時系列詳細をロードマップの形で示すに至っていないが、「原型炉段階（第四段階）への移行判断時期」などの重要なポイントは示しており、それらはITER計画の進捗状況等を踏まえて設定してある。また、本報告では原型炉開発のための総合的な技術基盤構築のためには、開発分野ごとにどのような重要課題があり、その解決のためのプロセスはどうあるべきか、またその相互関係はどうか、は深く分析したが、WBS（Work Break Down Structure）の形式での技術分解までは行っていない。さらに、検討の前提となる核融合原型炉に求められる基本概念の具体化を図ったことから、ダイバータをはじめ、様々な分野で、「核融合エネルギー実用化に向けたロードマップと技術戦略」に記載されたWBSと開発項目そのものや開発目標に違いが出るのが考えられる。合同コアチームでは開発計画の時系列詳細とWBSを合わせたロードマップを示す作業に今後取り組んでいく予定である。

- 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である。

- 参考資料1 メンバー

- 参考資料2 会合実績

- 参考資料3 ヒアリング実績

- 参考資料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

- 推進方策報告書において、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（以下、「C&R」という。）、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、この推進方策報告書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と今後の見込の見直しはもとより、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関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、検討を進めた。

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と。実際に電力が足りなくなれば、CO₂が出ようと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 1,840 万トン（26 %）も増加している。このような背景から、地球温暖化対策を最優先とする社会的雰囲気は後退し、「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と。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と考えられる。
- 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る米国だけであるが、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であろう。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。また、平成 26 年 4 月 11 日に閣議決定された「エネルギー基本計画」[15]には「原発依存度については、省エネルギー・再生可能エネルギーの導入や火力発電所の効率化などにより、可能な限り低減させる」とある。これらの状況は、核融合開発の視点から見れば、原子力発電のベースロード電源としての利用の時代から、それを代替する高効率火力発電の時代を経て、核融合時代の到来を招くためにはどうすればよいかという問いに還元されよう。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相補的な関係の構築になろう。
- 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。核融合炉には、再臨界や暴走の可能性が考えられないなどの固有の安全性に加え、炉内の放射性物質であるトリチウムの潜在的ハザードが軽水炉におけるヨウ素 131 換算で 3 桁小さいことなどが知られている。今後の核融合原型炉設計においては、軽水炉を上回る安全性を示さなければ、原型炉を日本国内に建設することは難しいと考えることが前提となる。核融合開発の方向性として、その固有の安全上の特長を活かし、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つて、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。軽水炉による発電の拡充が難しくなるなら、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。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得る革新技術として位置付けられるように、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ある。

2-2. 基本的進め方

- 核融合エネルギーに関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、最も基本的な条件である科学的・技術的成立性に立った上で、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成立、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ある。
- 核融合研究開発段階の移行に関して、推進方策報告書で述べられた中間C&Rを2020年ごろ、これを受けての第四段階への移行判断を2027年ごろに想定した上で、原型炉開発に関わるマイルストーンを定めた計画（ロードマップ）を構想すべきである。
- この、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付けられるよう産官学が協力して当たる必要がある。

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、原型炉において、安全性、運転信頼性を実証することが必要である。
- 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ある。原型炉建設を可能とする課題解決と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得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ある。
- 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、原型炉自体を用いて実用段階へ向けた課題解決を進めていくため、マイルストーンを定めた計画が重要である。
- 原型炉の目的に照らして、まず、現在最も開発段階の進んだトカマク方式によって第四段階への移行条件を満足させ得るための技術課題を共通目標として定め、ITER計画とともに全日本体制で課題解決に当たる必要がある。
- 実験炉であるITER計画の遂行は原型炉に向けた技術基盤の構築の最も大きな柱である。したがって、並行して実施される研究開発計画はこれとの相乗に配慮すべきである。ITER計画における開発実績を反映させることはもとより、この機会を利用して、原型炉の技術課題の解決に資するデータの取得を進めることが重要である。ITERの建設の経験を活かして、原型炉の建設コストの軽減につながる研究開発等が考えられる。
- 革新的成果による加速と課題解決を促し、また第四段階への移行判断の可否の判断等において、核融合研究開発の総合的進捗状況を踏まえることができるように、トカマク方式に対して相補的・代替的なヘリカル方式やレーザー方式、さらには様々な課題に対する革新的概念など、研究開発において一定の多様性を持った取組をバランスのとれた形

で、より戦略的につなげて進める必要がある。

* 外部性：エネルギー供給が間接的に環境にかかる負荷やコストを言い、燃料費、建設費のような直接みえるコスト（内部コスト）とは区別される。外部コストともいわれ、エネルギー供給の分野でいえば、エネルギーの生産側も消費側も直接は意識できない社会や環境にかかるコストである。外部コストは、例えば CO₂ 排出税のような特別な仕組みを組み込まなければ、エネルギー価格に反映されないため、外部コストに市場原理は働かない。その結果、直接は見えない社会的損失が生じている恐れがある。

2-4. 原型炉に求められる基本概念

- 東日本大震災以降のエネルギー情勢と社会的情勢に鑑みると、社会が求める安全性を備えた原型炉を開発し、その運転を通して 21 世紀中葉までに確実に実用化のめどを得る計画を示すことが求められる。原型炉の目的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である。
- 推進方策報告書においては「トカマク型の原型炉は、ITER 程度の炉心寸法と百万 kW レベルの発電能力を持つことが想定される」とある。現在の技術基盤及び今後の技術見込から、原型炉は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、実用に供し得る稼働率、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）を構想すべきである。
- 目標達成に至るまでの運転開発期を調整運転（コミッショニング）段階、発電実証段階及び経済性実証段階に分け、それぞれの段階においてマイルストーンを定義し、実用炉と同等の発電システムによる発電実証、高いエネルギー増倍率の実証、実用炉に外挿可能な長時間・長期間運転、経済性向上を目指した先進技術の開発・実証等の目標を段階的に達成する必要がある（図 1）。
- 推進方策報告書にある「1 を超える総合的なトリチウム増殖率（TBR：Tritium Breeding Ratio）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。
- プラズマ対向機器への過大な負荷を軽減し長期間にわたる安定した燃焼継続を可能にするため、熱・粒子制御、ディスラプション回避等のプラズマ制御性を実現する必要がある。
- 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得る稼働率実現を目標とするべきである。
- 高性能ブランケットの試験、ダイバータ性能の改善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ある。技術的确实性を確保するため原型炉の運用初期には ITER 計画または ITER-TBM (Test Blanket Module) の技術を基盤とするダイバータ及びブランケットを装荷するが、その後は原型炉の運転中に得られる知見に基づいてこれらの長寿命化のための改良及び高効率エネルギー利用を目指した高性能化を

実施できるよう留意する。

- ダイバータへの熱流束や粒子束、並びにブランケット第一壁構造材への中性子束及び熱流束などの技術仕様を定義した上で、機器開発計画を構想していく必要がある。
- 事故時及び平常時の公衆被ばく、及び原型炉プラント従事者の被ばくを合理的にできる限り低くするため（ALARA）の安全性の確保が必要である。
- 原型炉の建設コストは、その後続く実用化に向けた視点から受容され得る必要がある。

2-5. 原型炉段階への移行に向けた考え方

- 移行判断の時期を ITER において重水素 (D:Deuterium) と三重水素 (T:Tritium) を燃料とした核燃焼 (DT 核燃焼) 実証が見込まれる 2027 年ごろを前提として、技術開発計画を構築することが適切である。その際、推進方策報告書で提示された C & R 項目 (案) (表 1 に示す) を精査し、内容と判断基準の具体化をはかる必要がある。
- 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」とある。特に、ITER 計画においてエネルギー増倍率、長時間維持、ブランケット機能の実証等についての成果がいつ、どこまで見込めるのか、は原型炉段階への移行判断条件に直接関わる決定要素であり、その条件基準の根拠に立ち返り、その是非と時系列展開を検討することが必要である。
- 中でも、原型炉段階への移行判断における C & R 項目 (案) にある、「ITER による $Q=20$ 程度以上の (数百秒程度以上) 維持と燃焼制御の実証」(ここで Q はエネルギー増倍率と呼ばれ、核融合反応によって発生したエネルギーを外部から炉心プラズマに注入したエネルギーで除したもの) と「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 (1,000 秒程度以上) の実証」については、核融合研究作業部会等での議論を求めたい。このためには、前者では、ITER の目標が $Q=10$ であること、パルス幅は炉心プラズマ性能の確認だけでなく、ITER-TBM のトリチウム増殖・回収機能や除熱・発電機能の実証と関わること、後者では、その実証が ITER 計画後期の予定となっていることから、ITER や JT-60SA (原子力機構) の成果とシミュレーションとの統合によって移行判断をするべきではないか、などの問題意識に対する合理的解答をまず、コミュニティの共通認識として形成する必要がある。
- このためには、移行判断前のマイルストーンである中間 C & R がこれまで以上に重要となる。推進方策報告書では、この時期は「ITER 機構の発足後、10 年程度を想定」とされていた。本報告書における検討では、推進方策報告書にある中間 C & R での達成目標の案は適切であるとするものの、中間 C & R では ITER 計画における建設・開発実績の評価が不可欠であることから、その時期は ITER のファーストプラズマ点火が見込まれる 2020 年ごろと想定して、達成目標と評価の在り方をより具体化していく必要がある。
- 原型炉の建設に向けた本格的な工学開発活動は第四段階移行判断によって開始が決定されることになる。一方、21 世紀中葉での実用化を目指すならば、原型炉の早期実現につながるよう、移行判断までを準備期間として、中間 C & R での評価・判断を受けての工

学開発活動への着手を促進すべきである。

- 「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ある。

表 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 ($\beta_N=3.5-5.5$) 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 80 dpa 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。 ・ 80 dpa 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 別添 2 1

3. 原型炉の構成要素の技術課題について

- 第 6 期報告書での検討を受け、原型炉の構成要素の技術課題を以下の 11 項目に整理し、
 - (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

(11) 計測・制御開発

について、最も基本的な条件である原型炉の技術的成立性に至る手順や実施主体を明らかにして時系列上への展開ができるよう、検討を進めた。

○ 第6期報告書にある「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、以下の手順に沿い、留意点を共有して作業を進めた。

- 1) 第6期報告書での指摘の再確認、
- 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、中間C&Rと移行判断というポイントをそれぞれ2020年ごろと2027年ごろに想定し、そのタイムラインに照らして、11の構成要素各々における技術課題の構造と解決に向けた取組を示す。
- 3) 推進方策報告書以来、現在までの進展を出発点とし、移行判断後の原型炉建設開始に至る開発の道筋において、前進するために欠けていると考えられる「問題意識」（次の段階へ進むために満足されるべき条件とも言えよう）、問題意識を解決するための「課題」、そしてその担い手となる「実施主体あるいは必要な施設」の三つからなるパッケージからなる取組を定義。
- 4) 三つの要素からなるパッケージは一つのプロジェクトとして理解される。これらのプロジェクトの発展と連鎖を整理。
- 5) ITER計画及びBA活動などの現行のプロジェクトによる取組も上記のパッケージとして記載。
- 6) 実現可能性を十分考慮した主案を追究するとともに、革新的な解決など相補的な取組となる副案も対照性が分かるよう記載。
- 7) パッケージ化されたプロジェクト間の相互関係、他の構成要素や炉設計とのインターフェースを記載。
- 8) 取り組むべき課題について、さらに実施主体と必要な施設を表に整理した。主要なものを◎、重要なものを○、一定の対応はできるものの十分ではないものを△で表した。ここでは現行の計画あるいは体制で実施可能あるいは拡充によって対応すべきことと、現在に対応する計画と体制がなく未着手のため、検討を要することとがある。現行の計画については、ITER計画とBA（幅広いアプローチ）活動が中核となる。BA活動のうちJT-60SAは明示するため、個別に掲載。
- 9) 図及び表中において原子力機構はJAEA、核融合研はNIFS、物質・材料研究機構はNIMSと記載。

○ 以上の課題の構造の分析とマイルストーンから決めた展開の在り方、課題へ取り組む実施主体と必要な施設の整理をもとにし、

- 1) 中間C&Rまでに必要なこと
- 2) 中間C&R以降、移行判断までに必要なこと（2.5で述べた「中間C&Rでの評価・

判断を受けての工学開発活動への着手を促進」の内容を意図)

3) 緊急の課題

4) 留意点

を指摘した。

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、ケーブル・イン・コンジット (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 低下の抑制。

(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の整備、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で推進、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 化のための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 は原子力機構と物質・材料研究機構の協力により大電流導体を開発し、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の上、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、開発計画の位置付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こと。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、トロイダル磁場コイル(TFC)では最大磁場16T程度が必要)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、図2のように整理できる。また、図2に示す取組課題の担い手と必要な施設について表2にまとめた。

2-2) 重要課題の整理

現在、ITER、JT-60SAの建設が進められているが、これらは従来にない大型の超伝導コイルシステムであり、高性能の素線や導体の量産、大型超伝導コイルの製造という点で、従来の技術から大幅な進捗を示している。これらの超伝導コイルの製作、システムの建設を完遂するとともに、そこで得られた知見を原型炉の設計に反映することが極めて重要である。

図2に示す課題の構造から、取り組むべき重要課題等は、以下のとおりである。

- 中間C&Rまでに必要なこと
 - 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 これを受けた超伝導マグネットシステム概念設計の基本設計。
 - ③ 概念設計の基本設計に基づく技術課題の再評価と開発方針の策定。
- 中間C&R以降、移行判断までに必要なこと
 - ① 開発方針で策定された目標に向けた Nb_3Sn の J_c 向上、高強度構造材開発、絶縁材料の開発、超伝導導体の高度化。
 - ② 超伝導マグネットシステムの概念設計。
 - ③ 上記に基づく使用材料の最終決定。
- 緊急の課題
 - ① 原型炉設計チームの体制充実・強化。原型炉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概念設計の基本設計にも着手することが必要。
- 留意点

- ① 前記、技術課題の再評価と開発方針の策定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。特に Nb₃Sn 超伝導体については、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ある。なお、計画にあたっては、技術開発結果の概念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、柔軟性に配慮することが必要。
- ② 強磁場での超伝導超伝導体・コイル試験等のために、既存設備強化などを必要に応じ実施することが必要。
- ③ 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。
- ④ 超伝導線材については、当面 Nb₃Sn を主案とするが、Nb₃Al は耐ひずみ特性に優れ高応力下での用途に適しており、高温超伝導 (HTS) 線材 (ReBCO) は、高磁場での高 J_c、機械強度、冷却安定性などにおいて潜在的性能が高い。これらの超伝導線材に関しては、原型炉への適用とともに、その先の実用炉の更なる高性能化も視野に入れ、主案と並行して開発を進めるべきである。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ことが必要。
- ⑤ 図 2 に示す課題の構造は、現在 BA 活動で進められている概念検討の内容も考慮してまとめたものであり、Super-X ダイバータなど新たな磁場配位の必要となった場合は、それに伴う新たな技術課題に対応することが必要。

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> 強力核融合中性子源による、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。

- (b) <取組> 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ことが必要。さらに、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を実証。

<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。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。

- (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えい防止の実証を行う。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を構築。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、総合的な放射性同位元素 (RI : Radio Isotope) 取扱技術を検証。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にはかる。

- (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。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重要。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、今後検討することが必要。

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。
- 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。
- 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。
- 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 3 のように整理で

きる。また、図3に示す取組課題の担い手と必要な施設について表3にまとめた。

2-2) 重要課題の整理

データの拡充、機能の総合実証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。

図3に示す課題の構造から、取り組むべき重要課題等は、以下のとおりである。

○ 中間C&Rまでに必要なこと

主案である固体増殖水冷却ブランケットに関しては

- ① ITER-TBMの性能評価装置群及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。
- ② 上記活動を通じて、ブランケットの設計、製作技術、トリチウムの取扱技術、中性子の計測技術などの発電ブランケットの技術基盤の整備を完了すること。
- ③ TBMの製作を完了すること。

先進ブランケットに関しては

- ④ これまでの要素技術開発から、実環境条件での統合循環ループ試験に進み、複数の機能・技術、事象を同時に検証し、設計基礎データを取得すること。
- ⑤ 熱交換、発電方式に関する設計検討、研究開発が不十分と考えられ、強化が必要。

○ 中間C&R以降、移行判断までに必要なこと

主案である固体増殖水冷却ブランケットに関しては

- ① TBM試験の結果を分析するための基礎データを整備し、さらにITER実験の制限(パルス運転など)を補完するための実験を通じてトリチウム増殖・回収機能を確認すること。
- ② 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(留意点参照)すること。
- ③ ITERでの実験を補完するための照射試験などにより、原型炉条件での健全性確保について見通しを得ること。
- ④ 原型炉TBM計画の目標設定及び試験計画をレビューしてプロジェクト化し、先進ブランケット概念を絞り込み、年次展開することが必要。

先進ブランケットに関しては

- ⑤ 製作・異種材料接合技術、複雑流路での冷却材熱流動、水素と熱の輸送・回収等の各々について、小型試験体による技術・設計検証を行い、課題の洗い出しとブランケット概念設計へのフィードバック、解決のための研究開発展開をはかること。
- ⑥ 複数の概念案が存在し、研究開発活動が展開されている。得られた基礎データ、開発技術を取り込み、熱交換を含む原型炉TBM設計素案の提示を行うとともに比較検討を進め、

原型炉 TBM 開発において重点化する概念を選択することが必要。

○ 緊急の課題

主案である固体増殖水冷却ブランケットに関しては

- 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。
- ② 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。
- ③ 特に筐体^{きょうたい}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^{きんせいのしんすう}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、早期に明確にすることが必要。
- ④ そのために、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。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。

先進ブランケットに関しては

- ⑤ 原型炉 TBM 開発において重点化すべきブランケット概念及び熱交換方式の選択を行うために、候補となり得る各概念の設計研究、比較検討について、取組強化が必要。

○ 留意点

- ① 移行判断における、「プラズマ燃焼制御の実証」の目標と「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」の目標との関係に注意することが必要。特に、プラズマの燃焼時間のブランケットの性能実証への影響に留意することが必要。

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、熱粒子・照射負荷による材料特性劣化の観点が重要）。
- (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条件の同定と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装置による実証と、理論モデリングによるプラズマ実験結果の検証を踏まえて外挿性を確保すること。
- (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と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を決定。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を構築。

(d) 炉心プラズマからダイバータ機器までを扱うことができる統合コードの開発。

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有技術とのギャップが非常に大きく、一つの項目の改善だけでは解決できない。プラズマからの熱流束の低減及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ことが必要。さらに、炉条件下の中性子照射環境における材料特性の劣化も避けられない。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。
- 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。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。
- 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4のように整理できる。また、図4に示す取組課題の担い手と必要な施設について表4にまとめた。

2-2) 重要課題の整理

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。さらに、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ことが必要である。

図4に示す課題の構造から、取り組むべき重要課題等は、以下のとおりである。

- 中間C&Rまでに必要なこと
- ① ダイバータ部での熱バランスを成立させ得る熱流束に合わせた、核融合出力仕様の見直しも視野に入れることが必要。
- ② スクレイプオフ層（SOL : Scrape Off Layer）幅やプラズマ壁相互作用（PWI : Plasma Wall Interaction）の素過程など、ダイバータの使用環境を支配する物理現象を明らかにすること。
- ③ 既存装置におけるデタッチメント放電実験結果を原型炉への外挿する確度を高めるために、デタッチメント放電のモデリングとその実験的検証を行うこと。
- ④ 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。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こと。

- ⑤ 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、この耐中性子照射特性の向上が課題。また、国内にこれに関連した研究は極めて乏しいことから、研究開発計画を具体化すること。
- ⑥ 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。原型炉で用いる真空排気装置の使用条件を明らかにし、研究開発計画を具体化すること。

○ 中間C&R以降、移行判断までに必要なこと

- ① 炉設計においてダイバータ配位の最適化を進め、粒子制御特性と熱除去特性を両立できるダイバータ配位と運転シナリオを示し、JT-60SA等の実験によって原理検証すること。
- ② 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。
- ③ 原型炉条件下で使用可能な真空排気装置の研究開発。

○ 緊急の課題

- ① ダイバータ部における熱・粒子制御特性の確保は、必要となる原型炉性能を満足する上で欠くことのできない重要な課題。ダイバータ設計は真空容器内機器のみならず、コイル配置等、原型炉の全体設計に大きな影響を与えることから、早急に進めることが必要。したがって、ダイバータ配位の最適化とダイバータ部におけるデタッチメント放電のモデリング、さらに、コアプラズマも統合したデタッチメント放電のシミュレーション研究を可及的速やかに推進することが重要。
- ② 原型炉条件下で使用できる真空排気装置の仕様が明確になっていない。研究開発計画の具体化のために、真空排気装置の概念検討に早急に着手することが必要。本課題はダイバータ設計に大きな影響を与える重要な課題。
- ③ ダイバータへの高熱負荷を適切に処理するためには、高熱伝導特性を有する銅合金を使用することが妥当。一方で、既存の銅合金は耐中性子特性が不足しており、ダイバータを高頻度で交換しなければならないことが懸念事項。ダイバータの交換頻度を低減し、十分な稼働率を実現するためには、銅合金の耐中性子照射特性の理解と向上が重要な課題。

○ 留意点

- ① 原型炉ダイバータで使用する材料を決めるには、材料単体の性能のみならず、ダイバータ機器としての総合的な評価を行うことが必要。
- ② 原型炉の高効率エネルギー生産へ向けた高性能化には、先進冷却方式ダイバータの開発が必要。

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）：高周波（RF：Radio Frequency）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、主力になると考えられる NBI と ECH について検討。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。
- NBI については、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。
- ECH については、新たに原型炉へ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。
- 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付けを明らかにすることが必要。
- 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5のように整理できる。また、図5に示す取組課題の担い手と必要な施設について表5にまとめた。

2-2) 重要課題の整理

原型炉の加熱・電流駆動装置は、ITER 技術の延長線上にあるため、ITER 計画の着実な推進が重要であるとともに、ITER や JT-60SA での運転経験を積み重ねることが肝要である。原型炉に必要な技術開発としては、システムの効率化と定常化、十分な TBR 確保のためにシステムの占有体積を最小化することが中心課題である。

図 5 に示す課題の構造から、取り組むべき重要課題等は、以下のとおりである。

○ 中間 C & R までに必要なこと

- ① ITER 技術の延長上に構想可能な原型炉の NBI 及び ECH の開発に向けて、ITER の NBI 及び ECH システムの開発に見通しを得ること。
- ② 原型炉における NBI と ECH の役割分担やパワー比率を明確にし、加熱電流駆動装置の仕様を絞り込み、研究開発計画を策定すること。

○ 中間 C & R 以降、移行判断までに必要なこと

- ① NBI ビームラインからの中性子ストリーミングによるイオン源の性能劣化を防ぐため、ビームライン内に中性子遮蔽構造を設置するために必要なビーム収束技術を確立すること。
- ② NBI の効率を向上させるため、高効率中性化セルを開発すること。
- ③ 定常イオン源の開発には、セシウムフリー化が必要となるため、仕事関数を低下し得る電極材を開発すること。
- ④ ECH 用のジャイロトロン効率を向上させるため、多段エネルギー回収技術を高度化すること。
- ⑤ 増殖ブランケット領域における占有体積増大は総合的な TBR を劣化させるため、ECH 用ミラーレス導波管入射型ランチャー及び周波数高速可変技術を開発すること。
- ⑥ 原型炉は ITER よりも高磁場のため、炉設計と整合するようにジャイロトロンの高周波数化を行うこと。

○ 緊急の課題

- ① ITER における技術開発を着実に推進するとともに、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し、研究開発計画を策定すること。

○ 留意点

- ① 原型炉用 NBI の実機性能試験施設が移行判断前後に必要なが、これを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の判断を含めた計画立案と体制構築が必要。
- ② NBI と ECH の構成機器の耐中性子照射試験施設が必要。

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：International Tokamak Physics Activity）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ことが必要。
- (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ことが必要。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を形成し、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となる。このため、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重要。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。
 - ① マルチスケール (時間: 10ps~1000s、空間: 10 μ s~10m)。
 - ② 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)。
 - ③ 様々な現象 (平衡、輸送、電流駆動、加熱、放射、デタッチなど)。
 - ④ 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。
 - ① 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。
 - ② 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。
 - ③ 実験との比較が容易なアウトプット。
 - ④ 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ース。
- 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、垂直移動現象 (VDE: Vertical Displacement Event)、ハロー電流、逃走電子の取扱が不十分。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ことが必要。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プラントシミュレーションコードへの拡張。
- 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)、計算機資源確保が必要。
- 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 (特に、原型炉の設計・制御に向けたコード開発について) は、図 6 のように整理できる。また、図 6 に示す取組課題の担い手と必要な施設について表 6 にまとめた。

2-2) 重要課題の整理

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。

図 6 に示す課題の構造から、取り組むべき重要課題等は、以下のとおりである。

- 中間 C & R までに必要なこと
 - ① これまでの核融合実験装置での炉心プラズマ性能を基に、炉心プラズマ性能予測が可能なコア・境界・周辺・ダイバータプラズマを統一的に取り扱う炉心プラズマ統合シミュ

レーションコードを開発すること。

- ② 炉心プラズマシミュレーションと整合したプラントシミュレーションを可能とする、熱解析、電磁力解析、応力解析、中性子解析等を連携させた工学基盤コードを整備すること。

○ 中間C&R以降、移行判断までに必要なこと

- ① 炉心プラズマ統合シミュレーションコードを発展させ、ITERでの燃焼プラズマ性能を予測可能な燃焼プラズマ統合シミュレーションコードを開発すること。
- ② 工学基盤コードを発展させ、燃焼プラズマシミュレーション結果と整合したエネルギープラントとしての基本挙動予測が可能な原型炉基盤コードを整備すること。
- ③ 上記2コードと整合した実時間制御用シミュレータを開発すること。

○ 緊急の課題

- ① 原子力機構、核融合研、大学間の役割分担を明確化するとともに、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。
- ② BA活動後の計算機資源の確保方策の検討が必要。
- ③ 人材確保の戦略的方策の検討が必要。

○ 留意点

- ① 炉心シミュレーションコードは炉心プラズマ研究開発、プラントシミュレーションコードは炉設計、制御用シミュレータは計装・制御と十分に連携を取りつつ進めることが必要。
- ② 工学的研究開発を計算機で代替する技術を取り入れることによって、そのコスト削減と期間短縮をはかることを、理論・計算機シミュレーション研究上の重要な戦略として位置づけることが必要。

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(Large Helical Device、核融合研)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。
- (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を推進し、環状プラズマの学術的体系化を通して ITER 及び原型炉の課題解決に貢献。
- (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。
- (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。

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。
- 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、デタッチメント維持、不純物入射による高放射損失、周辺局在モード (ELM : Edge Localized Mode) 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。
- 炉内機器の除熱性能や材料等の炉工学的制約や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。
- 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。
- 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。
- 燃焼制御技術の実証 (ITER)、原型炉に必要な炉心プラズマ総合性能の実証 (JT-60SA) 及び理論モデリングに基づいて、原型炉への外挿性を示すことが重要。
- 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 (特にトカマク原型炉炉心プラズマ研究について) は、図 7 のように整理できる。また、図 7 に示す取組課題に関する実施主体と必要な施設について表 7 にまとめた。

2-2) 重要課題の整理

炉心プラズマ研究では、JT-60SA を国内中核装置及び ITER 計画のサテライトトカマク装置としての支援・補完研究を着実に推進するとともに、原型炉に向けては ITER の成果を最大限に取り込みつつ、国内外の実験装置と連携を強化し、原型炉の課題克服に取り組むことが求められる。特に、高ベータ定常運転の実証、高閉じ込めプラズマの高密度化、粒子制御技術の実証による定常核融合出力の制御技術に見通しを得ることに加えて、ダイバータ熱負荷低

減、ELM パルス熱負荷低減、ディスラプション制御技術の実証による装置の健全性確保に見通しを得ることが重要。

図7に示す課題の構造から、取り組むべき重要課題等は、以下のとおりである。

○ 中間C&Rまでに必要なこと

- ① 実現可能な炉心プラズマ総合性能を評価するため、物理モデル構築と性能予測コードの高性能化を推進すること。特に、高性能定常プラズマと低第一壁熱負荷との両立の観点が重要。
- ② 炉心プラズマ性能の原型炉への外挿性を高めるため、実験と理論・シミュレーション研究の成果に基づき、ITER 物理データベースを拡充して、原型炉物理データベースの構築を推進すること。
- ③ 原型炉の目標や炉工技術制約との整合性を踏まえて、確実に見通し得る炉心プラズマ物理設計の高度化と確立を通して、炉心プラズマパラメータの絞り込みを行う。
- ④ 原型炉の物理課題克服に向けた取組を ITER と JT-60SA 研究計画に反映。
- ⑤ タングステン材のプラズマ壁相互作用に関わる基礎データを拡充するため、国内プラズマ実験装置及びダイバータ試験装置を活用しデータベース構築に着手。

○ 中間C&R以降、移行判断までに必要なこと

- ① 原型炉では炉内に制御コイルを設置することが困難なため、炉内制御コイルを用いずに壁なしベータ限界を超える高ベータ定常運転を実証すること。
- ② 高密度領域での閉じ込め劣化の物理機構を明らかにし、高閉じ込めプラズマの高密度運転を実証すること。
- ③ ダイバータ熱負荷低減に向けて、高放射損失運転及びデタッチメント運転、さらに燃料の供給やヘリウム灰排気のための粒子制御技術を実証すること。
- ④ ELM によるパルス熱負荷低減のため、ダイバータ健全性を損なわない小振幅 ELM や ELM の発生しない運転を実証すること。
- ⑤ ディスラプションは装置の健全性を脅かす難題であるため、発生した場合に十分緩和するための制御技術を実証すること。
- ⑥ 燃焼プラズマ制御技術を獲得するために、ITER による $Q=10$ 燃焼プラズマを実証すること。
- ⑦ 以上を通して、定常核融合出力制御技術と装置健全性確保に見通しを示すこと。

○ 緊急の課題

- ① JT-60SA の稼働までの期間に、ITPA や国内外の実験装置を活用しつつ原型炉に向けたデータベース拡充等に取り組むとともに、原型炉の物理設計を反映した JT-60SA/ITER 研究計画を策定することが必要。
- 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ことが必要。

○ 留意事項

- ① 中間C&R項目「自己加熱領域での燃焼制御実証」の内容を明確にすることが必要。
- ② ITER及び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ことが必要。
- ③ BA活動で整備するITER遠隔実験センターの運用を通して、参画研究者の拡充と若手育成のためITER遠隔実験を積極的に推進するとともに、同センターにITER及び他のトカマク装置データを戦略的に蓄積し、理論シミュレーション及び統合コードの開発・検証、並びにプラズマモデリング研究に活用することが必要。
- ④ 国内の大型トカマク装置実験が2019年までにないので、原型炉を担う若手研究者（30代以下）の育成（人材の流動化）が早急に必要。
- ⑤ 原型炉で利用可能な技術に基づいて、炉心プラズマ制御技術の見通しを得ることが重要。
- ⑥ トカマクの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、を加速させることが必要。
- ⑦ 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重水素実験での高加熱パワー&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ことが必要。
- ⑧ 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データ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ことが必要。
- ⑨ 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(筑波大学)、QUEST(九州大学)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ることが必要。
- ⑩ 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ことが必要。

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こと。

(d) トリチウム生産のためにブランケットに用いるリチウム 6 について、初期装荷分及び運転に応じた継続的な入手の見通しの確保が必須。ロジスティックスの確保の観点から、国産化を進めるべき。このためのリチウムの分離回収技術には、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。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ことが必要。
- (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ことが必要。
- (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ことが必要。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。

- ① 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）。
- ② 材料とトリチウムの相互作用データの取得。
- ③ 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。

- ① 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。
- ② 炉としてのトリチウム安全取扱実績の蓄積。
- ③ 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。
- ④ 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。

- ① 大量取扱試験施設の検討（人材教育含む）。
- ② 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。
- ③ 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）。
- ④ リチウム 6 を確保するための技術検討とプラント開発。

- ITERに向けた研究開発では、原子力機構の原子力科学研究所にあるトリチウムプロセス棟（TPL：Tritium Process Laboratory）、BA活動で整備した同機構の六ヶ所核融合研究所にある原型炉 R&D 棟及び富山大学の水素同位体科学研究センター等、国内の施設を活用して上記項目の研究開発を効率的に進めることが重要である。また、原型炉に向けては ITERにおいて技術の実証・蓄積を行うとともに、大量取扱試験施設での技術の実証・蓄積、及び人材教育が必要である。
- 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 8 のように整理できる。また、図 8 に示す取組課題の担い手と必要な施設について表 8 にまとめた。

2-2) 重要課題の整理

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技術の蓄積を最優先にするべきである。

図 8 に示す課題の構造から、取り組むべき重要課題等は、以下のとおりである。

- 中間 C & R までに必要なこと
 - ① 原型炉での燃料供給シナリオを策定し、燃料インベントリも考慮した燃料循環システムの仕様を決定すること。
 - ② 不純物除去、同位体分離などの燃料循環システム構成機器の開発を実施し、要素技術を確立すること。
 - ③ トリチウム除去系の実証試験と計量管理の実績を蓄積し、安全取扱技術を確立すること。
 - ④ トリチウムと材料の相互作用などトリチウム取扱に関する基礎データを取得すること。
- 中間 C & R 以降、移行判断までに必要なこと
 - ① ITER において DT 運転が開始され、長時間燃焼状態を維持することにより燃料供給シナリオの妥当性が確認されること。
 - ② ITER において、燃料循環システム構成機器が仕様通りに機能していることが実証されること。
 - ③ ITER において、トリチウム除去系が仕様通りに機能していることが実証されること及び計量管理が適正に行われ、運転実績が得られること。
 - ④ ITER において、トリチウム取扱機器が仕様通りに機能していること。
 - ⑤ トリチウム生産のために用いるリチウム 6 を確保できる技術に見通しが得られること。
 - ⑥ 初期装荷するトリチウムの確保あるいはその代替措置に見通しが得られること。
- 緊急の課題
 - ① 原型炉で要求される燃料システムの概念を構築するため、原型炉での燃料供給シナリオと整合したシステム仕様を決定することが必要。

- ② 燃料供給シナリオに大きく影響を与える燃料インベントリについて、既存の実験データの解析を基に原型炉でのインベントリを評価することが必要。

○ 留意点

- ① ITER におけるトリチウム除去系の調達など我が国の責務を着実に果たすとともに、ITER を活用して原型炉で必要となる燃料システムに係る技術を我が国に蓄積する取組を実施することが重要。
- ② トリチウム及びリチウム 6 の管理・確保については国内における技術的裏付けだけでなく、国際的な枠組みのもとでの実施が求められること。

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。
- (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、国際核融合材料照射施設 (IFMIF : International Fusion Material Irradiation Facility) 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、取り組むことが必要。
- (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。
- (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。

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。日本機械学会 (JSME) やアメリカ機械学会 (ASME) 等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 活動で進められており、大学の広範な基礎研究も寄与するものである。

<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、国内の研究用原子炉を利用した国内重照射研究体制の整備が重要。

＜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。

＜体制③＞IFMIFの開発については工学実証活動(EVEDA: Engineering Verification and Engineering Design Activity)がBA活動で実施されているため、主として日欧により検討されている状況。IFMIF建設とそれに関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ことが必要。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発化しており、今後連携を深めることが必要。

＜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。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。

- (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ことが必要。

＜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。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ことが必要。

- (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

- 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。
- 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ことが必要。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、取り組むことが必要。
- 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(特に、ブランケット構造材料について)は、図9のように整理できる。また、図9に示す取組課題の担い手と必要な施設について表9にまとめた。

2-2) 重要課題の整理

原型炉ブランケットに用いられる主案となる材料である低放射化フェライト鋼の材料規格

を定めるために、材料特性評価と劣化機構の理解が必要。これは、炉設計活動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の考え方に基づくべきもの。核変換ヘリウムに代表される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ことが必要。また、核融合中性子照射影響について、IFMIF あるいは IFMIF に相当する中性子スペクトルとフラックスを有する強力核融合中性子源の早期実現だけに頼るのではない、核変換ヘリウム効果を検証可能な核融合中性子源の整備・利用や既存の原子炉施設を有効活用する代替案や複合的な取組案を検討し、取り組むことが必要。

低放射化フェライト鋼については、図 9 に示す課題の構造から、取り組むべき重要課題等は、以下のとおりである。

○ 中間 C & R までに必要なこと

- ① 大量製造技術の確立。
- ② ブランケット構造体製作技術の確立。
- ③ 材料規格化に向けた学協会等における準備活動の開始。
- ④ 原子炉による 80dpa 照射データの取得。
- ⑤ 微小試験片評価データの信頼性確立。

○ 中間 C & R 以降、移行判断までに必要なこと

- ① 原型炉用構造材料への要求を明確化。
- ② 原型炉ブランケット構造材料の技術仕様の提示。
- ③ 接合被覆部等のデータ、電磁力影響、冷却材共存性等、これらへの照射影響のデータ取得。
- ④ 核融合中性子源による He 影響の理解の進展。
- ⑤ 微小試験片技術規格化。

○ 緊急の課題

- ① 設計チームや関連学協会との対話により、構造材料規格策定に必要となる今後取得すべき材料データの明確化が必要。
- ② 主案となる原型炉ブランケットに用いられる構造材料の規格策定に必要となる、既存の照射施設、あるいは核融合中性子照射場を用いた新たな照射計画の提示が必要。
- ③ 照射計画において評価できない項目について、シミュレーション・モデリングで補うための方法論を明確化することが必要。

○ 留意点

- ① 先進材料については、移行判断時にその利用可能性を判断できるように、原型炉設計チームとの利用方法の検討や、データベースの充実を進める。
- ② 既存の核分裂中性子照射場として、国外の HFIR (High Flux Isotope Reactor, オークリ

ツジ国立研究所（米国）しかない状況であるため、国内の常陽（原子力機構）や JMTR（Japan Materials Testing Reactor、原子力機構）の早期の再稼働がのぞまれる。

- ③ 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。

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づいた、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。

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ことが必要。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ことが必要。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が必要。
- (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。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。
- (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。
- ITER の誘致活動の後、安全評価用のコード開発、Verification & Validation（検証と妥当性確認）用の試験装置開発がともに停滞したまま。
- 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 10 のように整理できる。また、図 10 に示す取組課題の担い手と必要な施設について表 10 にまとめた。

2-2) 重要課題の整理

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問題であり、プロジェクトとして活動を立ち上げることが重要。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。

図 10 に示す課題の構造から、取り組むべき重要課題等は、以下のとおりである。

○ 中間 C & R までに必要なこと

- ① 材料データ取得、安全コード開発及び 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。

○ 中間 C & R 以降、移行判断までに必要なこと

- ① 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。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。
- ② さらに、規制と許認可手続きの在り方について予備検討すること。
- ③ 上記プラントの社会受容性を判断すること。

○ 緊急の課題

- 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ことが必要。
- 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。
- ③ そのために、安全性検討を含む概念設計検討に携わる体制の構築が必要。

○ 留意点

- ① 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ことが必要。
- ② ITER 誘致の際のチームが解散している。
- ③ 安全検討のプロジェクトがないと産業界の支援は得にくい。

- ④ 安全検討の専門家は他分野の需要も大きい。

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、安全裕度の考え方)、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。大型構造物の取扱、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での経験を適用。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(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-EDA期間中では100MGyを視野に開発、原型炉は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 11 のように整理できる。また、図 11 に示す取組課題の担い手と必要な施設について表 11 にまとめた。

2-2) 重要課題の整理

原型炉における保守方式概念は炉構造、機器開発・設計、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ことが必要。また、BA 活動後の保守技術開発項目と目標の検討、重点化を行うためには、詳細な炉設計を進めて必要となる対象・技術・作業内容の検討を進めることが必要。現時点では、ダイバータの交換頻度が最も高くなり、炉の定期保守サイクルを決定すると考えられるため、経済性見通しを得るためにはその寿命予測が必要。

研究開発については、大型保守技術開発施設を新設し、原型炉で新たに必要となる大型構造物の遠隔保守技術の開発を行うとともに、既存照射施設を利用した耐放射線性材料・機器の開発を推進することが必要。

図 11 に示す課題の構造から、取り組むべき重要課題について、以下のとおりである。

○ 中間 C & R までに必要なこと

- ① プラズマ制御や機器設計との整合性及び安全性を勘案した炉構造・保守方式の選択については、多くの研究開発要素に影響するため、原型炉設計チームが炉の基本パラメータとともに早急に提示をすること。
- ② 続いて、ITER における保守詳細検討、設計結果や軽水炉技術も取り込みながら、具体的な保守技術・作業内容の検討・選択を進めること。これにより、原型炉で新たに必要となる研究開発項目を明らかにすることができる。また、中間 C & R 段階では、保守方式・技術・作業内容とともに、技術基盤を考慮した実現性の検討結果を示すこと。

○ 中間 C & R 以降、移行判断までに必要なこと

- ① 原型炉で新たに必要とされる遠隔保守技術の研究開発については、大型保守技術開発施設を新設し、ITER における保守技術の開発成果や産業界の遠隔ロボット技術を取り込み推進すること。
- ② 遠隔保守の高度化、効率化を行うための耐放射線性機能材料・機器の研究開発について、ITER-EDA 期間中の積算線量 100MGy を視野に入れた開発の成果を基に、さらに 200MGy を目標として推進すること。
- ③ 移行判断の時点では、プラズマ対向機器の寿命から定期交換頻度を予測するとともに、研究開発の成果を取り込んだ保守内容・サイクルの詳細検討、最適化を行い、稼働率の見通しを提示すること。これには、ITER や JT-60SA 等において蓄積される設備・機器の故障率データベース等に基づいた計画外停止の要因、検知、対処に関する検討を含めること。
- ④ 放射性廃棄物の取扱建屋、保管場所、埋設方法等のバックエンドに関する見通しを示すために、核融合炉材料に対しての処分・再利用について基準の設定が必要。

○ 緊急の課題

- ① 早期に保守概念の提示ができるよう、原型炉設計の体制強化が必要。
- 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及び寿命予測研究の強化が必要。

○ 留意点

- ① 移行判断前の放射性廃棄物の処分・再利用についての基準設定は、核分裂炉に対する基準設定手順を基に原子力機構、産業界、大学等が自主的に定め、原子力規制委員会等における最終的な基準設定は移行判断後に実施されると想定される。

3-1 1. 計測・制御開発

- 1) 第6期報告書においては計測・制御開発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・制御開発は、計測器と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（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^{ぜい}・保守と矛盾のない周辺プラズマ運転シナリオ策定（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の炉システム統合シミュレータの開発（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重要（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重要（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まっていくことが期待（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（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等を勘案し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要。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、ITPA との連携強化が肝要。さらに、被制御量のアクチュエータに対する応答特性を整理し、計装機器への技術仕様に反映することが重要。
- 原型炉では放射線場が強いため、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り、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、課題解決に向けた取組が重要。
- 原型炉の運転制御に必須かつ原型炉環境下（高放射線場）で使用可能な計測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ことが必要。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。
- 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 12 のように整理できる。また、図 12 に示す取組課題の担い手と必要な施設について表 12 にまとめた。

2-2) 重要課題の整理

原型炉では強い放射線場に起因する様々な制約があるため、ITER 計画で開発・整備される計測器の性能や運転実績を踏まえて、適用可能な必要最小限の計測器群に絞り込むことが重要。特に、燃焼制御に必要な計測器の開発、耐放射線器機の開発、磁気計測の平衡制御精度の向上を行い、原型炉に適用し得る計測システムに見通しを得ることに加えて、実時間運転制御シミュレータの開発を行うことが必要。

図 12 に示す課題の構造から、取り組むべき重要課題等は、以下のとおりである。

- 中間 C & R までに必要なこと
- ① 原型炉に適用可能かつ運転制御に必要な計測器を絞り込むこと。
- ② 運転制御シミュレータの開発にはプラズマの時間発展を含めた高精度のモデリングが必要のため、プラズマ応答特性データを蓄積してモデリングの検証に活用すること。
- ③ 運転限界に対する裕度やデタッチプラズマ制御範囲等を明確にし、運転基準点と運転動作範囲を明らかにすること。
- ④ 以上により、計測器システムの目標性能を決定するとともに、JT-60SA や ITER の研究計

画に反映すること。

○ 中間 C & R 以降、移行判断までに必要なこと

- ① 制御に必要な性能を有する計測器の開発に向けて、ITER、JT-60SA 及び LHD において、計測器と解析コードの開発を行うこと。
- ② 放射線照射試験施設において、計測器の寿命評価とともに耐放射線機器の開発を行うこと。
- ③ JT-60SA において、プラズマから離れた位置や構造材による渦電流の影響を受けやすい位置に設置した磁気計測データを用いて、原型炉の磁気計測環境下での平衡制御精度に見通しを得ること。
- ④ 設置可能な計測器が限定される原型炉条件下での制御ロジック構築に向けて、実時間運転制御シミュレータを開発するとともに、JT-60SA や ITER において機能検証を行うこと。

○ 緊急の課題

- ① 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測・制御検討活動を組織化し、強化すること。

○ 留意事項

- ① 実時間運転制御シミュレータの開発に際しては、炉心プラズマ研究と理論シミュレーション研究との強い連携が重要。

3-12. 新たに必要とされる施設等について

- 原型炉の構成要素の技術課題 11 項目についての分析にあるように、取り組むべき課題について、現行の計画あるいは体制で実施可能あるいは拡充によって対応できるものがある一方、現在是对応する計画と体制がなく未着手のため、新たなものの検討を要することがある。新たに必要とされる施設等として、以下をあげた。
- 原型炉の磁場要求を満たす超伝導大型試験装置(16T 程度の導体・コイル試験設備)
 - ブランケット関連設備 (ITER-TBM 開発試験、照射後試験、廃棄物処理技術開発)
 - NBI 実機性能試験設備 (ITER NBTF の活用を含む)
 - 計算機資源の確保
 - トリチウム大量取扱施設
 - リチウムプラント (回収・精製施設)
 - 強力核融合中性子源、核融合中性子源 (IFMIF/EVEDA の活用を含む)
 - 大型保守技術開発施設
- 新たに必要な施設については、BA 活動等の現行の活動で整備した施設をはじめとして、現行計画のインフラストラクチャを有効に活用・拡充すべきである。特に、六ヶ所 BA サイトを原型炉開発に向けた中心拠点として発展させつつ、那珂 BA サイト、核融合研、大学等の施設と合わせた役割分担と運用体制を明確にして、連携を強化し、全日本的な組

織化を進めていくことが必要である。

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めどを得ることに照らして、実験炉 ITER から実用化までの唯一のステップとされる原型炉について、現在の技術基盤の延長上に構想可能であり、かつ社会の要請に応え得る概念を提示することにある。
- 原型炉開発は関連技術すべて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、広義の炉設計活動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役割が求められる。
- 原型炉で経済性を見通しを示すためには、エネルギー生産システムとしての信頼性を裏付ける運転実績（実用に供し得る稼働率の実証、計画外停止率の低減など）を積むことに加えて、炉内エネルギー機器の改良によって高効率エネルギー生産へ向けた高性能化を行う必要がある。供用中における炉内エネルギー機器の改良・高性能化試験に備えて柔軟性のある設計が求められる。さらに、実用炉のコストに関しては建設、運用に係る経済見通しだけでなく、廃炉及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ある。
- 技術的実現性から社会受容性までを満たし得る炉設計を統合的視座に立って実施する必要がある。このためには、原型炉の技術的検討を行う関連分野の専門家を糾合した体制とすることはもとより、複合的な視点を備えた活動の体制を整えるために、広範な問題に対処するためそれぞれの分野に造詣の深い有識者の^{えい}叢知を集約することが必要であり、そのための人材交流を促進する仕組みが求められる。
- 原型炉設計には将来の産業化を見据えて材料、製作性、加工組立精度、保守性、検査性、及び改修に留意した設計合理性が求められる。このためには、概念設計の初期段階から相当規模の産業界との共同作業が必要である。さらに、長期的展望に基づいて、産業界が継続的かつ段階的に責務を負った形で参画すること、また、それらができる体制とするための措置を講ずることが重要である。
- 中間 C & R 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ある。
 - ・ 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、保守方式など）。
- 上記の在り方を実行するためには、現行の原型炉設計活動の強化だけではなく、原型炉の

開発に必要な技術の研究開発計画の企画立案・管理・調整について、特に、いわゆる PDCA サイクルの Check と Action を効果的に機能させることや、他分野や学協会との連携を含めて課題解決のための活動を組織化させることに、全日本体制で戦略的に取り組む仕組みを速やかに立ち上げる必要がある。

5. 海外との協力について

- 諸外国の原型炉に向けた取組の概要は中間報告で述べたところであり、参考資料 5 に再掲する。原型炉開発を我が国単独で進めるには予算や人材などの資源、研究開発及び製造技術基盤は不十分と言わざるを得ない。このため、国内における資源、技術成熟度、相補性等を他国の状況と鑑みて、国際協力を戦略的に計画することが必要不可欠となる。
- 最も重要なことは、ITER 計画による開発実績・成果の反映である。この機会を利用して、参加国・極との協力により原型炉の技術課題の解決に資するデータの取得を進めることが重要である。このためには、建設段階はもとより、実験期における我が国の主導性を確保する取組が必要不可欠であり、ITER 計画の運営面を含めた実績・経験は原型炉開発における国際協力につながるものである。
- 原型炉設計の評価や実機製作の見通しを裏付ける技術検討においては、国内活動との相補性を分析した上で、国際協力で進めることが適切であるものを選別し、手順、時系列、実施担当主体、そして国内活動との連携を明らかとした国際協力計画を立てる必要がある。
- 具体的には、本報告書の 3 章において指摘した国際協力に関わる事項のうち、特に、以下の観点が重要である。
 - ・ 核融合炉材料開発における核融合中性子源、強力核融合中性子源や加熱・電流駆動システム開発における大規模実機試験施設等は現行の計画からの効果的な発展を図るべきである。
 - ・ 核分裂中性子照射場が現在、国内にはなく、米国の HFIR に頼らざるを得ない状況であることから、研究用原子炉である常陽や JMTR の再稼働に期待するとともに、二国間協力を継続維持していく必要がある。
 - ・ 炉心プラズマにおいては平成 31 年の JT-60SA の稼働まで、国内に大型トカマク実験がないことから、中でもダイバータの開発に関わるデタッチ運転シナリオやタングステン課題に諸外国のトカマク実験やダイバータシミュレータとの協力が欠かすことができない。このため ITPA への主体的な参画や関連する IEA (International Energy Agency 国際エネルギー機関) 実施協定に十分配慮していく必要がある。
 - ・ ITER 計画における TBM では参加国・極毎に多様な概念が試みられることから、他極の成果も反映できるよう、適切な協力関係を構築する必要がある。

6. まとめ - 今後の原型炉開発技術基盤構築に向けた総合戦略づくりについて -

核融合研究作業部会の求めに応じて、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について、特に検討の前提となる核融合原型炉の基本概念、及びこの概念の技術的成立性を示すために実施すべき研究開発活動について、合同コアチームでは検討を行った。

原型炉に求められる基本概念として、目的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であり、核融合エネルギーの実用化に備え、原型炉では数十万 kW を超える定常かつ安定な電気出力、実用に供し得る稼働率、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）を構想すべきとした。すなわち、目標達成に至るまでの運転開発期を調整運転（コミッショニング）段階、発電実証段階及び経済性実証段階に分け、それぞれの段階においてマイルストーンを定義し、実用炉と同等の発電システムによる発電実証、高いエネルギー増倍率の実証、実用炉に外挿可能な長時間・長期間運転、経済性向上を目指した先進技術の開発・実証等の目標を段階的に達成する必要がある。

実施すべき、研究開発活動については、第 6 期報告書での検討を受け、原型炉の構成要素となる 11 の技術課題項目について、中間報告での論点整理の段階から、ロードマップを見据えた整理を進めた。ここでは推進方策報告書で意義付けられている中間 C & R と移行判断というポイントをそれぞれ 2020 年ごろと 2027 年ごろに想定し、そのタイムラインに照らして、技術課題の構造と課題の解決に向けた取組を示した。これらの取組には現行の計画あるいは体制で実施可能あるいは対応すべきことと、現在は対応する計画と体制がなく未着手のため、検討を要することを区別して示した。これらの課題の構造の分析とマイルストーンを決めた展開、課題へ取り組む実施主体と必要な施設の整理をもとにし、

- 1) 中間 C & R までに必要なこと
- 2) 中間 C & R 以降、移行判断までに必要なこと
- 3) 緊急の課題
- 4) 留意点

を示した。

合同コアチームの検討では、中間 C & R については推進方策報告書にある達成目標の案は妥当であると判断している。一方、移行判断の時期と判断基準については、ITER 計画の進捗状況が大きな影響を与えると判断せざるを得ない。このため、特に、ITER 計画においてエネルギー増倍率、長時間維持、ブランケット機能の実証等についての成果がいつ、どこまで見込めるのか、についての共通認識に立って、移行判断の条件や基準の根拠に立ち返り、移行判断の時期と判断基準についてが、適切な時期に核融合作業部会等の審議会において確認される必要がある。

全ての技術課題項目に共通する問題認識は原型炉設計と個々の技術課題の研究開発の間のジレンマ、すなわち、設計が固まらないから研究開発目標が設定されない、研究開発の見込が不明なため設計が固まらないという状況から、それぞれの成果が相乗的に加速を促す状況

へと変革させることである。原型炉開発は関連技術すべて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、広義の原型炉設計活動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、主案の確実な進展を図るとともに革新的な新規の技術開発を提言する役割が求められる。この原型炉設計活動においては、専門家を糾合した原型炉の技術仕様を固めるための体制強化だけではなく、原型炉の開発に必要な技術の研究開発計画の企画立案・管理・調整について、特に、いわゆる PDCA サイクルの Check と Action を効果的に機能させることや、他分野までを俯瞰して、学協会との連携を含めて課題解決のための活動を組織化させることに、全日本体制で戦略的に取り組む仕組みが合わせて必要である。今後の原型炉開発技術基盤構築に向けた総合戦略づくりを進めるために、是非とも核融合研究作業部会においてご検討をいただきたい。

最後に合同コアチームは科学的・技術的検討作業を進めるものであるが、この機会に行政への期待を述べたい。原型炉はその建設の是非を社会が判断するものであることから、実施体制の責任の在り方、計画についてコミュニティの独善的なものでなく、進展に応じステークホルダーを巻き込んでいく仕組みやテクノロジーアセスメントに国民が参加する仕組み作り、核融合が持つ固有の安全性に立脚した立地条件の考え方や環境影響評価の在り方に、政策的なリーダーシップの発揮をお願いしたい。

本報告書は、参考資料 3 に示したヒアリング、さらに、参考資料 4 に示した報告の機会や中間報告の説明会などで我が国の核融合コミュニティからいただいた意見を基盤としている。コミュニティの総意を踏まえつつ検討するという使命に対して、不足の点が多々あることは今後の課題としてご寛恕いただき、関与された全ての方々に感謝申し上げます。

実用炉建設段階へ

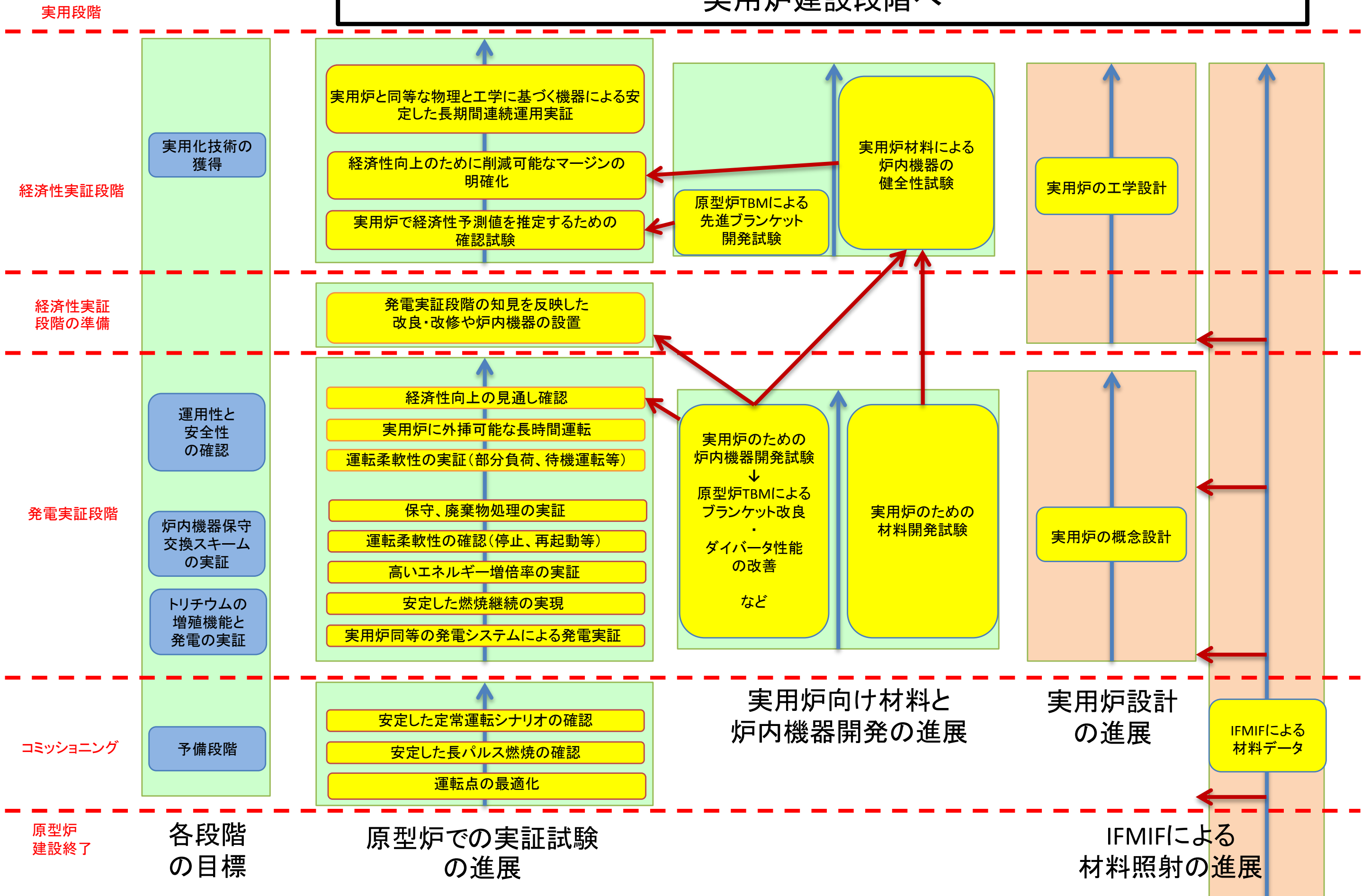


図1 原型炉の運転段階とその目標

ブランケット開発

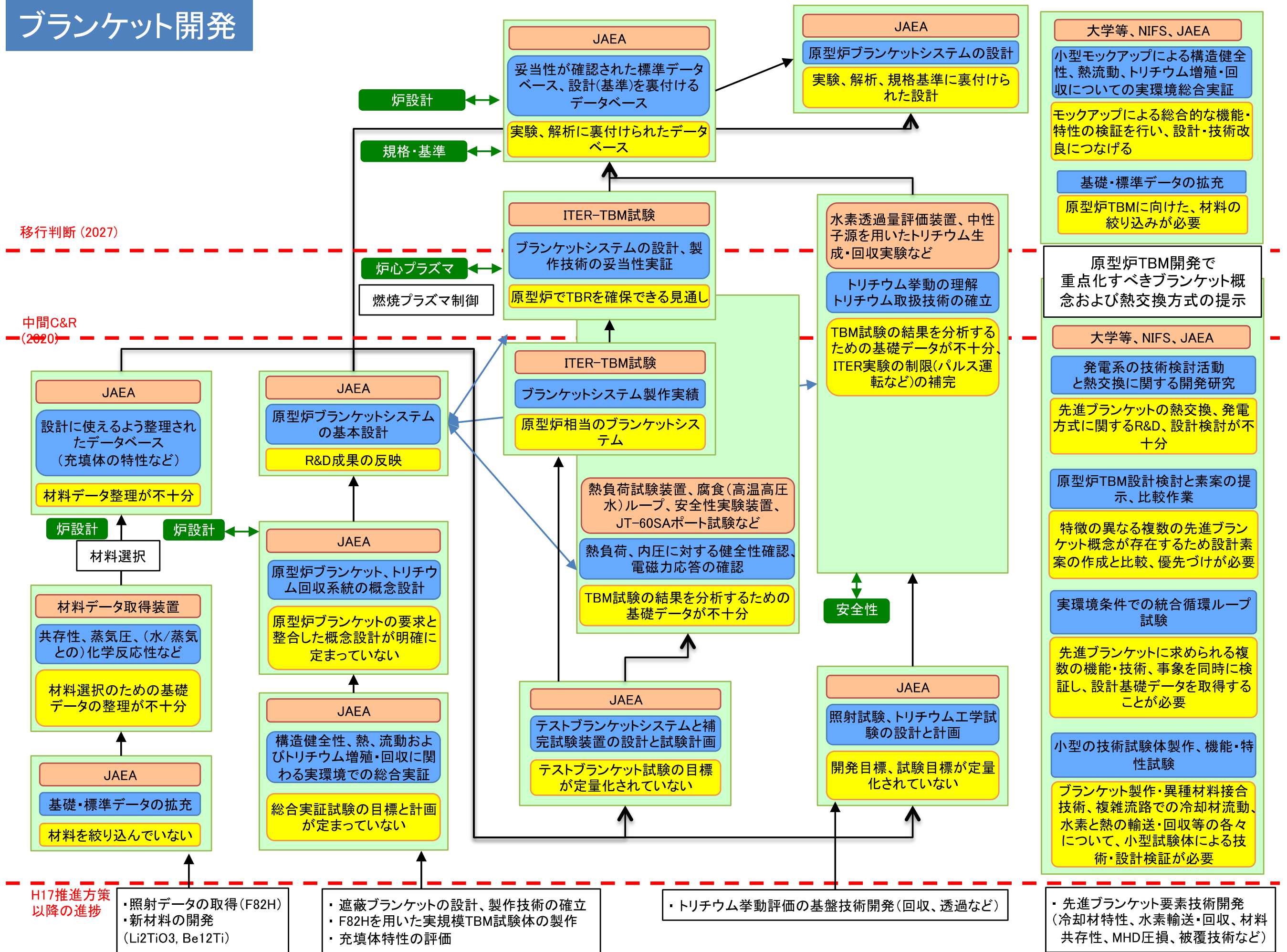


図3 ブランケット開発における課題の構造

ダイバータ 開発

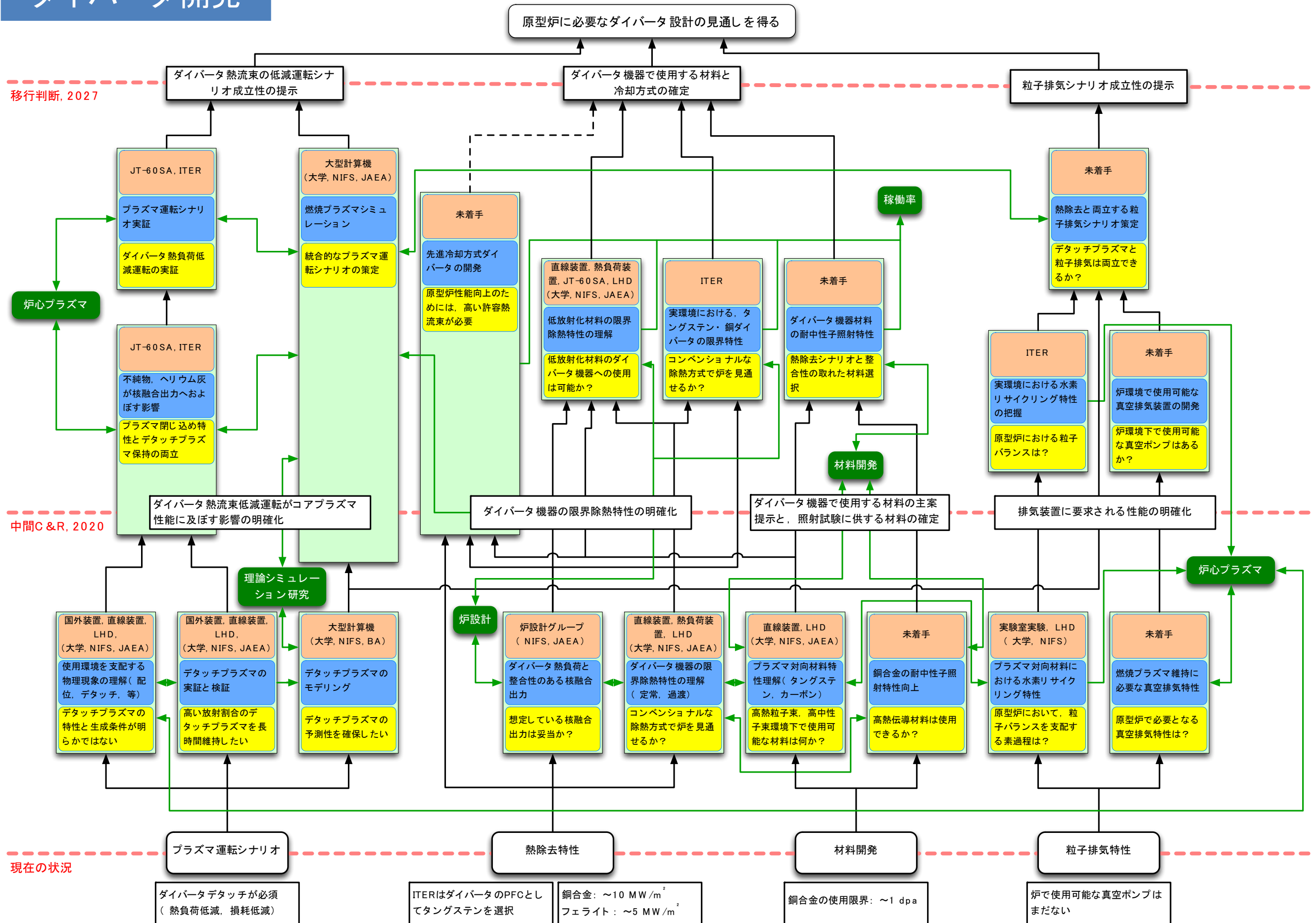


図4 ダイバータ開発における課題の構造

加熱・電流駆動システム

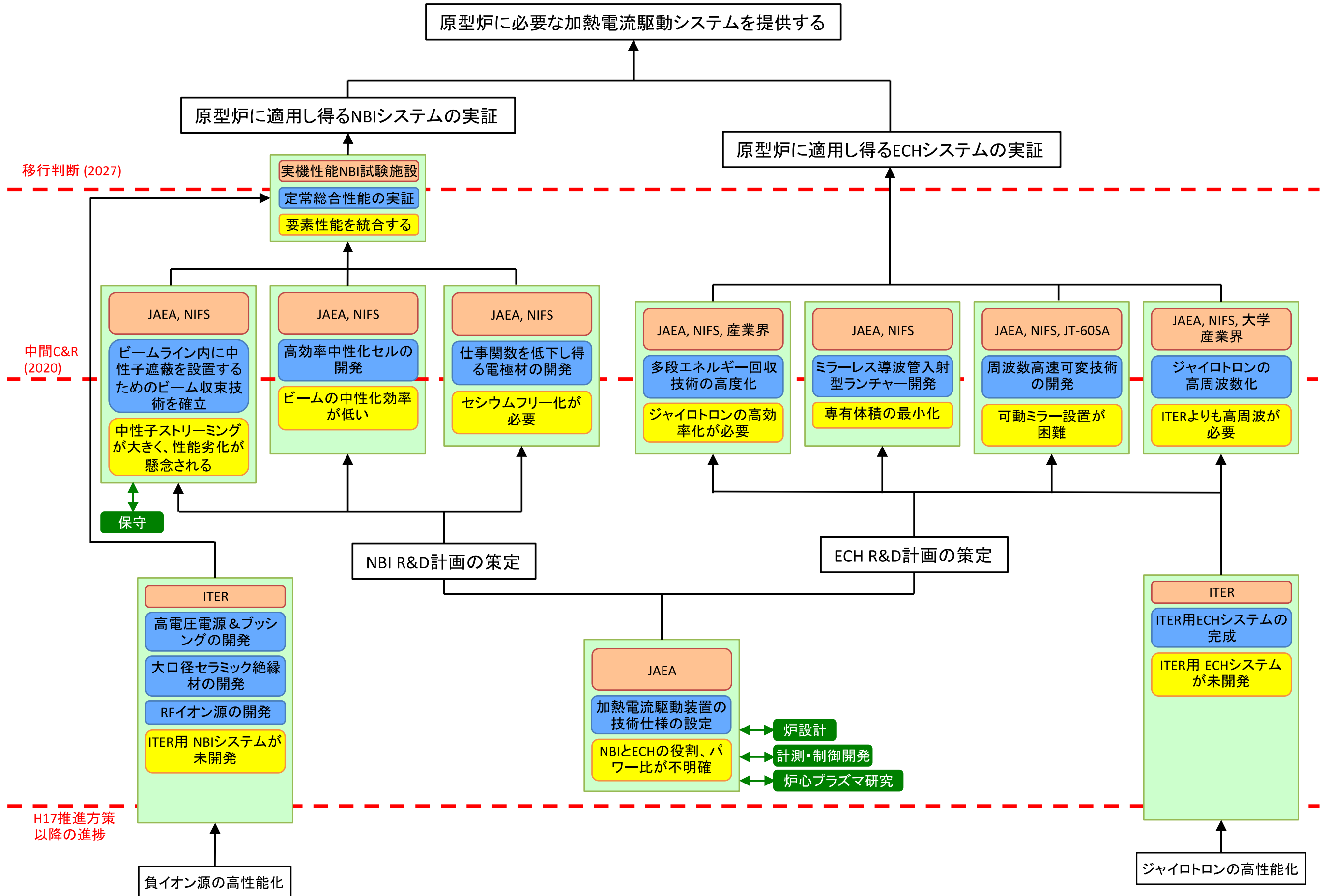


図5 加熱・電流駆動システム開発における課題の構造

炉心プラズマ研究

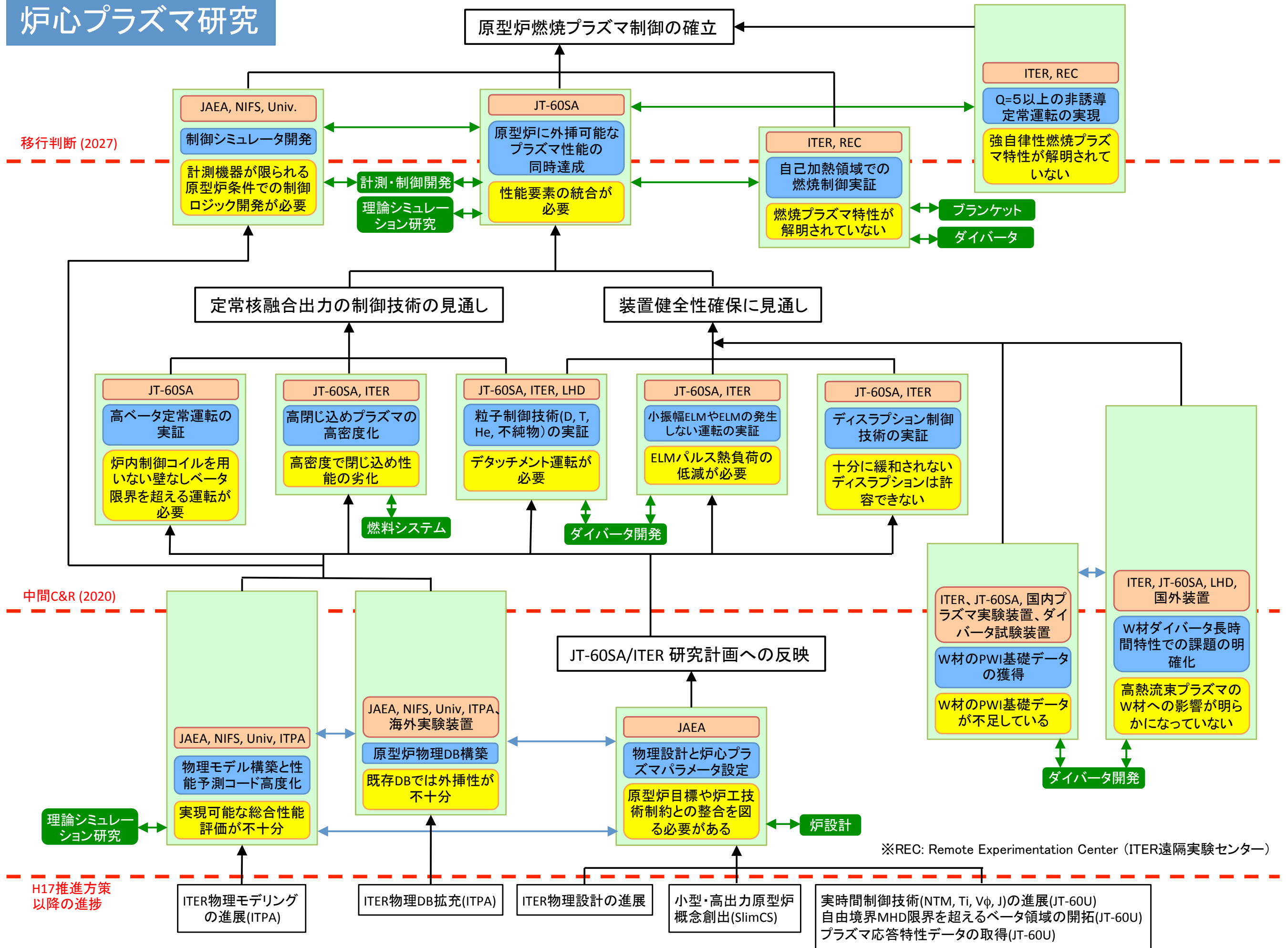


図7 炉心プラズマ研究における課題の構造

核融合炉材料開発と規格・基準策定

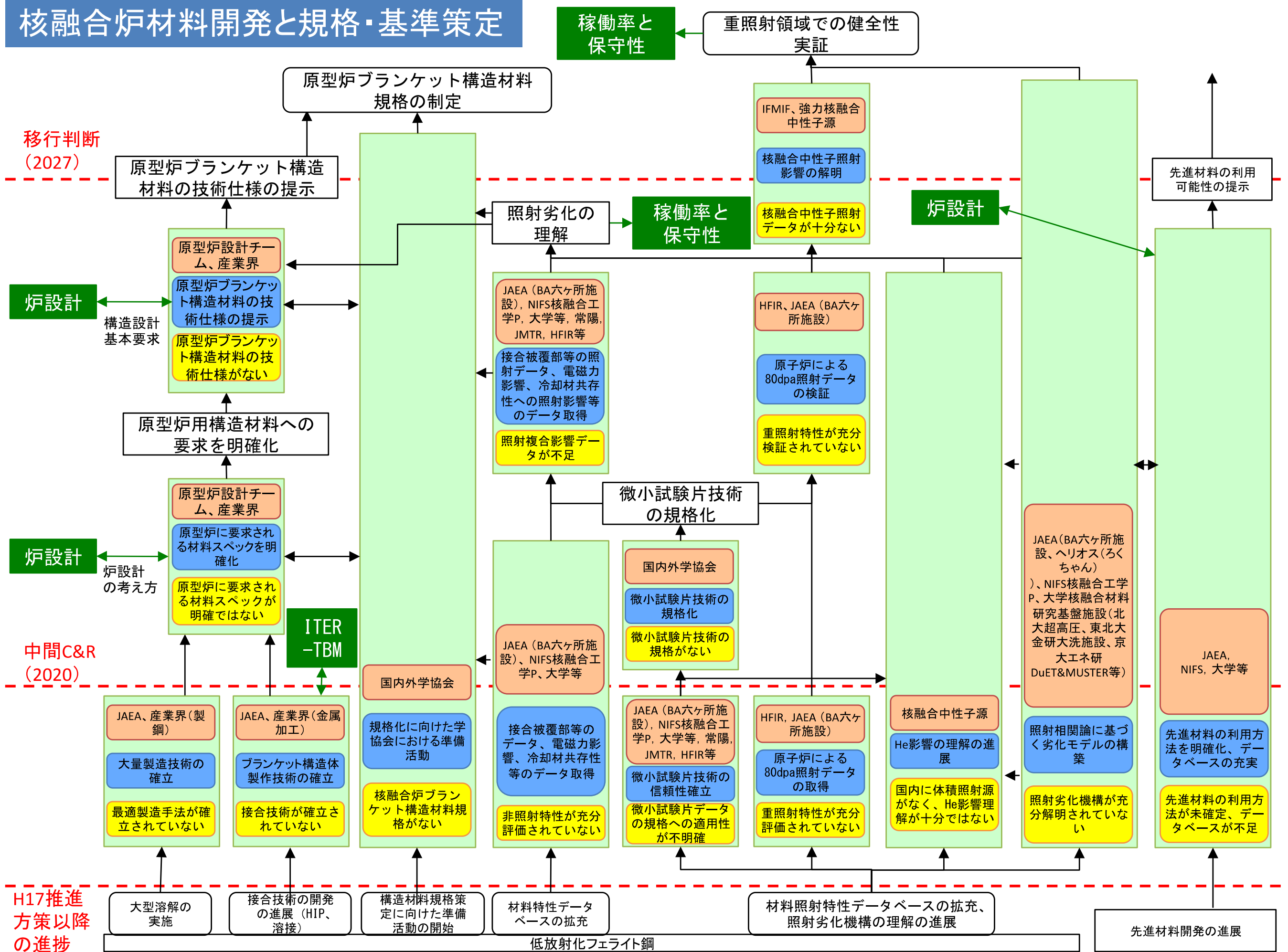


図9 核融合炉材料開発と規格・基準策定における課題の構造

安全性と安全研究の課題

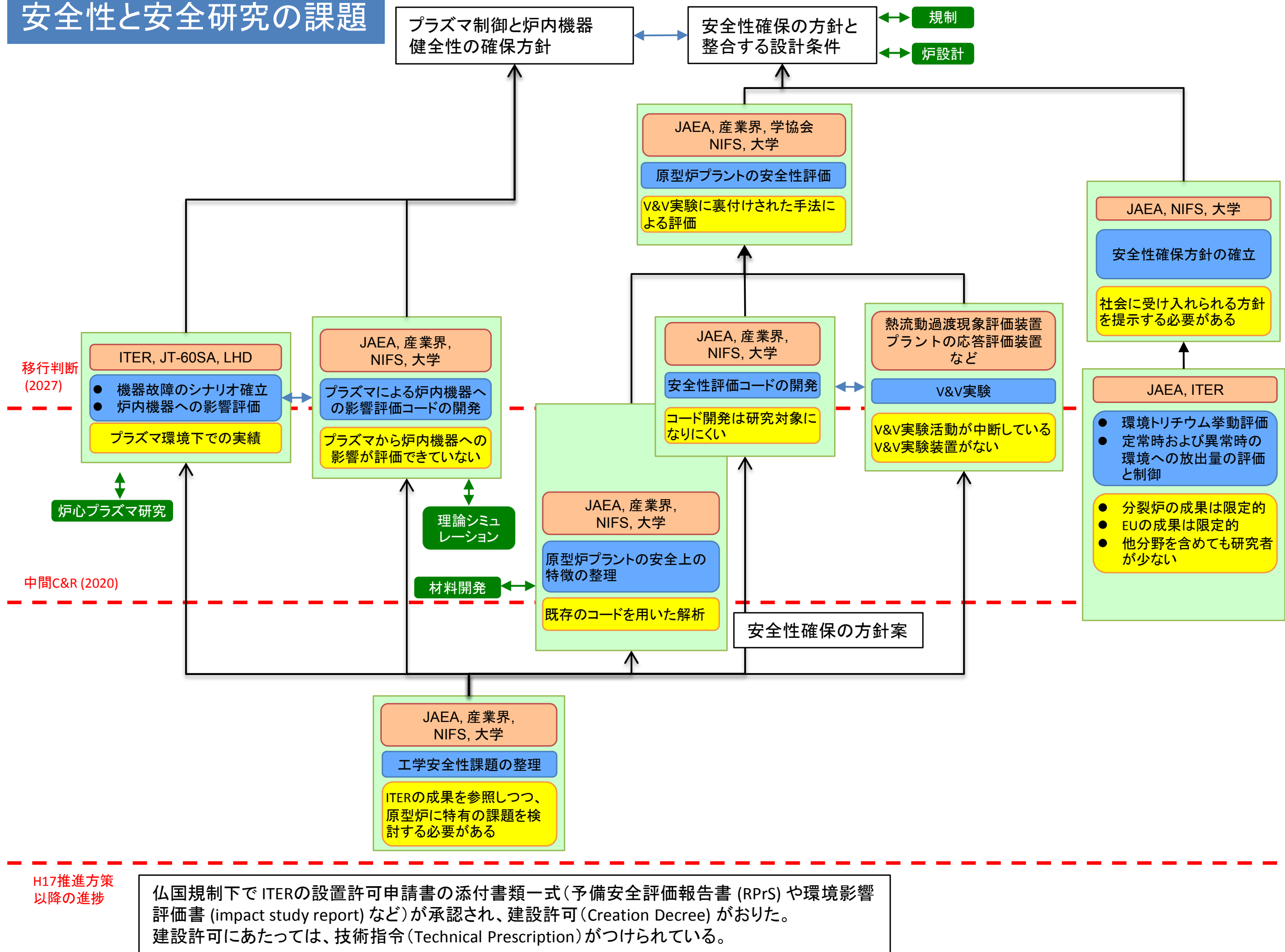


図 10 核融合炉の安全性と安全研究における課題の構造

稼働率と保守性

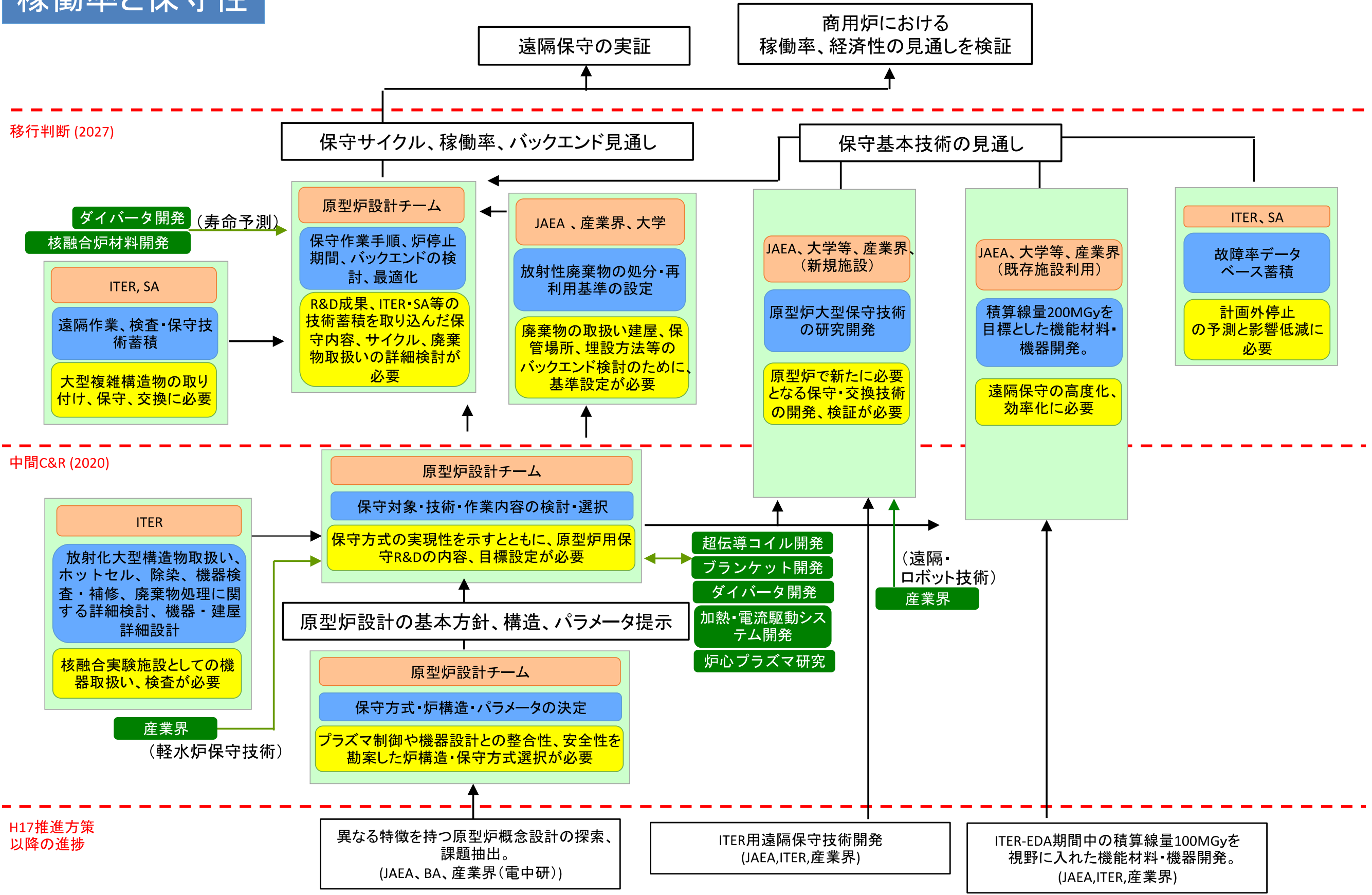


図 11 稼働率と保守性における課題の構造

計測・制御開発

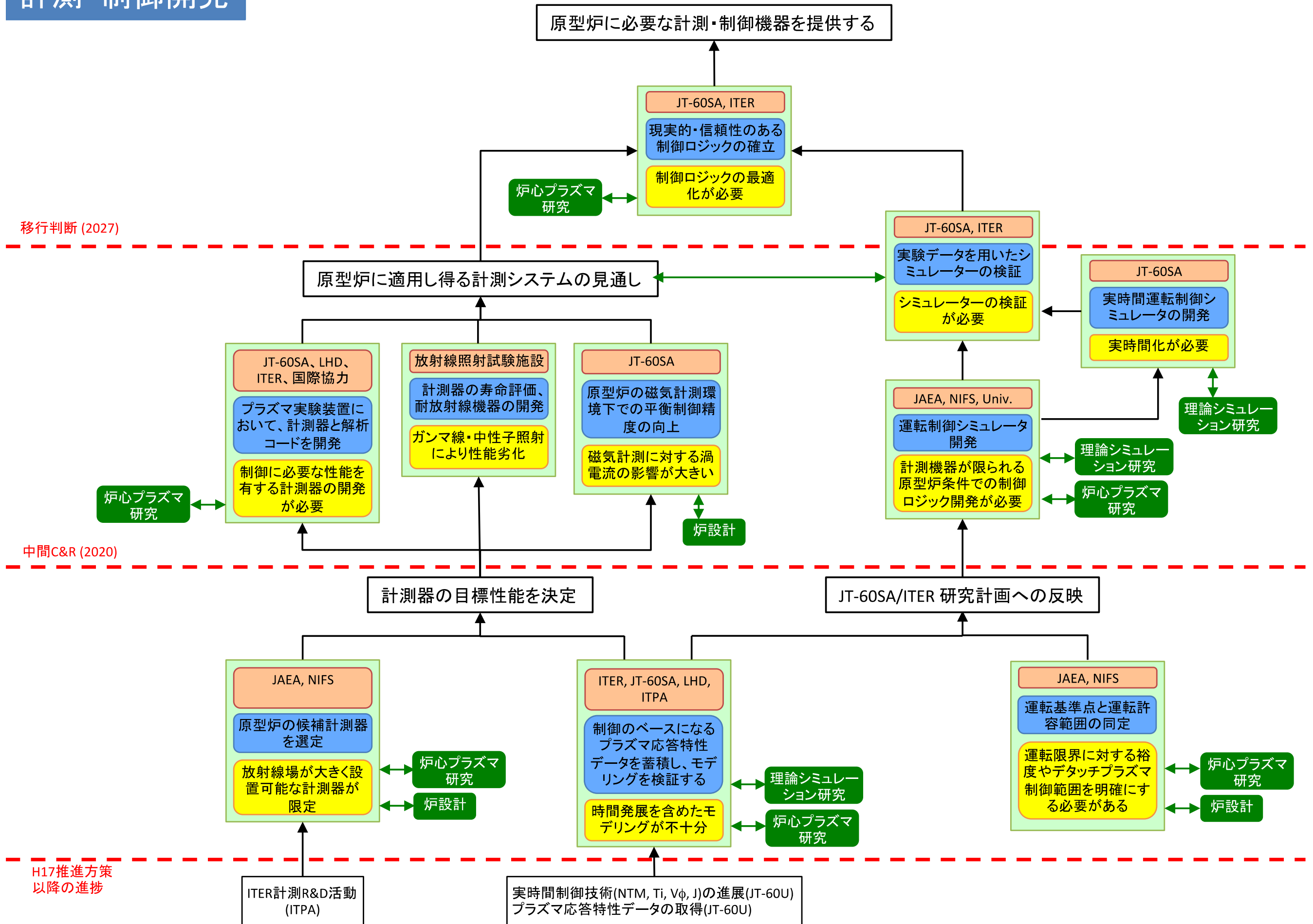


図 12 計測・制御開発における課題の構造

表2 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

	ITER	BA	JT-60SA	その他	未着手
超伝導マグネットシステム概念設計の基本設計	○ 開発実績を 反映	○ 設計検討結果 を反映	○ 開発実績を 反映	◎ JAEA (原型炉設計チーム)	
超伝導マグネットシステムの開発方針策定	○ 開発実績を 反映		○ 開発実績を 反映	◎ JAEA・NIFS・大学・ 産業界	
ReBCO線材の実用化				◎ JAEA・NIFS・大学・ ISTEC・産業界、他分野と の連携	
Nb3Al素線製造の長尺化				◎ JAEA・NIFS・NIMS・大学・ 産業界、他分野との連携	
Nb3SnのJc向上	○ 開発実績を 反映			◎ JAEA・NIFS・産業界	
高強度構造材開発	○ 開発実績を 反映			◎ JAEA・NIFS・産業界	
絶縁材料開発	○ 開発実績を 反映			◎ JAEA・NIFS・産業界	
導体の高度化					◎ JAEA・NIFS・大学・産業界 16T級導体試験設備が必要
超伝導マグネットシステムの概念設計	△ 運転実績を 反映		△ 運転実績を 反映		◎ JAEA (原型炉設計チーム)
適用材料の最終決定					◎ JAEA (原型炉設計チーム)
超伝導マグネットシステムのコスト評価	△ 建設実績を 反映		△ 建設実績を 反映		◎ JAEA (原型炉設計チーム)

表3 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

	ITER	BA	JT-60SA	その他	未着手
基礎基準データの拡充		△			JAEA(設備の増強)
構造健全性、熱、流動およびトリチウム増殖・回収に関する実環境での総合実証	◎				JAEA(設備の追加、増強)
設計に使えるよう整理されたデータベース		△			JAEA(設備の追加、増強)
テストブランケットシステムと補完試験装置の設計と試験計画				JAEA	
熱負荷、内圧に対する健全性確認、電磁力応答の確認			△		JAEA(設備の追加、増強)
ブランケットシステムの設計、製作技術の妥当性実証				◎JAEA, 製造メーカー	
照射試験、トリチウム工学試験の設計と計画		◎		JAEA	
トリチウム挙動の理解、トリチウム取扱技術の確立	◎				JAEA(設備の追加、増強)
妥当性が確認された標準データベース、設計(基準)を裏付けるデータベース	◎				JAEA(設備の追加、増強)
原型炉ブランケットシステムの設計				JAEA	
小型の技術試験体製作、機能・特性試験 実環境条件での統合循環ループ試験 原型炉TBM設計検討と素案の提示、比較作業 発電系の技術検討と熱交換の開発研究				◎大学等、 NIFS ○JAEA	
基礎・標準データの拡充 小型モックアップによる構造健全性、熱、流動、トリチウム増殖・回収についての実環境総合実証					◎大学等、 NIFS ○JAEA

表4 ダイバータ開発に関する取組の担い手と施設について

	ITER	BA	JT-60SA	その他	未着手
デタッチプラズマモデリング	○ 成果を反映	◎	○ 成果を反映	○ NIFS	
デタッチプラズマの実証と検証	◎		○	○ NIFS	
ダイバータ配位最適化		◎	○		
ダイバータ熱負荷と整合する核融合出力		◎			
銅合金中性子照射特性					○
プラズマ対向材料特性	○ 成果を反映		○ 成果を反映	○ NIFS, 大学	
ダイバータ保守シナリオ		◎		○ NIFS	
先進冷却方式の開発					○
炉環境で使用可能な真空排気装置開発					○

表5 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

	ITER	BA	JT-60SA	その他	未着手
ITER用NBI&ECHシステムの開発	◎			◎ JAEA	
加熱電流駆動装置の技術仕様の設定	○ 開発実績を反映			◎ JAEA	
ビームライン内に中性子遮蔽を設置するためのビーム収束技術を確立				◎ JAEA&NIFS	
高効率中性化セルの開発				◎ JAEA&NIFS	
仕事関数を低下し得る電極材の開発				◎ JAEA&NIFS	
実機総合性能の実証	○ 開発実績を反映		○ 開発実績を反映	○ JAEA&NIFS	◎ 実機性能NBI試験施設
多段エネルギー回収技術の高度化	○ 開発実績を反映			◎ JAEA&NIFS& 産業界	
ミラーレス導波管入射型ランチャー開発				◎ JAEA&NIFS	
周波数高速可変技術の開発			○	◎ JAEA&NIFS	
ジャイロトロンの高周波数化	○ 開発実績を反映				◎ JAEA, NIFS, 筑波大, 産業界

表6 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

	ITER	BA	JT-60SA	その他	未着手
制御用シミュレーター					
制御用シミュレーターの改良	○モデル検証				◎コード開発活動体制確立が必要
制御用シミュレーターの整備	○モデル検証				◎コード開発活動体制確立が必要
制御用シミュレーターの開発	○モデル検証		△モデル検証		◎コード開発活動体制確立が必要
プラントシミュレーションコード					
核融合炉統合コードの開発	○モデル検証				◎BA後のコード開発活動体制確立が必要
原型炉統合コードの開発	○モデル検証				◎BA後のコード開発活動体制確立が必要
原型炉基盤コードの整備	○モデル検証		△モデル検証		◎BA後のコード開発活動体制確立が必要
工学基盤コード群の整備、工学コード開発	○モデル検証	○コード整備	△モデル検証	◎ JAEA,NIFS,大学	
炉心シミュレーションコード					
原型炉プラズマ統合シミュレーション	○モデル検証		△モデル検証		◎BA後の計算機資源確保が必要
核燃焼プラズマ統合シミュレーション	○モデル検証		△モデル検証	◎ JAEA,NIFS,大学	◎BA後の計算機資源確保が必要
炉心プラズマ統合シミュレーション	○モデル検証	○計算機提供	○モデル検証	◎ JAEA,NIFS,大学	

表7 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

	ITER	BA	JT-60SA	その他	未着手
物理設計と炉心プラズマパラメータ設定		◎			
原型炉物理DB構築	○ 成果を反映		○ 成果を反映	◎ JAEA, NIFS, 大学, ITPA, 国外装置	
物理モデル構築と性能予測コード高度化	○ 成果を反映		○ 成果を反映	◎ JAEA, NIFS, 大学, ITPA	
W材ダイバータ長時間特性での課題の明確化	○ 成果を反映		○ 成果を反映	◎ LHD	国外装置
W材のPWI基礎データの獲得	○ 成果を反映		○ 成果を反映	◎ 国内装置	
高ベータ定常運転の実証			◎		
高閉じ込めプラズマの高密度化	○ 成果を反映		◎		BA後の計算資源確保が必要
粒子制御技術の実証	◎ 成果を反映		◎	○ LHD	BA後の計算資源確保が必要
小振幅ELMやELMの発生しない運転の実証	◎ 成果を反映		◎		BA後の計算資源確保が必要
ディスラプション制御技術の実証	◎ 成果を反映		◎		BA後の計算資源確保が必要
制御シミュレーター開発	○ 成果を反映		◎	◎ JAEA&NIFS	BA後の計算資源確保が必要
高総合性能プラズマの実証	◎ 成果を反映		◎		BA後の計算資源確保が必要
自己加熱領域での燃焼制御実証	◎ 成果を反映	◎ ITER遠隔実験センターを利用			
Q=5以上の非誘導定常運転の実現	◎ 成果を反映	◎ ITER遠隔実験センターを利用	◎		

表8 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

	ITER	BA	JT-60SA	その他	未着手
燃料循環システム仕様の決定		◎			
燃料循環システム仕様の確認	◎		○		
燃料循環システムに必要な技術の開発	◎	○原型炉 R&D棟		○TPL/ 富山大	
トリチウム安全取扱い技術の開発	◎	○原型炉 R&D棟		○TPL/ 富山大	
トリチウム取扱い機器の開発	◎	○原型炉 R&D棟		○TPL/ 富山大	
トリチウム大量取扱施設の建設					◎JAEA
リチウム6確保技術の開発				◎JAEA	
リチウムプラントの建設					◎JAEA
初期装荷トリチウムの確保方策の検討					◎JAEA
初期装荷トリチウムなしシナリオの検討	○				◎JAEA

表9 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

		課題	ITER(TBM)	BA	JT-60SA	その他	未着手
低放射化フェライト鋼	製造・製作技術	大量製造技術の確立		◎		産業界(製鋼)	
		ブランケット構造体製作技術の確立	○ 開発成果を反映	○		産業界(製作)	
		原型炉に要求される材料スペックを明確化		△		産業界	原型炉設計チーム
		原型炉ブランケット構造材料の技術仕様の提示		△		産業界	原型炉設計チーム
	材料規格化	規格化に向けた学協会における準備活動		○		国内外学協会	
		核融合炉ブランケット構造材料規格化					国内外学協会
	材料データベース	接合被覆部等のデータ、電磁力影響、冷却材共存性等のデータ取得	○ 開発成果を反映	△		JAEA (BA六ヶ所施設)、NIFS核融合工学P、大学等	取得すべきデータを明確化する必要
		原子炉による80dpa照射データの取得				HFIR、JAEA (BA六ヶ所施設)	JAEA日米計画
		接合被覆部等の照射データ、電磁力影響、冷却材共存性への照射影響等のデータ取得				JAEA (BA六ヶ所施設)、NIFS核融合工学P、大学等 常陽、JMTR、HFIR等	照射計画の策定が必要
	照射劣化特性の解明、核融合中性子源	照射関連論に基づく劣化モデルの構築		△		JAEA(BA六ヶ所施設、ヘリオス(ろくちゃん))、NIFS核融合工学P、大学核融合材料研究基盤施設(北大超高压、東北大金研大洗施設、京大エネ研DuET&MUSTER等)	
		核融合中性子源によるHe影響の理解の進展		△		核融合中性子源	
		微小試験片評価データの信頼性確立		○		JAEA (BA六ヶ所施設)、NIFS核融合工学P、大学等 常陽、JMTR、HFIR等	
		微小試験片技術規格化					国内外学協会
		核融合中性子照射影響の解明				IFMIF、強力核融合中性子源	
先進材料		先進材料の利用方法を明確化、データベースの充実		△	JAEA (BA六ヶ所施設、ヘリオス(ろくちゃん))、NIFS核融合工学P、大学核融合材料研究基盤施設(北大超高压、東北大金研大洗施設、京大エネ研DuET&MUSTER等)	原型炉設計チーム	

表10 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

	ITER	BA	JT-60SA	その他	未着手
工学安全性課題の整理	○ 成果を反映	◎			
原型炉プラントの安全上の特徴の整理	○ 成果を反映	◎			
安全性評価コードの開発					JAEA/産業界/ NIFS/大学
V&V実験	△ 成果を反映				JAEA/産業界/ NIFS/大学
環境トリチウム挙動評価	○ 成果を反映				
安全確保方針の確立					JAEA/NIFS/大 学
機器故障のシナリオ確立、炉内機器への影響評価	◎		○	LHD	
プラズマによる炉内機器への影響評価コードの開発					JAEA/産業界/ NIFS/大学
原型炉プラントの安全性評価	△ 成果を反映			△ 大学	JAEA/産業界/ 学協会/NIFS/ 大学

表 11 稼働率と保守性に関する取組の担い手と施設について

	ITER	BA	JT-60SA	その他	未着手
保守方式・炉構造・パラメータの決定		○日本ホームチーム			
保守技術・作業内容の検討・選択		○日本ホームチーム			◎原型炉設計チーム (体制強化)
保守作業手順、炉停止期間、バックエンドの検討、最適化		○日本ホームチーム			◎原型炉設計チーム (体制強化)
放射化大型構造物取扱い、ホットセル、除染、機器検査・補修、廃棄物に関する詳細検討、機器・建屋詳細設計	◎設計検討内容を反映				◎原型炉設計チーム (体制強化)
遠隔作業、検査・保守技術蓄積	◎実績を反映		○		◎原型炉設計チーム (体制強化)
故障率データベース蓄積	◎実績を反映		○		◎原型炉設計チーム (体制強化)
原型炉大型保守技術の研究開発					◎JAEA (大型保守技術開発施設) ○産業界、大学等
積算線量200MGyを目標とした機器開発					◎JAEA ○大学等、 産業界
再利用・クリアランスレベル設定					◎JAEA、産業界、 ○大学等

表 12 計測・制御開発に関する取組の担い手と施設について

	ITER	BA	JT-60SA	その他	未着手
原型炉の候補計測器を選定	○			◎JAEA, NIFS	
制御のベースになるプラズマ応答特性データを蓄積し、モデリングを検証する	◎		◎	○LHD, ITPA	
運転基準点と運転許容範囲の同定				◎JAEA, NIFS	
プラズマ実験装置での計測器性能の実証と解析コードの開発	◎		◎	○LHD、国際協力	
計測器の寿命評価、耐放射線機器の開発	○開発成果を反映			◎放射線照射試験施設	
原型炉環の磁気計測環境下での平衡制御精度の向上	○		◎		
運転制御シミュレータ開発(オフライン)	○開発成果を反映		◎	○JAEA, NIFS	
実時間運転制御シミュレータの開発	○開発成果を反映		◎		
実験データを用いたシミュレータの検証	◎		◎		
現実的・信頼性のある制御ロジックの確立	◎		◎		

参考文献

- [1] 第三段階核融合研究開発基本計画 平成 4 年 6 月 9 日 原子力委員会
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/kakuyugo2/siryokettei/kettei920609.htm>
- [2] 第三段階核融合研究開発基本計画における今後の核融合研究開発の推進方策について
平成 17 年 11 月 1 日 原子力委員会決定
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryokettei/kettei051101.pdf>
- [3] 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
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/kakuyugo2/siryokettei/houkoku051026/index.htm>
- [4] <http://www.efda.org/wpcms/wp-content/uploads/2013/02/JG12.356-web.pdf>
- [5] <http://www-naweb.iaea.org/naweb/napc/physics/meetings/TM45256.html>
プラズマ・核融合学会誌 第 89 巻第 1 号 p. 66 (2013 年 1 月)に和文報告あり
- [6] ITER 計画、幅広いアプローチをはじめとする我が国の核融合研究の推進方策について
平成 19 年 6 月 27 日 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力分野の研究開発に関する委員会
http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/017/gaiyou/_icsFiles/afieldfile/2009/11/16/1286888_1.pdf
- [7] 核融合研究の推進に必要な人材の育成・確保について 平成 20 年 7 月 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力分野の研究開発に関する委員会 核融合研究作業部会
http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/017/gaiyou/_icsFiles/afieldfile/2009/11/16/1286893_1.pdf
- [8] 原子力政策大綱等に示している核融合研究開発に関する取組の基本的考え方の評価について 2009 年 1 月 22 日 原子力委員会 核融合専門部会
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/kakuyugo2/houkoku/090122-houkokusyo.pdf>
- [9] 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 (第 6 期作業部会報告書) 平成 25 年 1 月 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会核融合研究作業部会
http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/056/shiryokettei/attach/1338925.htm
- [10] 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 (第 37 回) 配付資料
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の構築について (案)
http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/056/shiryokettei/attach/1338911.htm
- [11] 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（第 38 回）配付資料

http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/056/shiryo/1345741.htm

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

- [12] 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力分野の研究開発に関する委員会
核融合研究作業部会（第 10 回）配付資料

核融合エネルギーの実現に向けた取組体制について（依頼事項）

http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/017/shiryo/07110607/002.htm

- [13] 核融合エネルギー実用化に向けたロードマップと技術戦略核融合エネルギー実用化に向けたロードマップと技術戦略 核融合エネルギーフォーラム ITER・BA 技術推進委員会 2008 年 6 月

http://www.naka.jaea.go.jp/fusion-energy-forum/files/member/iter_ba/3_roadmap.pdf

- [14] 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 核融合エネルギーフォーラム ITER・BA 技術推進委員会 2008 年 6 月

http://www.naka.jaea.go.jp/fusion-energy-forum/files/member/iter_ba/4_jinzai.pdf

- [15] エネルギー基本計画 平成 26 年 4 月

http://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/140411.pdf

参考資料 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

尾崎 章 (日本原子力産業協会)
笠田 竜太 (京都大学)
坂本 宜照 (日本原子力研究開発機構)
坂本 隆一 (核融合科学研究所)
竹永 秀信 (日本原子力研究開発機構)
田中 照也 (核融合科学研究所)
谷川 尚 (日本原子力研究開発機構)

専門家

岡野 邦彦 (慶應大学)
飛田 健次 (日本原子力研究開発機構)

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

小森 彰夫 (核融合科学研究所)
清水 克祐 (日本原子力産業協会)
丸末 安美 (日本原子力産業協会)
森 雅博 (日本原子力研究開発機構)

参考資料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）
中間報告説明会	平成26年3月3日 京都大学（宇治市） 平成26年3月13日 日本原子力研究開発機構（那珂市） 平成26年3月18日 九州大学（春日市） 平成26年3月19日 核融合科学研究所（土岐市） 平成26年3月25日 日本原子力研究開発機構（六ヶ所村） 平成26年3月26日 日本原子力産業協会（東京）
第11回会合	平成26年3月26日 文部科学省（東京）
中間報告説明会	平成26年3月28日 核融合エネルギーフォーラム（東京）
第12回会合	平成26年4月17日 文部科学省（東京）

第 13 回会合 平成 26 年 5 月 30 日
文部科学省 (東京)

第 14 回会合 平成 26 年 6 月 11-13 日
日本原子力研究開発機構 六ヶ所核融合研究所 (六ヶ所村))

参考資料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	角館 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とペDESTAL JT-60SA研究計画：ペ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

参考資料 4 活動報告実績（予定含む）

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 2 月 24 日

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
第 38 回核融合研究作業部会（文部科学省）

平成 26 年 3 月 13 日

第 9 回原子力委員会臨時会議（内閣府）

平成 26 年 3 月 26 日

日本原子力産業協会 ITER/BA 対応検討会 との意見交換会（日本原子力産業協会）

平成 26 年 3 月 27 日

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

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（航空会館）

平成 26 年 4 月 3 日

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 20 日

第 10 回 核融合エネルギー連合講演会（つくば国際会議場）

パネルディスカッション：発電実証にかかる戦略

「核融合発電実証にかかる戦略とアクション」

平成 26 年 6 月 24 日

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

第 41 回核融合研究作業部会（文部科学省）

平成 26 年 8 月 7 日（予定）

核融合エネルギーフォーラム 実用化戦略クラスター会合

参考資料 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。そこでは、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 以外には年次の計画はない。
- 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にまとめる。

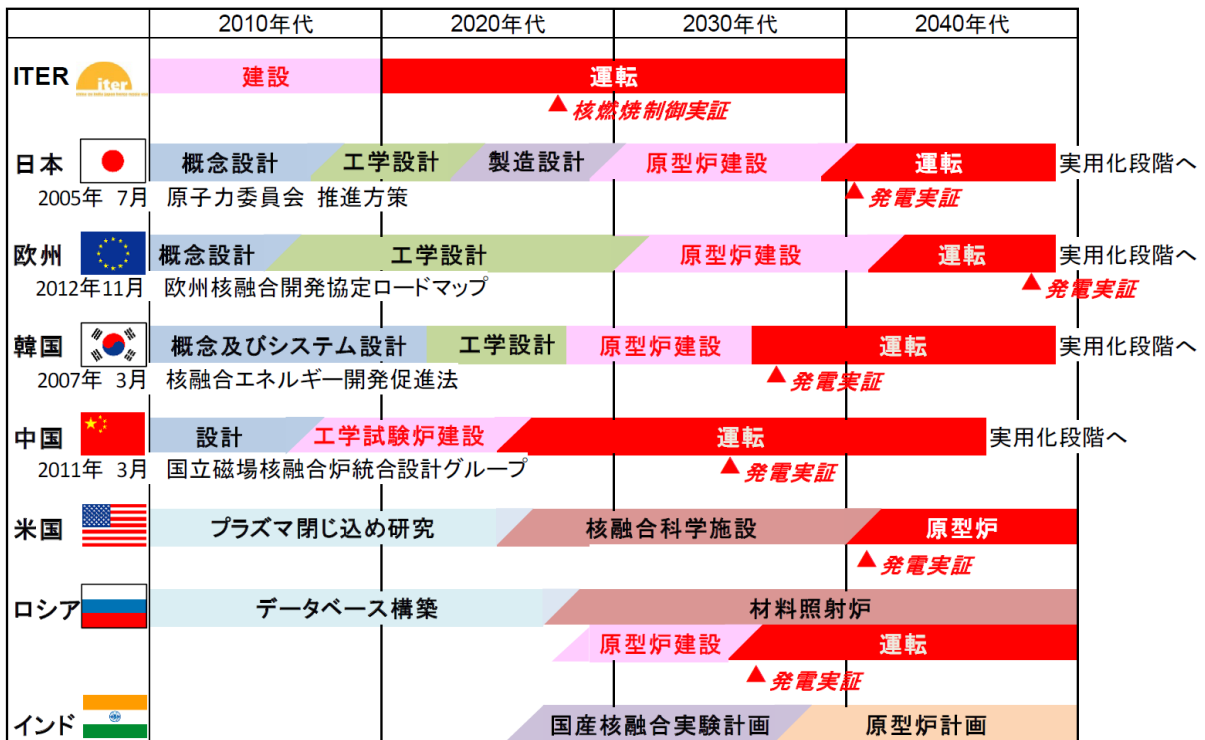


図 世界各国・極は 2040 年頃の発電実証を目指している