

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
- 原型炉技術基盤構築チャート -

平成 27 年 1 月 19 日
第 43 回核融合研究作業部会

目次

1. はじめに	1
2. 課題解決に向けた研究開発の時系列展開について	3
2-1. 最も重要なマイルストーン	3
2-2. 原型炉設計の完成度について	4
2-3. 原型炉技術基盤構築チャートについて	5
3. 技術基盤構築において今後、特に留意すべき点について	12
4. まとめ.....	15
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.....	17
参考資料 2 コミュニティ等との交流実績	18
参考資料 3 合同コアチーム報告（原型炉に求められる基本概念と 技術課題の構造分析）へのご意見.....	21
参考資料 4 合同コアチーム会合実績	32

1. はじめに

- 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、第7期科学技術・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（以下、「核融合研究作業部会」という。）では、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、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について議論がなされてきた。
- その中、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[1]。
- 核融合研究作業部会において決定された「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」（以下、「合同コアチーム」という。）の使命は以下のとおり[1]。

1. 目的

ITER計画及びBA¹活動や、LHD²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。

- 核融合研究作業部会の求めに応じ、巻末の参考資料1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。「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）[2]（以下、「推進方策報告書」という。）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

¹ 幅広いアプローチ（Broader Approach）

² 核融合科学研究所において稼働中の大型ヘリカル装置（Large Helical Device）

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）[3] 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等で受けた意見も反映し、特に原型炉に求められる基本概念と技術課題の構造分析を報告書にまとめ、第 41 回核融合研究作業部会（平成 26 年 6 月 24 日）[4]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、必要な改訂を行い 7 月 18 日付で報告書（以下、「合同コアチーム報告書（原型炉に求められる基本概念と技術課題の構造分析）」という。）をとりまとめ、第 42 回核融合研究作業部会（平成 26 年 8 月 1 日）[5]へ提出した。

- 合同コアチームでは引き続き、合同コアチーム報告書（原型炉に求められる基本概念と技術課題の構造分析）において分析・整理された原型炉に求められる基本概念と技術課題の構造等を基にして、原型炉設計の展開と、この設計が成立することを裏付けるために必要な課題解決に向けた研究開発計画の全体像を、WBS（Work Break Down Structure）を意識した事項の時系列展開として分析・整理し、総覧図に可視化する作業を進めた。
- 「原型炉開発ロードマップ」は今後、国において立案されるものである。この総覧図は原型炉開発ロードマップの本体となる技術基盤構築の総合的な戦略策定に資するものであることから、この総覧図を今後、「原型炉技術基盤構築チャート」ということとする。この原型炉技術基盤構築チャート及びこのチャートを作成する過程で認識された留意点を取りまとめたものが本報告書である。
- 原型炉技術基盤構築チャート作成においては、合同コアチームでは上記留意点 3. 1) にかなうようコミュニティとの交流を進め(参考資料 2)、コミュニティからの意見を踏まえて検討を進めた。参考として、合同コアチーム報告書（原型炉に求められる基本概念と技術課題の構造分析）の公開後にいただいたご意見を参考資料 3 にまとめる。また、今後の方向性についてコミュニティ内の共感が喚起されることを願って行政と合同コアチームの立場からの所感を述べた記事をプラズマ・核融合学会誌に掲載した[6]。
- 合同コアチーム構成と活動等について以下の参考資料を巻末に付す。
 - 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
 - 参考資料 2 コミュニティ等との交流実績
 - 参考資料 3 合同コアチーム報告（原型炉に求められる基本概念と技術課題の構造分析）へのご意見
 - 参考資料 4 合同コアチーム会合実績

2. 課題解決に向けた研究開発の時系列展開について

2-1. 最も重要なマイルストーン

- 原型炉段階への移行に向けた基本的な考え方は推進方策報告書に示されている。この中で、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）として示された「中間段階でのチェック・アンド・レビューまでの達成目標」（以下、「中間C&R」という。）と「原型炉段階への移行判断」（以下、「移行判断」という。）（表1）、はマイルストーンとして時系列展開の最重要点となるものである。

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 別添21

- このため、合同コアチーム報告書（原型炉に求められる基本概念と技術課題の構造分析）で記した通り、中間C&R及び移行判断の時期を想定として、各々、ITERのファーストプラズマ点火が見込まれる2020年ごろと、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年ごろにおいて上で時系列展開を分析することとした。
- すなわち、ITER計画が時系列展開の時を刻む時計であり、その着実な進展が必要不可欠であることは論を俟たない。ITER計画の進捗状況は、時系列展開に決定的な影響を与えることから、ITER計画において成果がいつ、どこまで見込めるのか、についての共通認識に立って、表1に示された項目の根拠に立ち返り、判断の時期と基準について議論を

さらに深めていく必要がある。

2-2. 原型炉設計の完成度について

- 21世紀中葉での核融合エネルギー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、中間C&Rから移行判断までを原型炉段階（第四段階）の準備期間として、中間C&Rでの評価・判断を受けて、相当規模の工学開発活動への着手を促進すべきである。中間C&RにおいてはITERの運転開始と並んで原型炉設計の完成度が問われている。推進方策報告書には中間C&Rの達成目標として、原型炉の概念設計について表1にある通り、①原型炉の全体目標の策定、②原型炉概念設計の基本設計、③炉心、炉工学への開発要請の提示、があげられている。

- 中間C&Rまでの数年間、ITER及びJT-60SAは建設段階にあり機器製作上の知見は得られるものの、炉工学関連の技術開発は、小規模な状況であり、技術開発側から設計への情報のインプットは限定的である。他方、中間C&R以降の技術開発のほとんどが原型炉設計の提示する要求性能、基本技術仕様に基づいて展開される点に特に留意すべきであり、このような開発計画上の位置づけに鑑みて早急に原型炉設計体制の構築と強化を図り、中間C&Rまでに以下の検討を実施する必要がある。
 - ・ 原型炉の運転計画^{注)}
 - ・ 原型炉の基本概念、概略パラメータ
 - ・ 原型炉システムを構成する機器・設備とそれらの技術仕様
 - ・ 設計関連ソフトウェアの開発整備、材料データベース
 - ・ コスト概算（一次評価、コスト合理化は中間C&R以降）
 - ・ 安全設計指針
 - ・ 放射性廃棄物の管理処分シナリオ
 - ・ 原型炉概念確定のため早期に実施すべきR&D課題の抽出
 - ・ トリチウムを含む資源調達戦略

注) 原型炉の運転期間中に確立されるべき技術・データとその取得に要する期間を分析し、運転計画と運用年数を検討。

想定される取得技術・データ：核融合炉の運転技術、プラズマ予測コードの検証、核融合炉の運用性（出力安定性、制御性、運転マージン）、構成機器・付帯設備の故障率データ、プラント保守、作業従事者の被ばく実績、廃棄物の取扱・管理技術、通常時の環境影響、実用炉へ向けた先進技術開発（ブランケット、ダイバータ、材料）など

- 原型炉の全体目標と概念の基本設計が成立することを裏付けしうる技術基盤の構築が中間C&Rの時点で見通されていることが必要であり、さらに移行判断では、原型炉設計と研究開発実績の整合性が問われることとなる。

2-3. 原型炉技術基盤構築チャートについて

- 合同コアチーム報告書（原型炉に求められる基本概念と技術課題の構造分析）に示した考察、特に 11 の原型炉の構成要素
 - (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

についての技術課題の構造図をもとに、炉設計の展開を軸とし、そこで示される原型炉の概念設計に求められる完成度の裏付け、時系列展開上の整合性に留意して、計画全体を原型炉技術基盤構築チャートにまとめた。

- 設計段階については、核融合エネルギーフォーラムによる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 [7] の基本的な考え方を踏襲しつつ、以下と定義した。
 - 中間 C & R まで：概念設計の基本設計
 - 移行判断まで：概念設計・開発活動（概念設計を裏付けるための R&D）
 - 建設決定まで：工学設計・開発活動（工学設計を裏付けるための R&D）
 - 建設決定後　：建設・製造設計

- 原型炉技術基盤構築チャートの構成全体から炉設計の展開の概要と、合同コアチーム報告書（原型炉に求められる基本概念と技術課題の構造分析）でも指摘した新たに必要となる施設等を抜き出して図 1 に示す。
 - 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 (Test Blanket Module) 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 (Neutral Beam Test Facility³) 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

³ ITER 用中性粒子ビーム入射加熱装置の実機試験のためイタリア、パドヴァにおいて整備中

- リチウムプラント（回収・精製施設）
- 核融合中性子源（国際核融合材料照射施設（IFMIF：International Fusion Material Irradiation Facility）工学実証活動（EVEDA：Engineering Verification and Engineering Design Activity）IFMIF-EVEDAの活用を含む）、IFMIF等の強力核融合中性子源
- 大型保守技術開発施設

また、次章に後述するようにダイバータについては、原型炉での技術的成立性を判断する上で、技術成熟度を現状から最も高める必要があることから、新たに、

- 先進概念を含むダイバータ研究開発施設

を加えた。この図は主要なプロジェクト、炉設計と研究開発プラットフォームの展開を主体とした原型炉基盤構築チャートのまとめとなっている。

○ チャートの表記について

技術課題の構造図に示されたパッケージを今後のさらに WBS への展開を見込んだタスクとし、その時系列展開を全体として可視化した。表記様式は以下の通り。

- (1) タスクの準備段階を薄色バーで、本格的な着手からは濃色バーで示す。
- (2) 異なる課題のタスクもしくはその一部と強い相関・内容の重複がある場合、他課題とのリンクの欄に記入
- (3) マイルストーンを以下のシンボルで記入
 - ① 白抜きひし形 ◇：中間C&Rの必要条件の準備完了のマイルストーン、ただし、その後も改善を継続
 - ② 塗りつぶしひし形 ◆：タスクを完了し、中間C&Rに臨む
 - ③ 白抜き丸 ○：移行判断準備完了のマイルストーン、ただし、その後も改善を継続
 - ④ 塗りつぶし丸 ●：タスクを完了し、移行判断に臨む
- (4) タスクの留意事項を枠線無しのテキストボックスで記入
- (5) 施設等のプラットフォームに関する留意事項を枠線有りのテキストボックスで記入
- (6) 同一構成要素内のタスク間の協調・干渉を黒線の両矢印で記入

○ 図2に原型炉技術基盤構築チャートの構成全体を示す。

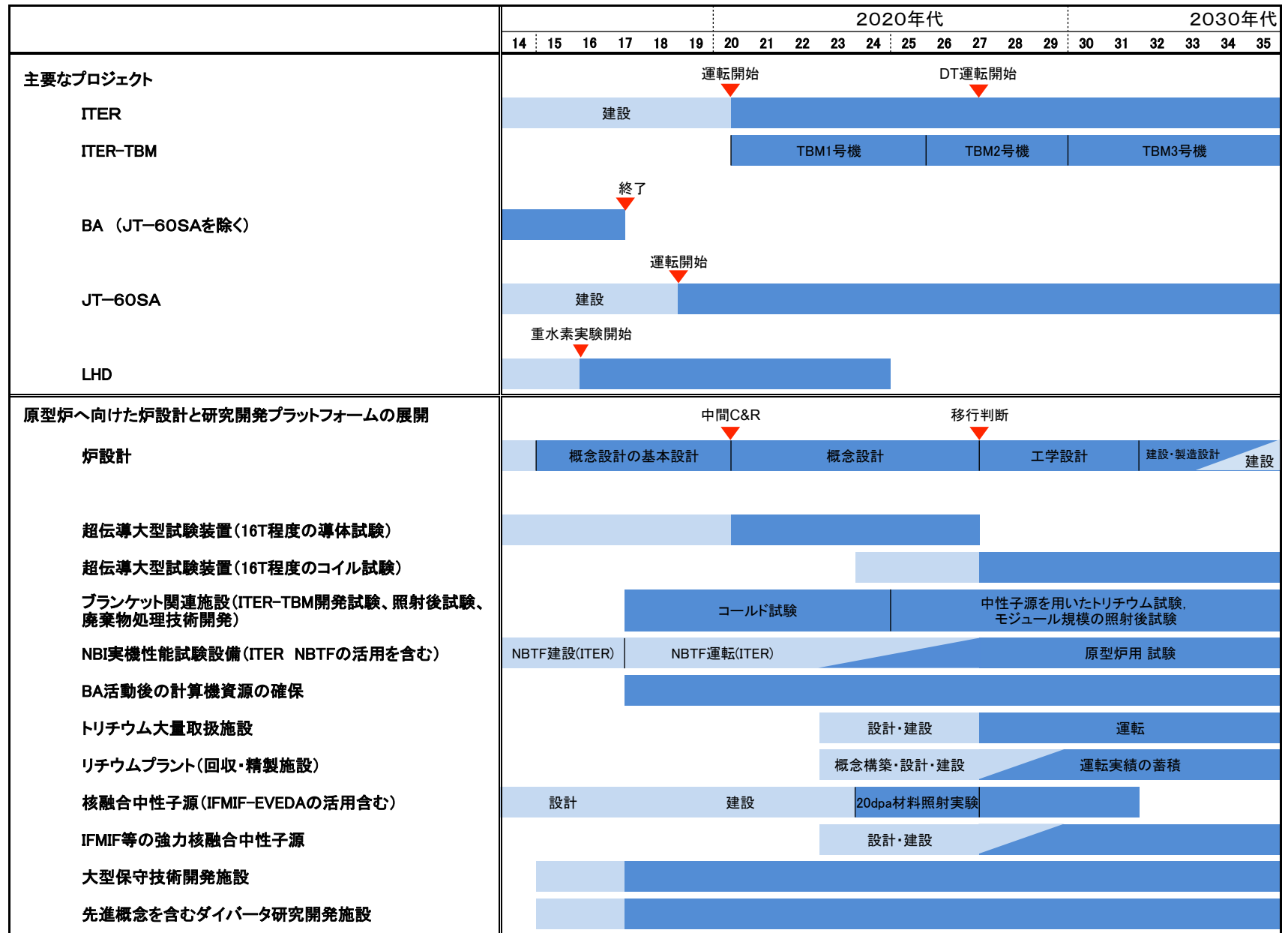


図1 主要なプロジェクト、炉設計、新たに必要となる研究開発プラットフォームの展開

他課題の何の項目とリンクするのかわかりずらければ、時系列上に明示する必要があります

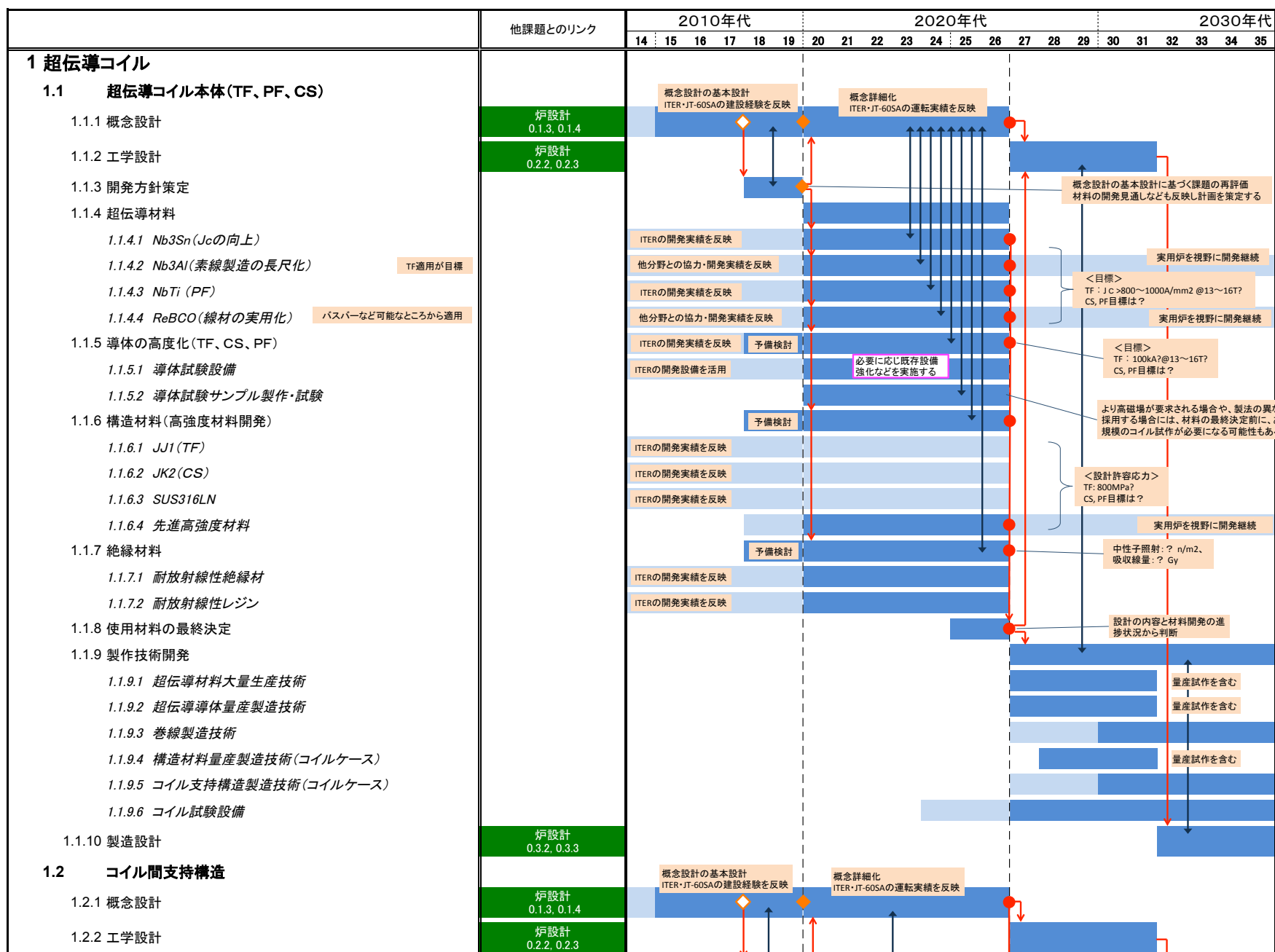
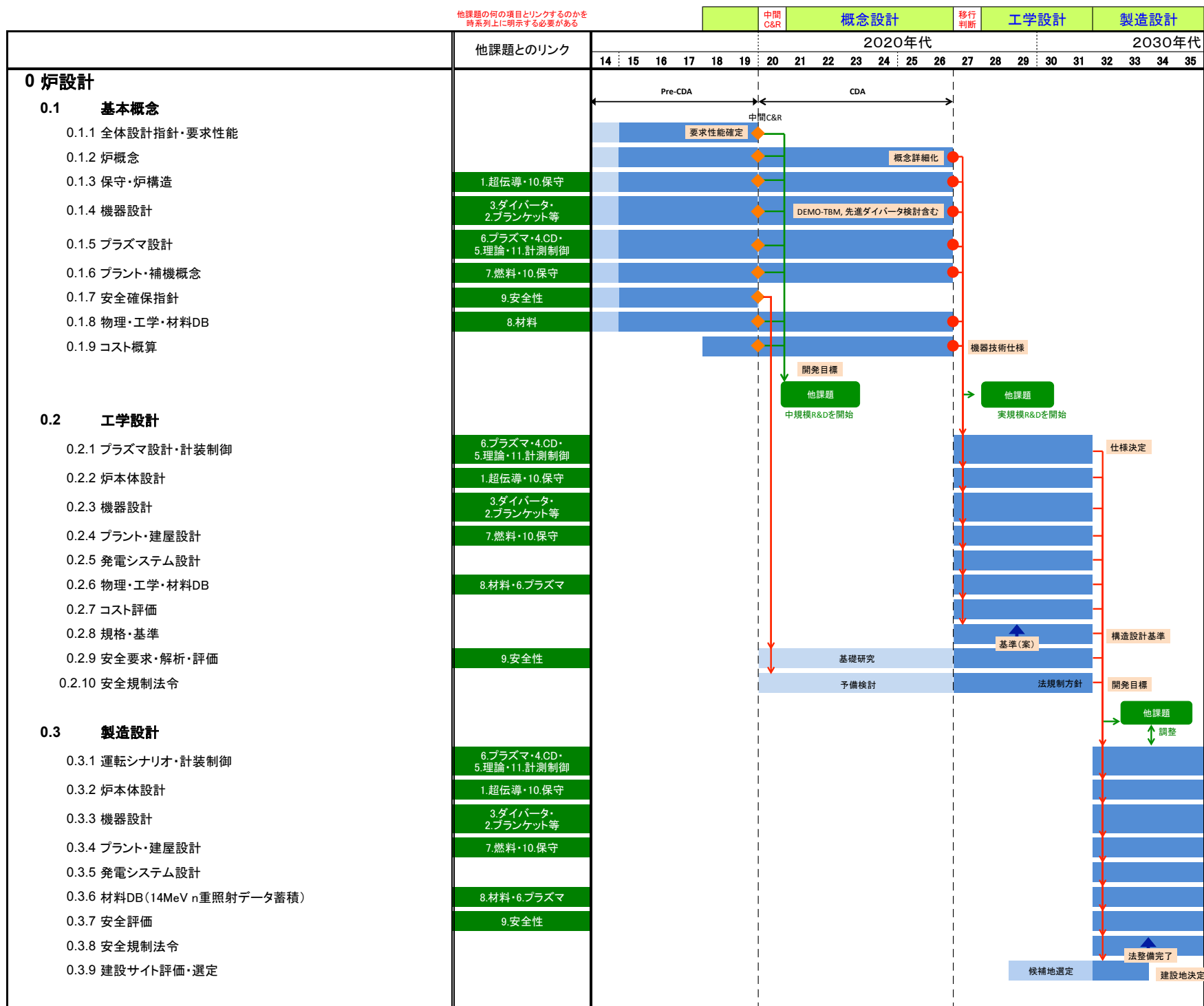


図2 原型炉技術基盤構築チャート (1)

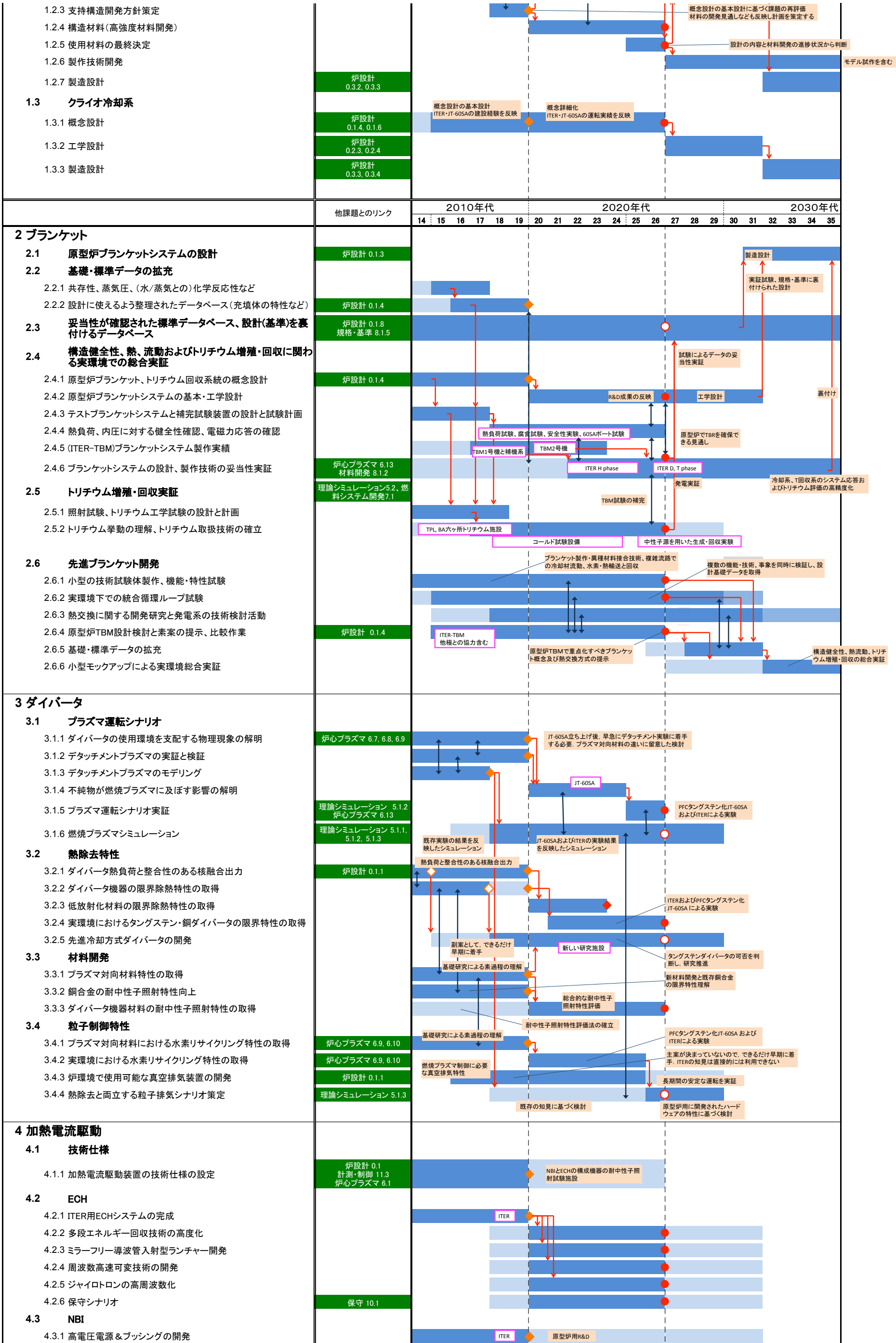


図2 原型炉技術基盤構築チャート(2)

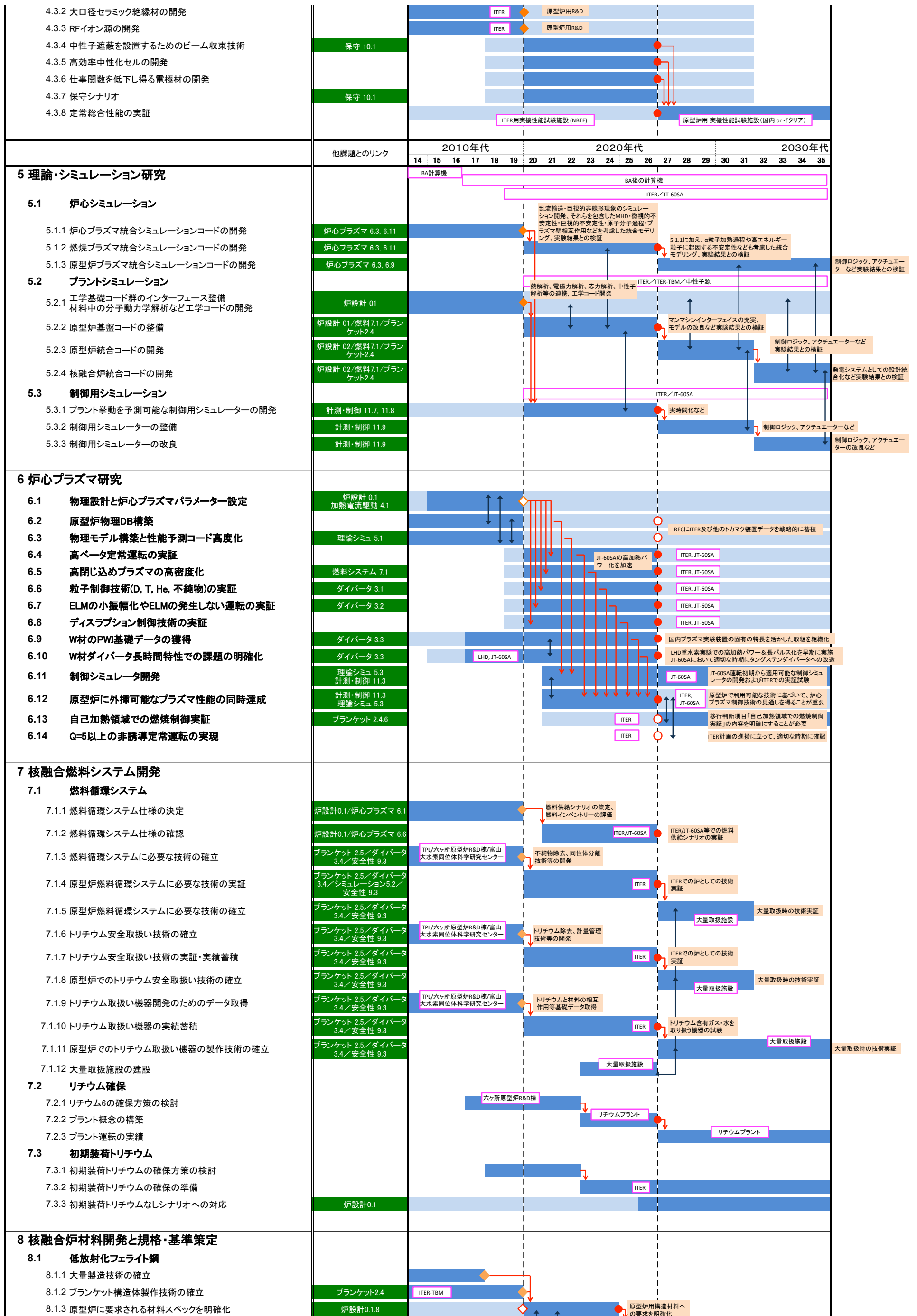


図2 原型炉技術基盤構築チャート(3)

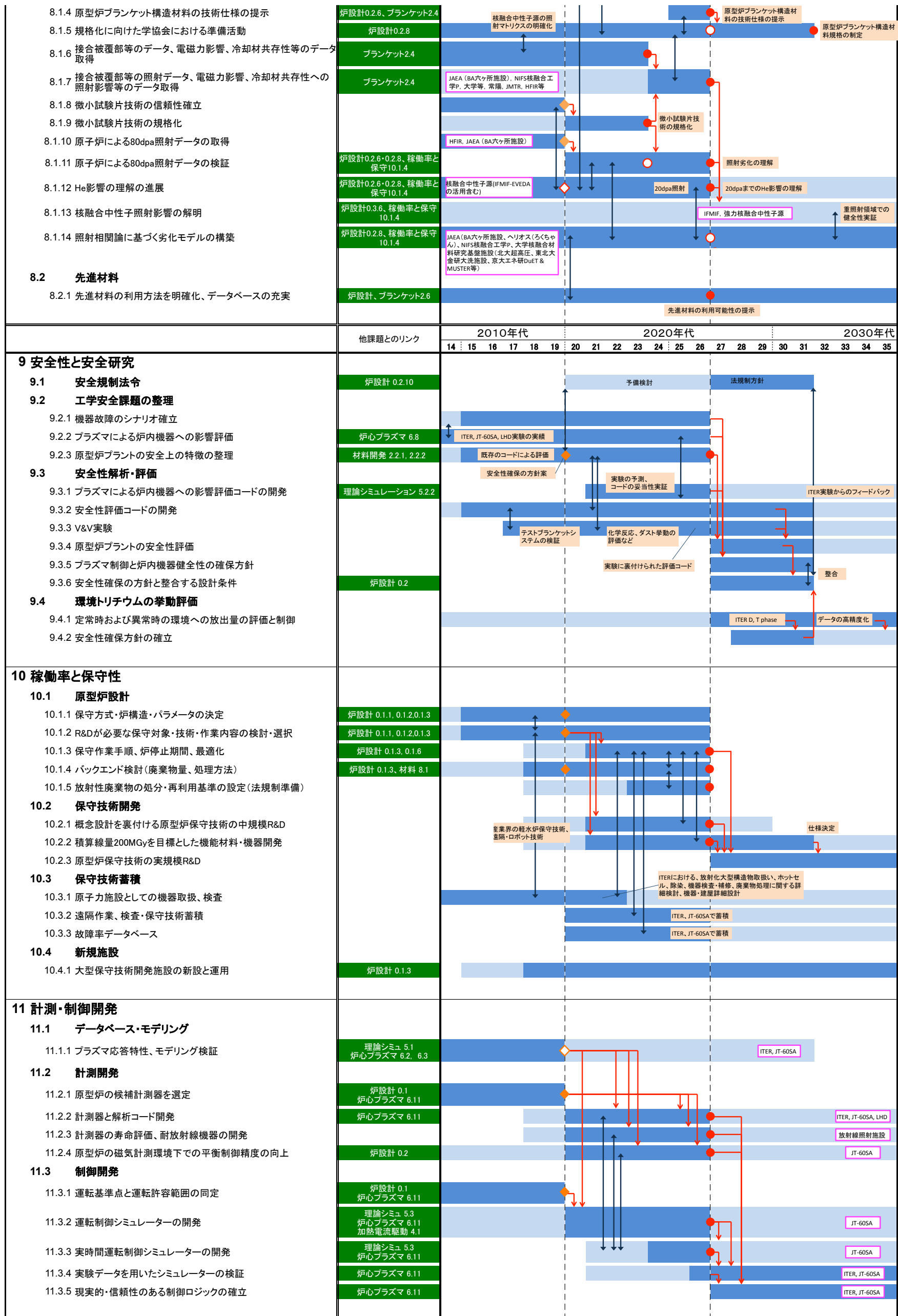


図2 原型炉技術基盤構築チャート(4)

3. 技術基盤構築において今後、特に留意すべき点について

- 原型炉段階への移行判断においては、統合的視座に立って、計画の妥当性、技術基盤の総合的な成熟度、実施主体の明確性、事業に関わるセクター間の連携協力体制の適切性が全体として十分であるかが問われる。原型炉技術基盤構築チャートは計画全体を可視化し、総覧できるようにしたものである。これを用いることによって戦略的な PDCA サイクルが展開されることを期待する。
- 原型炉技術基盤構築チャートを作成する際の検討によって、共通認識として確認された重要事項を指摘する。以下の4点にまとめられる。
 - (1) ITER 計画は明確なクリティカルパスであり、その着実な遂行は必須の条件である。
 - (2) ITER 計画以外に現在、クリティカルパスと認められ、最も喫緊に今以上に資源を投入し、取り組むべきことは、「炉設計活動の強化」と「ダイバータ研究開発の戦略的加速」である。
 - (3) 移行判断前後の研究開発展開を見通して、全体を律速するクリティカルパスになると考えられるものとして「テストブランケットモジュール(TBM)」と「核融合中性子源」があげられる。
 - (4) 原型炉技術基盤構築には産学官の全日本体制が必要であり、これを実効的なものとするための措置、特に人を活かすための措置が必要である。
- ITER 計画について
ITER 計画は刻々と進捗しており、その状況が時系列展開全体に大きな影響を与える。このため、原型炉技術基盤構築チャートに示した計画全体は ITER 計画の進捗状況に応じて合理的かつ効率的に対応がとれるよう必要に応じて随時見直されるものとなる。同時に、表 1 に示された判断の要件について、その判断の時期と基準の具体化を進める必要がある。特に、移行判断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議論の上、具体的な判断要件が今後の原型炉開発ロードマップに位置づけられる必要がある。
- 炉設計活動の強化について
炉設計はその概念の基本設計の初期段階から 11 の技術課題項目とのリンクが強い。このため、11 の技術課題項目の開発目標・要求性能・技術仕様を確定し、研究開発を遅滞なく推進するため、炉設計活動に相当規模の資源を投入して体制を拡充し、早急に強化する必要がある。研究開発の具体的内容が炉設計に依存するダイバータ、ブランケット、保守、安全性の課題については、システム全体との整合性に留意した重点的な検討を必要とする。
- ダイバータ研究開発の戦略的加速について

ダイバータは原型炉で想定される運転条件と現在の科学的理解及び技術成熟度とのかい離が極めて大きい（参考資料3 合同コアチーム報告（原型炉に求められる基本概念と技術課題の構造分析）へのご意見 3-3 ダイバータ開発 を参照されたい）。このため、原型炉設計活動におけるこの分野の特段の強化と合わせて、中間C&R及び移行判断をマイルストーンとして目標を定め、これを指向した研究開発の戦略的な加速が不可欠である。

- LHD と JT-60SA を用いた実機試験及びモデル検証
- 小型装置による指向性を持った基礎的な研究の推進
- 数値モデルの高度化と実験検証
- 革新的概念の原理検証・性能向上試験
- ITER 用ダイバータの製造・調達を通じて獲得される経験知の還元

などについて、国際協力も含めて、全体として課題解決を指向した戦略的な計画を策定し、実施する必要がある。例えば、JT-60SA については、欧州における「エネルギー源としての核融合の開発に必要な R&D と施設」の評価[8]においても、原型炉相当の壁材料とすることによって優先度が高まることが指摘されており、合同コアチーム報告書（原型炉に求められる基本概念と技術課題の構造分析）でも述べた通り、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図ることが求められよう。さらに、既存施設を越えた先進概念を含むダイバータ研究開発施設が国内に必要となろう。

○ テストブランケットモジュール（TBM）について

ITER-TBM の開発については 2014 年 11 月に ITER 機構との取決めが締結され、重要なマイルストーンとして最終設計レビューが 2018 年に設定されている。原子力機構を中心として開発が加速されつつあるが、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の計画、先進ブランケット開発に関連した他極との協力体制などは不十分である。これらの課題を解消し、移行判断までの設定目標の達成を確実にするためには、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須である。照射試験関連設備については、核融合中性子源を用いたモジュール規模の照射下・照射後試験の実施に加えて、ITER-TBM の照射後試験、遠隔保守技術、放射化構造物の解体技術などへの展開にも留意することが重要である。また、原型炉の TBM のための先進ブランケット開発の準備は我が国の ITER-TBM の 3 号機構想だけでなく、他極の ITER-TBM との協力を進めることも展望すべきである。

○ 核融合中性子源について

移行判断前に、それまでに備わった材料に関わる知見からなる予測モデルを実験検証し、適用範囲を確認する必要がある。このためには、IFMIF-EVEDA の成果を受けて建設する核融合中性子源の詳細な照射計画は、関連する技術が移行判断までに到達すべき成熟度や、その後の原型炉の製造設計活動に必要なデータの取得計画に整合するように、

早期に決定する必要がある。すなわち、原型炉の製造設計に必須となる材料健全性に関するデータの取得やサブコンポーネントレベルの機能実証を可能とするようなテストセル系の設計を早期に決定する必要がある。IFMIF の要素技術確証フェーズ (KEP: Key Element Technology Phase)、EVEDA 活動等における成果を参考にしつつも、安全性に関する最新の知見を取り入れて、ITER-TBM や計算機シミュレーション等のミッションを合わせて、核融合中性子源の在り方とともに統合的な観点からの検討が必要である。そのためには、BA 活動を通じて整備された施設を有効に活用し、試験設備を増強することが重要である。また、原型炉において経済性の合理的な見通しを示すためのブランケットの長寿命化や先進ブランケット開発に対応するように、IFMIF 等の強力核融合中性子源の開発について、他極との連携も視野に入れつつ段階的に展開すべきである。

○ 全日本体制を実効的なものとするための措置

原型炉に向けた技術基盤構築にはリソースを最大限に活かし、さらなる展開を図るため全日本体制で取り組むことが必要不可欠である。このためには、研究機関、大学、企業が問題意識と戦略を共有し、一体となって課題解決に向けた研究開発を推進するための体制、すなわち「産学官の共創の場の構築」が求められる。特に、二つの観点を指摘する。

- (1) IFMIF-EVEDA 原型加速器、トリチウムやベリリウム等を含む放射性同位元素の取扱施設、スーパーコンピュータや遠隔実験施設などを備えた BA 活動の拠点である原子力機構六ヶ所核融合研究所は、原型炉開発に向けた中心拠点として発展させる必要がある。このためには、研究開発施設・設備の拡充とともに、公共交通機関や民間の宿泊施設が十分でない現状においては、全日本の産学官の人材糾合を促進するためのロジスティクス面の充実・整備が欠かせない。研究者・技術者を受け入れる研究所としての特段の配慮が不可欠である。例えば、訪問滞在者向けの宿泊や交通手段の便宜供与、通勤災害保障への規定整備等は、訪問滞在者が安全・安心に職務を遂行するために必須である。また、幅広いエネルギー研究分野との交流の視点からも、六ヶ所村次世代エネルギーパーク⁴を構成する機関として、再生可能エネルギーと核融合エネルギーとの相補的な関係の構築を図るために、他分野と協力して課題を設定し、その課題への取組を進めていくことが望まれる。
- (2) 原型炉開発に係わる機関は、大学等の他機関に所属する研究者の参加を促し、原子力機構六ヶ所核融合研究所に限らず、人材の流動性と多様性を高めるために、クロスアポイント制度を積極的に導入すべきである。所属機関の身分を併せ有することにより、大学等の研究者の原型炉開発活動に向けた継続的・長期的参画が可能となり、双方の機関の研究開発基盤の強化、ひいては我が国の核融合コミュ

⁴次世代エネルギーパークとは、再生可能エネルギーをはじめとした次世代のエネルギーに、実際に国民が見て触れる機会を増やすことを通じて、地球環境と調和した将来のエネルギーの在り方に関する理解の増進を図る計画を、経済産業省が認定するもの。

ニティが有する世界最高水準の研究を維持及び発展させることにつながる。さらに、大学等の機関側のメリットとして、エフォートに応じた人件費の差額分を若手研究者のポストに充当することにより、若手研究者育成や研究教育基盤の強化が可能となり、核融合コミュニティの活性化や拡がりに貢献しうる。

4. まとめ

- 合同コアチームでは、平成 25 年 7 月の発足以来、核融合研究作業部会で定められた使命に沿い、論点整理となる中間報告(第 38 回核融合研究作業部会(平成 26 年 2 月 24 日))、原型炉に求められる基本概念と原型炉の構成要素の技術課題の構造を分析した報告(第 41 回核融合研究作業部会(平成 26 年 6 月 24 日))と検討を進め、本報告書では原型炉技術基盤構築の時系列展開を可視化し、総覧できるチャートを示した。このチャートを核融合に関わる産学官のコミュニティがさらに吟味し、問題意識と指向性の共有が図られ、一体となった取組につながることを期待する。特に、今後の国における原型炉開発ロードマップの策定や 2017 年に終了する BA 活動以降の研究開発構想、核融合研と大学等との役割分担と共同利用・共同研究体制の強化につながることを望む。
- BA 活動終了後の研究開発構想については原型炉技術基盤構築チャートに示された全体像から「幅広い」の概念を再考した上で、日欧の関係に留まらず、欧州との協力で進めることが適切なもの、日本だけでやるべきもの、他の国際協力の枠組みを指向するものに整理をして進めるべきである。
- 今後の原型炉開発ロードマップの策定に向けて、合同コアチームの活動ではまとめるまでに至らなかった重要な点が 2 点ある。核融合エネルギーの社会科学的検討と、ヘリカル方式及びレーザー方式についての調査・検討である。前者においては、大型プロジェクトのアウトカムについての社会への説明責任やアウトリーチ活動が実施主体側に強く求められる時代背景について核融合エネルギーの研究開発に携わる者は自ら強く認識する必要がある。後者は、重要な判断においては核融合研究開発の総合的進捗状況を踏まえる必要があることと、核融合コミュニティレベルで原型炉開発に取り組む大きな動きを作るために極めて重要である。これらの点を、今後の核融合研究作業部会の審議においてご留意を願いたい。
- 合同コアチームでは、バックキャスト⁵の手法に沿いながらも、研究開発状況を正確に把握し根拠に基づいて戦略を策定すること、全体の戦略が現場の取組と整合することに留意して全体像を可視化するチャートの作成を行った。今後、チャートに描かれた計画の実施と PDCA サイクルが機能するよう、具体的な取組・作業や施策の展開が真摯に図られることを切に望む。

⁵将来を予測する際に、まず目標となる姿を想定し、その姿から現在を振り返って今何をすればいいかを考えるやり方

参考文献

- [1] 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/gi_jyutu/gi_jyutu2/056/shiryo/attach/1338911.htm
- [2] 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/siryo/kettei/houkoku051026/index.htm>
- [3] 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/gi_jyutu/gi_jyutu2/056/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
- [4] 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 41 回）
http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gi_jyutu/gi_jyutu2/056/shiryo/1349978.htm
- [5] 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 42 回）
http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gi_jyutu/gi_jyutu2/056/shiryo/1350763.htm
参考資料 1 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の報告
注：提出後、図 7 にあった誤記（「Q=5 以上の非誘導定常運転の実現」の移行判断との関連表記）を訂正し、平成 26 年 9 月 17 日改訂版として、以下のホームページ及び出版物として公開した。
- ・ 日本原子力開発機構 <http://www.naka.jaea.go.jp/kankoubutu/goudoukoa.html>
 - ・ 一般社団法人プラズマ・核融合学会 <http://www.jspf.or.jp/2014/141001JCT.pdf>
 - ・ 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報告
NIFS-MEMO-69 Sept. 22, 2014, 核融合科学研究所
- [6] 坂本修一、山田弘司 「サロン 今後の核融合原型炉開発に向けて」プラズマ・核融合学会誌 第 90 巻第 12 号 821 ページ 2014 年 11 月
- [7] 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
- [8] R. Cashmore, et al., “R&D Needs and Required Facilities for the Development of Fusion as an Energy Source” (2008) Report of the Facilities Review Panel

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 (慶應義塾大学)
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 コミュニティ等との交流実績

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(土岐市)

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(那珂市)

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(東京)

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」 東京工業大学(東京)

平成 26 年 2 月 7 日

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

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(六ヶ所村)

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 中間報告 文部科学省(東京)

平成 26 年 3 月 3 日

中間報告説明会 京都大学(宇治市)

平成 26 年 3 月 13 日

第 9 回原子力委員会臨時会議 内閣府(東京)

平成 26 年 3 月 13 日

中間報告説明会 日本原子力研究開発機構・那珂核融合研究所(那珂市)

平成 26 年 3 月 18 日

中間報告説明会 九州大学(春日市)

平成 26 年 3 月 19 日

中間報告説明会 核融合科学研究所(土岐市)

平成 26 年 3 月 25 日

中間報告説明会 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)

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(東京)

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（東京）
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（東京）
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（土岐市）
平成 26 年 6 月 20 日
第 10 回 核融合エネルギー連合講演会 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」 つくば国際会議場（つくば市）
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 報告 文部科学省（東京）
平成 26 年 8 月 7 日
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（東京）
平成 26 年 8 月 22 日
三菱重工業株式会社 神戸造船所本工場（神戸市）
平成 26 年 8 月 25 日
株式会社 東芝 京浜事業所本工場（横浜市）
平成 26 年 9 月 9 日
日本原子力学会 2014 年秋の大会 核融合工学部会セッション「ITER-TBM 開発の現状と原型炉への展開」 京都大学（京都市）
平成 26 年 9 月 16 日
核融合エネルギーフォーラム ITER 科学・技術意見交換会 核融合科学研究所（土岐市）
平成 26 年 11 月 20 日
Plasma Conference 2014 インフォーマルミーティング「原型炉に向けた技術基盤構築今後の原型炉に向けた技術基盤構築の在り方について -合同コアチーム活動をもとに-」朱鷺メッセ（新潟市）
平成 26 年 11 月 27 日
プラズマ・核融合学会誌 座談会「原型炉開発段階を見据えた核融合研究の現状と課題」京都大学東京オフィス（東京）
平成 26 年 12 月 9 日
第 5 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・六ヶ所核融合研究所（六ヶ所村）
平成 27 年 2 月 6 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（東京）
平成 27 年 3 月 12 日（予定）
核融合エネルギーフォーラム第 8 回全体会合 一橋大学一橋講堂（東京）

平成 27 年 3 月 24 日（予定）

平成 27 年電気学会全国大会 シンポジウム「福島事故後の原子力技術の現状と動向」東
京都市大学世田谷キャンパス（東京）

参考資料 3 合同コアチーム報告（原型炉に求められる基本概念と技術課題の構造分析）へのご意見

核融合研究作業部会において決定された「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」の使命には、「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。」との留意点があった。このため、合同コアチームでは、参考資料 2 に記したコミュニティとの交流の機会や合同コアチーム報告書（原型炉に求められる基本概念と技術課題の構造分析）の冊子体を受け取られた方への照会を通じて、意見を募り、活動に活かしてきた。お寄せいただいたご意見には、合同コアチームの対応がまだ不十分なもの、あるいはこれからの課題として重要なご指摘となるものがあった。このため、今後、議論を進める際に留意すべきであると考えられるご意見を取りまとめ参考資料とする。ご意見をお寄せいただいた方々に感謝申し上げます。また、文責については合同コアチームに求められたい。

1. 報告書全体に関して

- 1) 報告書により、現在の研究の現状と課題がより明確になったと感じる。今後の課題や進め方が明確な超伝導コイル開発から、課題設定が難しいブランケット開発まで、いろいろなステージの研究課題があることを俯瞰的に見ることができることは重要な点。これにより、加速すべき研究分野を明確にすることが可能。
- 2) 原型炉開発に向けた研究開発活動の現状が網羅的に集積されておりその進捗度、課題を大枠ながら把握することができた。
- 3) 課題は明確になっているので、今後はその解決に向けた研究開発計画の具体的内容を検討し、社会に明示していかれることを期待。
- 4) 顕在化した技術課題を整理、俯瞰しているが、それらが社会要請とどのように関連づけられているのかが不明瞭。つまり、2章で書かれていることと、3章で書かれている技術的なこととの間の関連付けが不十分。それぞれの分野の研究者がそれぞれの部分だけを作成したという印象がある。
- 5) 報告書で述べられたものが原型炉開発の技術課題の抽出と考えれば、最初に全体の設計の議論があって、個別課題になるべき。最初に基本概念は述べられており、この基本概念を受けて、原型炉の仕様があって、その仕様を満たすためのベンチマークとして、「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）」につながるのではないかと。この項目とそれぞれの個別の課題の繋がりが見えないと、個別の検討の寄せ集めに見える。
- 6) 3章の内容は原型炉に必要な技術項目からのバックキャストとして書かれ、原型炉開発に必要な技術要素を網羅しているのか？すべてが達成できないと原型炉建設に進めない

と考えているのか？現行の研究者のやりたいことになっていないか？また、人材育成についての方向性が不明瞭ではないか？

- 7) 各機器には、その研究グループの課題認識が、分析・整理されてまとめられているが、そのためかえって、原型炉に向けての戦略あるいは研究開発の優先度が見えにくくなっているように感じる。ブランケットやプラズマ計測・制御の研究開発も重要であるが、現時点で最も成立性の低い機器はダイバータであることを明確にして、研究体制を刷新するくらいの提言が必要。
- 8) 次の「組織」に引継ぎがされると理解しているが、「各構成要素の課題」が同一な達成レベルでないことを踏まえ、2027年に向けた取組を掘り下げて検討されるべきではないか。それぞれの達成度に応じて次の道が変わってくる。
- 9) 工学的に「生産技術」をどこの時点で見極めるか？の議論も盛り込むことを望む。
- 10) 2027年に「採用」すべき生産技術は何で、それがどのようにあるべきか？
- 11) 数値目標と現在の達成値(原型炉では磁場下での臨界電流密度 J_c は何 A/m^2 確保する必要があるのか、ダイバータ熱負荷は何 W/m^2 のレベルにする必要があるのか、また、ITERではどうなのか、現状ではここまで達成できている等)を、可能な限り文章中に記載し、要素ごとに リストアップした表を追加できれば「この要素については開発が順調に進んでいるが、この要素はボトルネックになっている」等、明示されるので、読者の現状理解の助けになろう。
- 12) 抽出された技術課題を解決する取組の計画を立案し、必要十分な予算を確保して、着実に、継続的に開発が推進されることを希望。産業界に対して期待される原型炉開発に向けた積極的な技術開発や先行投資に対しては事業の見通しや継続性がはっきりしないうちは与えられた範囲の中での対応に留まろう。
- 13) 2章に他電源との比較の記載があるが、原型炉建設終了後までは他との比較は考えないのか？それでよいのか？
- 14) 原型炉の目標を他のエネルギーと競合可能なシステムとすることに疑問がある。
- 15) ヘリカルもレーザーも相補的に進めるというのは、それぞれ別個に原型炉を作るかもしれないということか？ 原型炉を作るのを一つに絞るのならば、トカマクを重点化して開発をしているので、現状同じ扱いではない。
- 16) ここで抽出された技術課題やそれらの関係性は固定化したものではない。是非不断の見直しを続けてほしい。また、ロードマップ策定や個々のホールドポイントでの判断には情報基盤の構築が重要。情報収集・集約はどうするのか？

2. 核融合原型炉概念及び炉設計活動の在り方に関して

- 1) 開発戦略として、まず、トカマク方式によって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ることが明記されているが、内容は必ずしもそのようになっている。原型炉がトカマク方式になるか、ヘリカル方式になるか、についての議論は現在無用であるが、大事な点は、共通課題と固有の課題の識別をしておくこと。

- 2) ITER 建設が開始された現状においても、原型炉のダイバータシステムを成立させるための組織的な活動が弱い。ITER の初期ダイバータが ITER の実験目的の達成に限定された設計であることは仕方がないが、原型炉のための改良ダイバータの設計を同時に進行し、可能性の高い改造のための仕掛けをあらかじめ考慮しておくべき。また、日本のトカマク炉設計ではデタッチによって 90~95%のダイバータ熱負荷を輻射損失に変えることによるが、炉の成立性・信頼性を著しく低下させているのではないか。今後の方策としては、ITER と JT-60SA 等を最大限に活用して原型炉用ダイバータシステムの実証を進めることが最も重要。また、並行して、ダイバータ平均熱負荷を軽減する、すなわち、ダイバータ自体の表面積を増やし（主半径を大きくし）、かつ、核融合出力を下げる方向の炉設計研究を真剣に行う必要。この方向はヘリカル研究の必要性にも繋がろう。
- 3) ダイバータ開発は境界条件に大きく依存する課題であり、どのような大きさ、形式の原型炉を目指すのかによって課題設定が大きく変わる。これまでは、装置サイズ、加熱パワーなどが決まり、その結果ダイバータ熱負荷、受熱面積が決まり、その熱負荷を制御する必要があるという論理だった。しかし、工学的な観点からは、ダイバータでハンドリングできる熱負荷が工学的に決まり、その結果、装置サイズや核融合出力が決まるという方向が必要。この場合、必ずしも既存のトカマク型のダイバータのみがターゲットではなく、ヘリカルダイバータや(多極)アイランドダイバータなどについても、コイルの設置や装置製作などの工学的観点から設計を行い、その結果炉の形式が決まることも考える必要。現状は全ての不整合は、プラズマデタッチメントの定常維持で解決という論理になっており、大きな問題。
- 4) 開発リスクを織り込まざるを得ない場合、炉設計は建設開始までの期間が長すぎるため、提案者自らはそれを解決できない点が最も難しい。この問題を解決する一つの方法として、設計チームを幅広い年齢層で構成し、5 年程度の周期で総入れ替えをすることを提案したい。新チームは前チームの設計を理解し、評価して、その改良作業を行うようにして、前チームのメンバーは、実験や機器製作現場に戻るようにすると良い。このサイクルが回るためには、小中規模で良いので新しいプラズマ実験装置あるいは工学 R&D 装置を作り続けることが必要。10 年くらい後に再び設計チームに戻る人は良い仕事をするという期待ができる。
- 5) 炉設計が計画全体をドライブしなければならない。炉心プラズマが決まらないという問題に対しては、一定の仮定のもとに設計をして進める必要がある。そういう点から、リーダーはプラズマ研究者ではなくても良い。誰のための核融合かを考える必要があり、民間の人の意見が必要。
- 6) 原型炉の運転開発期を分けて段階的に目標を達成していく方針は合理的である。原型炉の使命の一つは「経済実現性」を示すことであることから、文章及び図 1 にあるように原型炉の最終段階を「経済性実証段階」と定義することは誤解を招く恐れがある。内容からは、経済性向上を目指した先進技術の「実証」であり、経済的合理性を達成できる見通しをつける技術的「実証」であることは理解できるが、「経済性」が「実証」できたかどうかは、開発者ではなく、ユーザーが、原型炉の次の段階で判断するというように

留意した表現に改めるべきである。

3. 原型炉の構成要素の技術課題について

3-1 超伝導コイル開発

- 1) 切実な課題は、ITER と JT-60SA の超伝導コイル製作があと 3~4 年で完了し、その次の計画が当分決まらない（だろう）こと。核融合・加速器分野では、せめて Nb₃Sn 高磁場線材の開発体制だけは存続させるべき。Nb₃Sn の研究開発体制が存続していれば Nb₃Al の再開も可能と見込まれる。ダイバータ熱負荷の制限から小型・高磁場の選択は難しいため、高温超伝導が必要ということにならないと考えるので、高温超伝導は電力応用で生き残れなければ開発体制が縮小しても仕方なからう。電流リードや単結晶引上げ装置のような低磁場マグネット及びモーターには使われ続けられると考えられるので、現状の製造技術は維持されよう。ただし、高温超伝導には冷凍負荷軽減やヘリウム以外の冷媒のような付加価値を生み出す可能性があるため、核融合用高温超伝導マグネットの研究は適正規模で継続することが望ましい。
- 2) 原型炉の運転期間に比べて、これまでの大型装置の超伝導コイルの使用実績は短い。例えば、Nb₃Sn コイルに関しては、最長 TRIAM-1M での使用実績で 20 年程度。超伝導コイル（線材）の経年劣化については検討する必要があるのではないか。
- 3) 高温超伝導で取り扱いやすい線材を念頭に置いた新超伝導材料の開発促進をもっと強調すべきではないか。

3-2 ブランケット開発

- 1) 「課題の整理」に、原型炉の目標性能が明確でないためブランケットの課題整理が難しいと書かれているが、トリチウム増殖率 TBR (Tritium Breeding Ratio) >1 は明確なので、あとは中性子壁負荷を仮定すれば、熱設計、構造設計、TBR 計算などのレファレンスとなる工学設計は可能。逆に、そこから許容される中性子壁負荷を炉設計に反映させるべき。
- 2) ブランケット開発課題を明らかにするためには、レファレンスとなるような詳細設計を完成させてみる必要がある。分割位置を決めて、冷却配管やトリチウム回収配管の引き回しや外部配管との接続、温度分布と TBR の計算、熱・構造解析を一通り完成させることが重要。原型炉の目標が明確でないから詳細設計ができないと考えるのではなく、実現できそうなブランケットの工学設計を先に示すことが重要。
- 3) 冷却方式—発電方式の「国際統一」を視野に入れた取組をすべきではないか。
- 4) 発電プラントの「トリチウム」の扱いは、特に今後、日本としては国際協力の下に実施していくことが必要。各国の事情もあるだろうが、各国共通の考えかたを議論する場を今後も提案していくことが必要。
- 5) 固体増殖・ヘリウム冷却ブランケットなど、他極が製作・試験する ITER-TBM の知見をどのように取り扱うのか具体的な記述がない。日本の原型炉が固体増殖・水冷却を主案として検討していることは理解しているが、先進ブランケットについても記述されているので、他極が製作・試験する ITER-TBM の知見の利活用についても検討が必要と思われる。

また、中間C&RまでにTBMの製作を完了すること、との記述があるが、ITERの運転に合わせてモジュールを交換していく段階的なTBM計画と整合しているのか。

3-3 ダイバータ開発

- 1) ダイバータ開発について述べられている課題の整理と重要課題の提言は適切。
- 2) ダイバータ開発の難しさは理解している。原型炉の設計モデルが先か？ダイバータの性能が先か？の議論はともかくとも報告書にある「先進ダイバータ開発」の早期着手をもう少し強調すべきだと考える。
- 3) ダイバータ開発については、熱除去性能の飛躍は期待できないことを前提として、開発計画を立てるべき。その際、大学においては革新技術を目指した研究も着実に進めることが、将来への可能性拡大と人材育成の観点から重要。開発と研究は区別する必要。
- 4) <3-6と関連> ダイバータの実環境試験はITERやJT-60SA等でしか実施できないので、炉設計においては、それらで実証できる範囲のダイバータ性能・デタッチドプラズマを前提とした詳細設計を実施する必要。炉設計成立のために性能向上や新構造が必要であるなら、計算コードを含めて、実証試験をITER等で工夫して実施することが必要。
- 5) <3-6と関連> ダイバータ開発において重要な点として、パルス熱負荷を考えるか否かがある。本報告書では、炉心プラズマ研究ではELMに関する課題がでてくるが、ダイバータ開発ではこの点が明示されていない。ELMによる熱負荷の困難な点は、プラズマデタッチメントが全く熱負荷低減に機能しない可能性がある。
- 6) <3-5、3-6と関連> ダイバータの課題に関わる研究を推進するためには、ダイバータシミュレーション研究が不可欠。また、工学的（製作）の観点からのダイバータ設計も重要。この二つを相補的に実施することにより、具体的な設計が進む。ダイバータシミュレーションに関しては、^{ふくしゅう}輻射輸送効果、中性粒子輸送（真空排気系の検討を含む）について考慮する必要。
- 7) <3-5と関連> ダイバータの開発で最も大事なことは、装置設計に使える信頼できるモデル・シミュレーションの構築である。ITERのDT放電時まで（10年～15年程度）には、信頼性の高いシミュレーションコードを完成させ、それでITERのプラズマ特性を予測し、その上で原型炉の設計の妥当性を担保しなければならない。
- 8) <3-6と関連> 実際のダイバータ設計では、このシミュレーションモデルを用いて、装置の設計（ダイバータ磁場配位や対向機器の設計）とプラズマ運転シナリオの策定が必要。報告書では、デタッチプラズマの実現やその長時間維持の重要性が指摘されており、その点については特に異論はない。ただ、磁場配位の改良やデタッチプラズマ以外の熱負荷低減法などについてももっと検討を進める必要がある。最も本質的なところは、熱負荷幅の拡張。現在のトカマクやヘリカルでは熱負荷の幅が狭すぎて、たとえデタッチが安定的に制御できても、熱負荷は許容限界ぎりぎりとなろう。また、さらなる上流側での放射損失の促進を行うために、Ar等のガスを多く吹くとプラズマ対向材のスパッタリング損耗や炉心プラズマへの影響が懸念。熱負荷の幅については、SnowflakeやSuperX等で何とかそれを広げるべく努力がされているのは十分に承知しているが、ITERや原

型炉では、磁場が現有装置より強いこと、磁場の接続長があまり長くないこと、等により熱負荷の幅があまり広がらないという指摘もあり、樂觀できる状況ではない。ダイバータ開発で最もイノベーションが必要な部分はこの点と思われる。磁力線の形状が整っていると（磁気面がきれいに形成されていると）プラズマは基本的に磁力線方向に輸送されてダイバータのストライク点に集中してしまうので、摂動磁場の利用等で、ストカスティックな磁場構造をうまく作るような必要があるのではないかと。あるいは、ストライク点のスweepなども、もし原型炉で可能であれば有用と思われるが、超伝導コイルの寿命の問題もあり、簡単ではなからう。

- 9) <3-8 と関連> プラズマ対向機器の開発については、固体プラズマ対向材料を使う限りは、材料の熱伝導率と強度（プラズマ対向面と冷却管の内面の距離に関連）でほぼ除熱できる熱負荷は決まり、特に中性子照射下で、材料の熱伝導率が低下することも合わせて考えると、大きな飛躍は望めない。10MW/m²が安定して除去できれば（原型炉環境下である程度使用したあとで）、極めて良いプラズマ対向機器であると考えべき。もしイノベーションがあるとすれば、液体金属壁を使用した場合で、液体金属の潜熱でストライク点付近の冷却を行い、その潜熱を他の第一壁で受け止めることができれば、熱負荷が分散され（実効的に熱負荷幅が増加することに対応）、熱除去の点では望ましい。ただし、実際にこのような熱分散が可能かどうかは不明であり、また、液体金属の第一壁としての使用は工学的にも問題は多く、次の原型炉の候補として考えることは現実的ではないのではないかと。したがって、プラズマ対向機器については、高熱負荷下、及び中性子重照射下で信頼性や安全性の高い機器をどのように設計するかが今後進めるべき方向であり、革新的概念（液体金属等々）については、研究を続けることは学術的な^{ひらき}拡がり^を確保する意味で重要と思うが、ロードマップの中心的な課題ではないと思う。ITERのダイバータ設計で検討されている、リーディングエッジの問題、大きな亀裂の回避、表面損傷を許容レベル以下に抑えること、等の現実的な課題を克服した上で、長時間運転や中性子照射で材料特性が劣化しても、初期性能を大きく損ねないような材料選定や構造設計など、どちらかと言えば少し地味に見える仕事が今後ますます重要になろう。その意味で、銅材料の研究、及びその研究成果を生かしたプラズマ対向機器の設計は、重点的に進めるべき課題。
- 10) <3-5、3-6 と関連> 数値モデルを高度化して、信頼性のあるダイバータ設計に資するような成果を得ることが重要。そのためには、国内で言えばLHDやJT-60SAの実機実験とモデリング・シミュレーションが密接に連携して、信頼性や予測性のあるモデル・シミュレーションの構築を目指す。さらに、モデリングやシミュレーションにおける基礎過程（原子分子過程、乱流、等々）の検証を目的として、小型装置による制御された環境下での実験を行う（この場合は、特に境界条件（壁でのリサイクリング等）の制御が重要であるため、例えば壁温度や表面状態を制御できるライナー（内壁）を持った小型装置などを計画）。さらに、ITERダイバータの製造や調達活動から、信頼性が高く現実的に実現可能なプラズマ対向機器を作るための多くのノウハウを学び、それを生かして原型炉のプラズマ対向機器を設計する。また、信頼性のあるモデリングやシミュレーシ

ョン手法の構築のためには、多くの実機データによる検証やモデリング・シミュレーション研究間の比較検討が重要であり、このため様々な国際協力の枠組みを通じて、研究協力を進めていく必要。

- 11) <3-8 と関連> ITER ダイバータの製造や調達から学ぶものは多いものの、中性子照射影響の評価が残された重要な課題となる。これについては、原子炉による照射実験や、将来の IFMIF による照射実験結果により着実に材料研究を進めることが重要。同時に、高エネルギーイオンビームによる損傷と中性子損傷の類似性や違いに注意しながら、イオンビームによる実験も進め、さらに中性子照射影響を高い信頼性を持って評価できるようなモデリング研究も同時並行で進める必要。例えば、中性子のエネルギースペクトルが核融合炉内環境を適切に模擬できていないと、タングステン材料の照射影響について、正しい評価ができない。IFMIF による照射実験は、ITER の DT 実験と同様、それまでの研究成果の確認という意味で重要。
- 12) <3-8、3-10 と関連> 1 章において、「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」との記述があるが、一部の重要課題について記述が不足しているのではないか。具体的には、ダイバータ材料の寿命が保守サイクルを決定することについては、3-3 ダイバータ開発と 3-10 稼働率と保守性の両章において記述されているのに対し、伝熱候補材料である銅合金の対中性子照射特性の向上という現在未着手の重要課題については、3-8 核融合炉材料開発と規格・基準策定のところで取り上げられていない。ブランケット構造材料だけが重要課題ではないことを指摘する報告書になっているのであるから、3-8 にも対応する記述が必要ではないか。

3-4 加熱・電流駆動システム開発

- 1) ECH の最終ミラーの中性子影響が大きな課題と思っているが、解決の見通しが得られているのか？
- 2) 加熱・電流駆動システム開発において耐中性子照射試験施設が必要と書かれているが、どのような施設なのか？ 加熱機器に対する 14 MeV 中性子影響は ITER で調べるしかないし、部品の積算線量の影響は原子炉照射を活用するしかないのでは。
- 3) ジャイロトロンにおいて 170 - 220 GHz という大変広い帯域を周波数可変にするのなら、現在の方式である「主磁場を変化させて、発振モードを制御する」方式が有力と考えるが、次の開発が必要ではないか。①主磁場を高速に可変できる超伝導マグネット、②種々の発振モードに対応するモード変換器、③広帯域の出力窓
- 4) 連続した瞬時帯域が必要な場合は、ジャイロクライストロンのような増幅形式のものが必要。これらの開発は、これまでのジャイロトロンの開発経緯から考えると、ハードルは高いのではないか。
- 5) 多段エネルギー回収技術の高度化においては大型コレクタの絶縁が課題となると考えるが、物理的にも技術的にも可能な開発と考える。
- 6) 第 6 期報告書の課題として遠隔保守方式の確立が記載されているが、2) 課題の分析、以

降に遠隔保守についての記載がない。第6期報告書を確認したところ、ECHランチャーの遠隔保守を想定していることから、本報告書では、ミラーレス導波管入射型ランチャーを開発することによりメンテナンスフリーのランチャーを実現することで遠隔保守についての課題を解決する計画と思われるが、遠隔保守方式の確立を第6期報告書の課題として記載した以上、その課題に対する整理は記述すべきではないか。

3-5 理論・計算機シミュレーション研究

- 1) <3-6 と関連> 理論・計算機シミュレーション研究と炉心プラズマ研究についてはITERやJT-60SAでの実験にも原型炉設計にも、この二つは切り離せないで、これからは一つの研究グループの中の二つの部門のような体制にするのが良い。
- 2) 理論・計算機シミュレーションの炉心プラズマ関係について、第6期報告書では、物理機構の解明に向けて、大規模シミュレーション研究と統合モデリング研究が並列的に記載され、要素コードの物理モデルと大規模シミュレーションデータとの比較による検証にも言及していた。しかしながら、本報告書の課題の分析及び重要課題の整理においては、統合コードに関する記述のみで、乱流輸送や巨視的非線形現象のような大規模シミュレーションについては、ほとんど言及されていない。本来は「統合シミュレーションコード」という表現は大規模シミュレーションと統合コードとそれらの連携を表していた。現状では、乱流輸送や巨視的非線形現象等の大規模シミュレーションの位置付けが弱く、その方面の研究者に対して誤ったメッセージとなることを危惧。
- 3) エネルギー源開発という文脈で考えるなら、「理論・シミュレーション研究」の先は「物理・工学基盤の構築」ではない。「安全評価」「リスク評価」「設計の最適化」「運転上の制限値の設定」などがくるはず。

3-6 炉心プラズマ研究

- 1) プラズマ制御開発は、現在、進められる/進めるべき研究項目になり得るため、是非合同コアチームの方も含めて、研究目標、研究項目、研究手法等を議論していただきたい。JT-60SAでは、高性能プラズマ性能の達成と同等に、プラズマ制御の研究に重きをおくべきである。
- 2) 現有の装置の経験則やモデルにより、原型炉プラズマの予測はある程度できるが、プラズマ性能には装置間比較やモデリングで説明できない装置依存性があるため、最終的な原型炉設計を完成するには原型炉でのプラズマ開発（調整）が必要。原型炉で常時使うプラズマは、プラズマの生成と維持のレシピが確立されたある意味制御の必要のないプラズマ（standard H-modeやL-modeプラズマのように）になるであろうから、その観点からプラズマ開発や制御研究がなされるべき。
- 3) 「炉心、炉工学技術の開発と整合をとった、原型炉概念設計」では、想定するプラズマ性能に達成された最大値を用いることは危険。安全を担保できる機器の運転範囲と同様の考え方をプラズマについてもすべき。

- 4) 原型炉設計パラメータのほとんどが炭素壁での過渡的値を拠り所としていることから、金属壁への外挿性を既存装置で検証しつつ、実現可能なものに今後柔軟に対応していく必要。定常運転に関しては、精密な計測器をふんだんに使う帰還制御は期待できないことを前提に、原型炉に適用可能な手法を早急に検討、実証しつつ、ベータ値等の原型炉設計パラメータを再検討する必要。
- 5) タングステン壁相互作用の基礎データを供給してきたのは大学の小さな研究室であり、LHD、GAMMA10、QUESTの寄与はこれからである。引き続き、この基礎研究が重要。
- 6) 人材育成、国際的な場で主導性を発揮する人材の育成と原型炉開発における炉心プラズマ開発の課題とはどのような関係があるのか？ 国際的な場で主導性を発揮する人材の育成が必要なことは論を俟たないが、総花的な記載で、具体的な方策が見えない。
- 7) プラズマの制御の観点からディスラプションや過剰な周辺局所モード（ELM：Edge Localized Mode）の抑制は必須。これなしでは、原型炉は実現しない。ディスラプション制御の必要性は、ITERのタングステンドライバタ採用により、以前より強く認識された。今後は、ITERの成果に期待するとともに、それと並行してこの分野の研究開発が進むことを祈念。ELMの方はITERでは炉内コイルが重要な抑制手段になるが、これは原型炉以降の使用が難しい。別の抑制手段も検討しておかなければならない。ELMやそれと関連するペDESTALの挙動について、理解は進んでいると思うが、プラズマ制御法を工夫して抑制する、あるいはモデリングやシミュレーションからELM抑制法について提案をする、というところまではまだまだ時間がかかると思う。本質的にELMが発生しない高閉じ込めモードの研究にもっと重点を置くべきではないか。今後のELMの研究は、シミュレーションだけでは十分に進まないと思うので、実機での研究、特にJT-60SAによる実験が最も重要な鍵を握る。
- 8) ELMやそれと関連するペDESTALの挙動について、特に大型装置における金属壁条件での制御開発研究は始まったばかりで、多くの困難が今後予想。本質的に大振幅ELMの制御と高性能モードとの両立性が本質的に難しいことを前提として、成立する原型炉のパラメータ選定の見直しをする必要。パラメータの同時達成状態が日単位の時間スケールで壁状態を含めて定常状態になるのかを実験結果の外挿やモデルで検証することについて、JT-60SAやITERで検討すべき事項を逆に炉設計から抽出して、既存装置で検証すべき。
- 9) トカマク方式の原型炉では、ディスラプション制御あるいは抑制の研究開発は極めて重要であるため、ドライバタ研究開発に加えて、戦略的に加速すべき研究開発課題にする必要がある。

3-7 核融合燃料システム開発

- 1) <3-3、3-6と関連> プラズマ・壁相互作用（PWI：Plasma Wall Interaction）に関して、熱粒子束が非常に厳しいドライバタが検討の中心なるのは当然。一方、その他の主容器内壁については、表面積が大きいことから、定常運転において粒子制御、特にトリチウムインベントリーの観点からPWIが極めて重要。このため、ブランケット開発の

項目（この項目が適切か不明だが）において、表面材質をどうするのか、そこでの PWI をどのように考えていくのかも重要な課題。

- 2) この報告書の中では固有の扱いがされていないようだが、原型炉の安全の観点から、水素同位体（トリチウム）吸蔵に関する検討も重要。タングステンは水素吸蔵が少ない材質だが、中性子損傷を受けた場合には、その特性は変わってくるものと考えられる。今後の原型炉開発の技術基盤構築のためには、この検討が必要。現在 IAEA の Coordinated Research Project でも中性子損傷を受けたタングステンの水素同位体吸蔵特性のデータベースを構築しようとしている。

3-8 核融合炉材料開発と規格・基準策定

- 1) 2027 年を越えても先進材料の選択に係る問題が解消されていない。材料の選択はいつ決断するのか？
- 2) 課題の構造について、設計からくるべき材料への機能要求と、材料分野内の課題（照射劣化理解と微小試験片技術）及び先進材料開発の関係が見づらく、もっと構造化すべき。
- 3) 核融合中性子源との関係において、いつ満足できる材料データが獲得できるのかを示すべき。材料照射データは「スモール・データ」の世界である特質を踏まえて議論すべき。

3-9 核融合炉の安全性と安全研究

- 1) トリチウムについて、シビアアクシデント規制にするのか総量規制にするのか、各国の事情に合わせた議論が出てくるはず。社会との関係性について、リスクコミュニケーションの充実などが必要。

3-10 稼働率と保守性

- 1) <3-2 と関連> 遠隔保守はブランケットの分割構造と切り離せないので、概念設計の段階では、遠隔保守はブランケット開発の一部とし、一つの研究開発グループとする方が良い。
- 2) 核融合炉のライフサイクルを考えるのであれば、廃炉についても技術マップがほしい。
- 3) ITER 運転中は多くの初期故障が発生するはず。それらをいかにデータ化し、原型炉の保全計画立案に反映させるかが重要。時間基準保全か、状態基準保全かなど、保全計画の最適化にかかる多くの情報が整理されるはず。
- 4) ロボット技術については、福島廃炉からの流用が大いに期待できる。技術も人材も。他分野との交流も記載するようにしたらよい。
- 5) <3-8 と関連> ここには核融合炉材料のバックエンドの記述があるが、材料のところにはバックエンドの記述がない。技術課題間の関連付けの整合性は十分か？

3-11 計測・制御開発

- 1) 数か月以上にわたる定常運転において、制御に関係する計測素子等が不具合を起こす可能性についての検討が必要。例えば、磁気計測のひとつの信号が不具合になれば、プラ

- ズマはディスラプションしてしまう可能性が高くなる。これを避けるためには、他の信号とのクロスチェックを常に行い、不具合信号の検出、代替信号等を使った制御への切替えが必要。原型炉では、計測スペースが限られるので、バックアップの計測器を多く仕込んでおくわけにはいかない。代替信号制御のロジックを検討することは重要な課題。
- 2) 中間C&Rまでに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との記述があるが、ITERのDT運転における燃焼プラズマでの運転制御を確認せずに絞り込むことが可能なのか。中間C&R以降、移行判断までに必要なことにある「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」を受けて絞り込むのではないか。
 - 3) 「原型炉には制御のための計測機器だけがあれば良い」という前提を、耐放射線の要求や専有面積の極小化を含めて再検討する必要があるのではないか？物理が完璧に理解されているなら、最小限の計測機器があれば、その他の計測機器は必要ないという考えには疑問がある。果たして我々の知識は、そこまで深まるのか？例えば、突然予期せず炉の出力が低下したとしよう。この原因を迅速に特定することが報告書で想定されている最低限の計測機器と物理知識で可能か？原因がわからないと、高度な安全性が要求される核融合炉の運転を続けることや運転再開も困難。そのためには制御に最低限必要な計測機器より多くの計測機器が必要ではないか。他の宇宙開発、航空技術、自動車開発など他の技術開発の例をみてもセンサーすなわち計測機器は増える傾向がある。さらに、物理計測には関係しない保守のための計測機器が多く必要になってくるのではないか。
 - 4) 構造材の渦電流による磁気計測の精度低下によってプラズマ位置・形状制御への影響が課題であるとあるが、原型炉では磁場の急激な変化はないとすると、渦電流が計測器の精度低下の原因とならないのではないか？そうであれば、「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」という指摘が変わると考えられる。

4. その他

- 1) 六ヶ所での活動への大学からの参加、特に、ある程度の期間とか、常駐とかについて、それを可能とする体制を構築してもらわないと、今のままでは参加が難しい。核融合研の共同研究に比して、原子力機構の共同研究に参加するにはハードルが高い。原子力機構は大学外の組織であるために、大学での評価の対象になりにくい面がある。
- 2) 六ヶ所サイトへの交通の便の悪さを解決しないと、研究施設を整えるだけでは、共同研究がうまく進められない。
- 3) BA以後の活動について、寄与の案分について欧州との同意はあるのか？日本特有の課題もあり、全てをBA活動に含めてしまうと、欧州の同意がないと進まなくなる恐れはないのか？

参考資料4 合同コアチーム会合実績

第1回会合	平成25年7月22-26日 日本原子力研究開発機構 青森研究開発センター（六ヶ所村）
第2回会合	平成25年8月7-9日 日本原子力研究開発機構 那珂核融合研究所（那珂市）
第3回会合	平成25年8月28-30日 核融合科学研究所（土岐市）
第4回会合	平成25年10月31日 文部科学省（東京）
第5回会合	平成25年11月13日 核融合科学研究所（土岐市）
第6回会合	平成25年12月10日 文部科学省（東京）
第7回会合	平成25年12月25日 文部科学省（東京）
第8回会合	平成26年1月17日 文部科学省（東京）
第9回会合	平成26年2月3日 文部科学省（東京）
第10回会合	平成26年2月17日 日本原子力研究開発機構 那珂核融合研究所（那珂市）
第11回会合	平成26年3月26日 文部科学省（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）
第15回会合	平成26年7月23日 文部科学省（東京）
第16回会合	平成26年9月16-17日 核融合科学研究所（土岐市）
第17回会合	平成26年11月20日 朱鷺メッセ（新潟市）
第18回会合	平成26年12月10-12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）