

国内炉設計の全日本協力体制の確立

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

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

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

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

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

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

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

超電導線材は原型炉建設時にのみ大量に必要という点にも注意を要する。

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

●ITER 計画の進捗状況と原型炉計画の関連性について

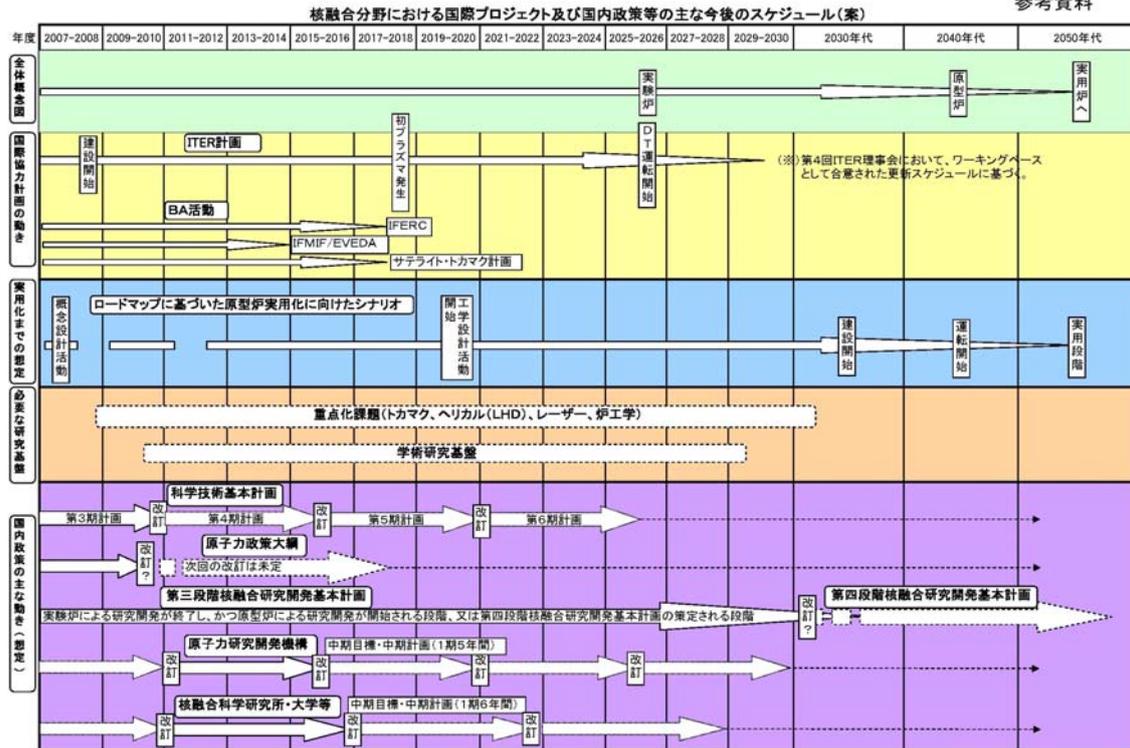
ここでとくに ITER 計画の進捗と原型炉計画のリンクについて述べておく。

ITER で確認できる主要なことは

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

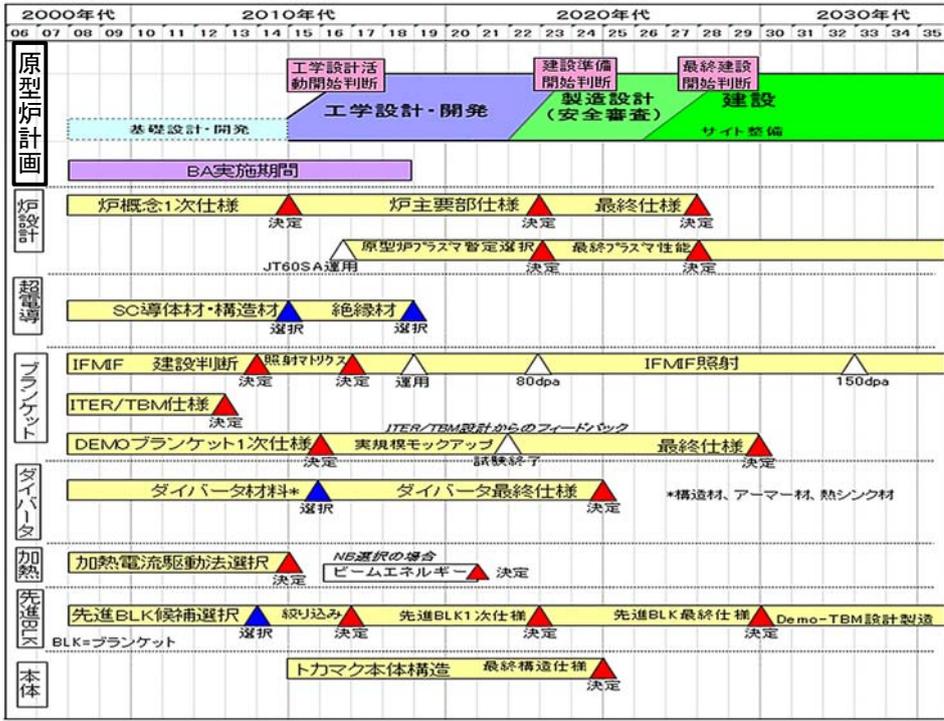
である。①については ITER 完成時に、②についてはおそらく DD プラズマでの H モード確認時に、③については DT 燃焼での目標達成時に確認されるものと思われる。

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



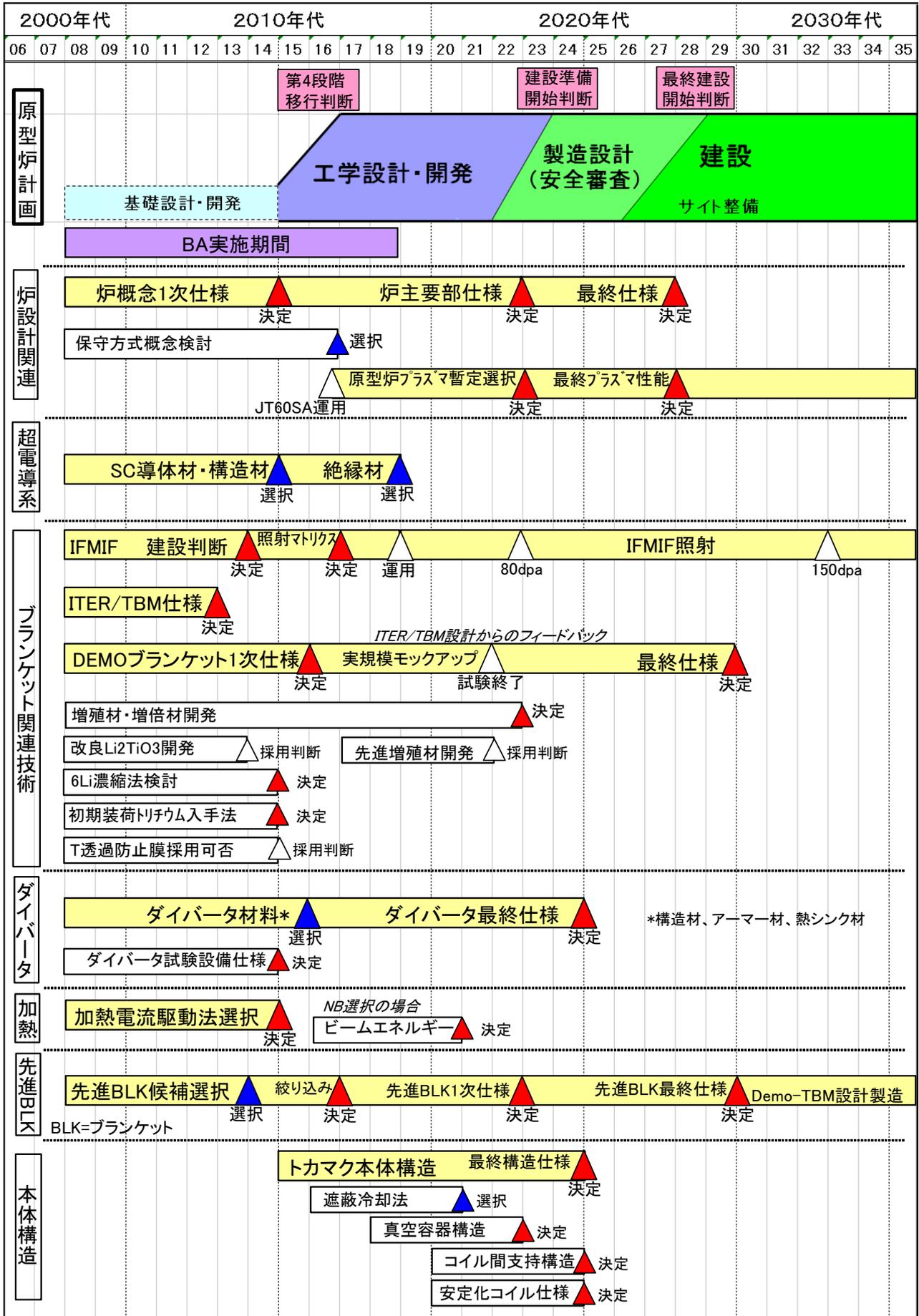
ITER建設中 ITER運転開始 ITER運転(DT実験)

項目名



原型炉設計 原型炉建設 原型炉運転開始

マイルストーン詳細版



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

現状の組織枠を超えた全日本体制による日本の原型炉概念設計体制の構築

目的

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

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

規模 (人員、予算)

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

前提となる必要条件や制約条件

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

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

いつまでに、どこまでやる必要があるか

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

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

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

核融合研究開発機構 設立準備室の提案

1. 設置案概要

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

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

2. 研究業務内容

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

以上

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

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

ITERを利用した取り組み

- ① 要素研究を統合したシステムとしての建設工程管理、運転統括、保守修理、等から得られるその時点での最新の知見（実際の経験だけでなくシナリオ構築段階から）をその都度原型炉概念設計にフィードバックし、課題を洗い出すことによって工学実証研究での実規模・実環境実証試験等にフィードフォワードすることが重要である。
- ② 基幹技術としての超伝導マグネット運転、テストブランケット運転、ダイバータ排気運転、トリチウム燃料循環運転、アルファ加熱含む燃焼制御運転、保守交換、耐震安全など、およびITERと相補的な大型実験装置結果等を総合評価し、それらのデータベースを原型炉工学設計に適用することが重要である。

BAを利用した取り組み

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

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

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

導ヘリカルモデルコイル、ヘリカルブランケットユニット、ダイバータコンポーネント、微量トリチウム管理等の工学実証が必要であり、そのための実規模・実環境実証試験設備が必要である。

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

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

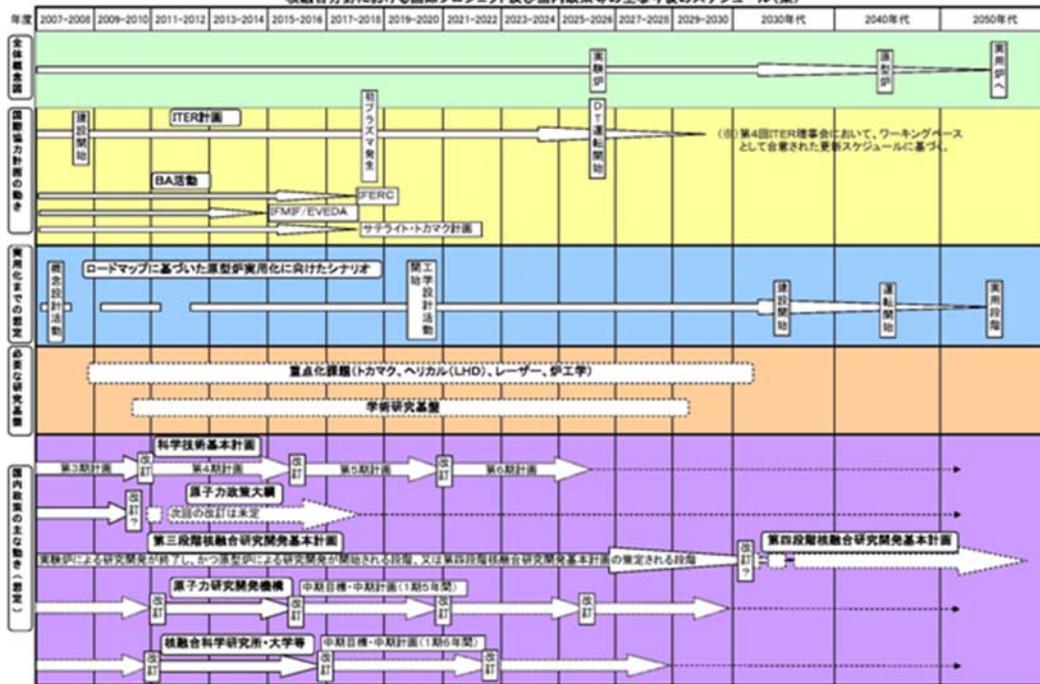
(2) ロードマップ図での位置付け

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

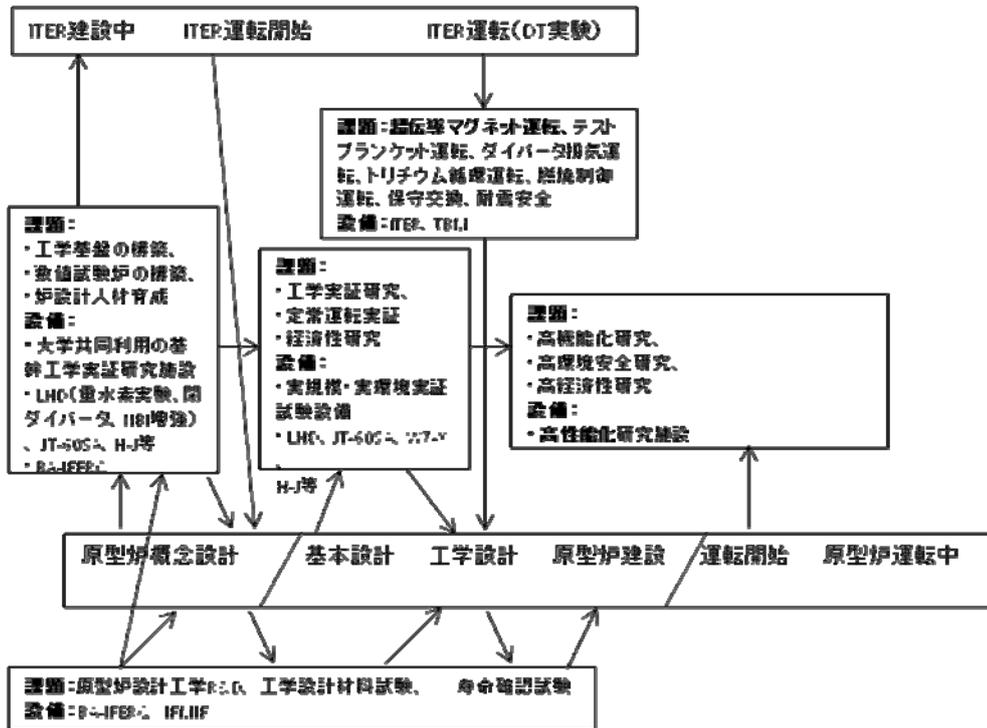
→ ロードマップ図に記入しましたので添付します。

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

参考資料



ヘリカル原型炉設計



(3) 補足資料や要望書

補足資料 宮沢順一（核融合科学研究所）

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

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

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

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

① 超強磁場装置の成立性検証

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

② 構造材料の決定

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

③ 高温超伝導コイル及びフェライト鋼を用いた強磁場小型ヘリカル装置の開発

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

- ・ 500 度程度の高壁面温度での実験も行う

④ 長パルス高エネルギーNBIの開発及びEBW加熱手法の確立

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

⑤ 核融合炉の付加価値の模索

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

（研究体制について）

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

以上

レーザー核融合炉の特徴

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

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

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

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

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

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

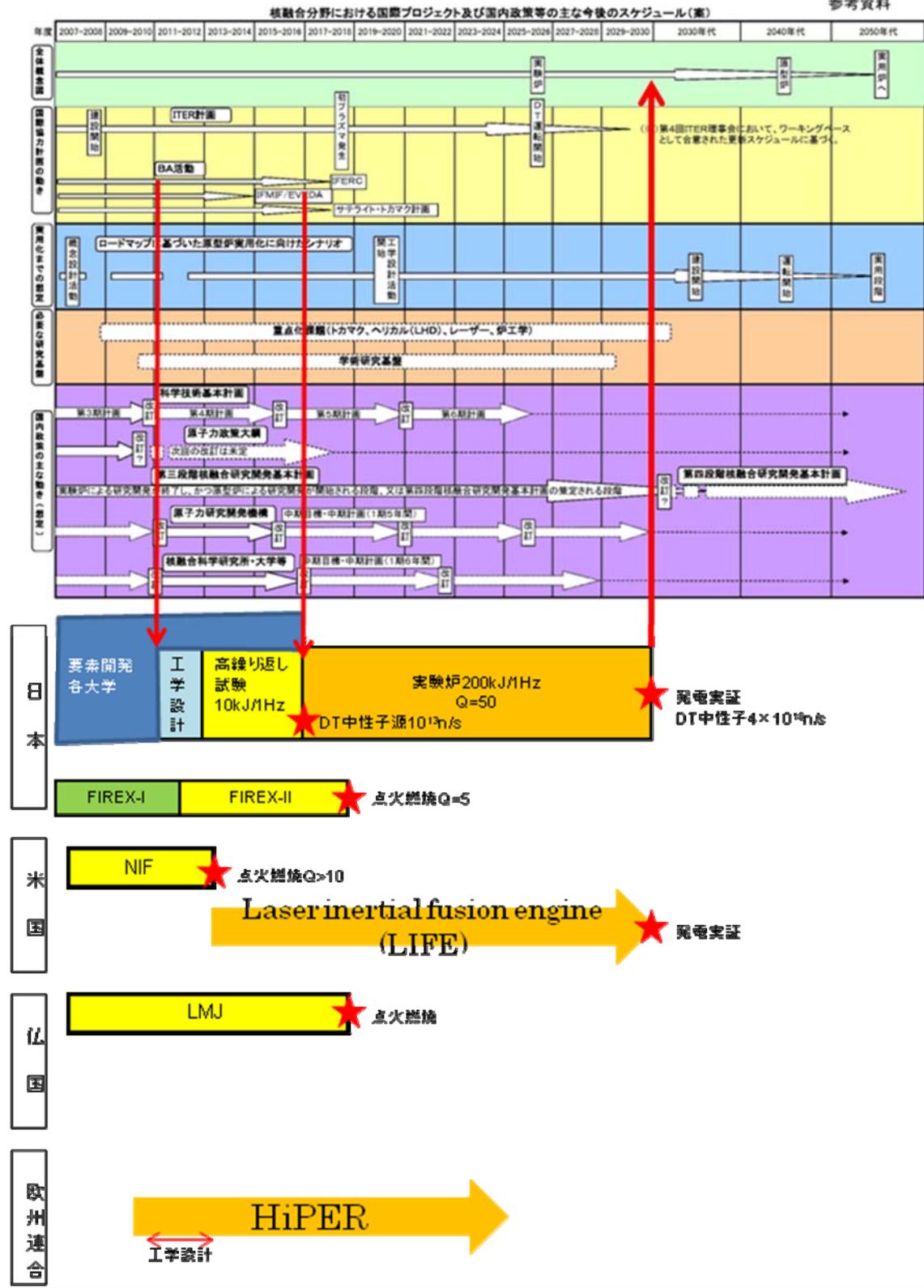
- 【現状】

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

- 【今後】

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

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



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

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

(A) ITER計画における炉心プラズマ研究

- ・核融合燃焼プラズマの実現、物理現象解明、制御手法の開発

(B) JT-60SA計画（BA サテライトトカマク計画とトカマク国内重点化装置計画の合同計画）における炉心プラズマ研究

- ・ITERの技術目標達成のための支援研究
- ・原型炉に向けたITERの補完研究
- ・ITER・原型炉開発を主導する人材の育成

(C) ITER計画およびBA活動（JT-60SA計画）の補完的プラズマ研究

- ・ITERでの実験をより確実なものとするためのプラズマ実験研究を推進。
- ・JT-60SAとの共同研究や相互比較実験などにより、先進的炉心プラズマ研究を推進。
- ・具体的な課題として、磁場閉じ込め特性の理解と改善、磁場閉じ込めプラズマでのベータ値限界/MHD安定性の特性評価と抑制技術の確立、非誘導電流駆動の確立と電流駆動効率の向上、ダイバータプラズマの制御とダイバータ板への熱・粒子負荷の低減、ペレット等による燃料補給技術の開発とプラズマ特性への影響評価、先進計測機器の開発とITER・JT-60SAへの適用、などが挙げられる。

(D) 原型炉を目指した炉心プラズマ研究

- ・原型炉での定常運転をより確実に実現するためのプラズマ実験研究を推進する。
- ・原型炉ではより少ない炉心プラズマの計測手段により、かつまたより少ない制御手段により核融合炉出力を一定かつ安定に制御する必要がある。従って、課題（A）に記した項目に加えて、原型炉での計装システムと制御手法の確立を目指す。

(E) 先進的プラズマ閉じ込め研究

- ・トカマクプラズマは優れた閉じ込め特性を有していることより、原型炉の最も有力な候補であるが、核融合炉としての課題がまだ残されている。特に高ベータプラズマでの非誘導電流駆動による定常運転、ディスラプション、高密度運転での限界、さらにはダイバータ板への熱・粒子制御の問題などは今後の開発課題でもある。さらにはD-3He等の先進燃料核融合炉の可能性の追究としても、将来の魅力ある核融合炉として、トカマク以外の先進的プラズマ閉じ込め方式を適正規模で推進しておく事が重要であり、ヘリカル方式、球状トカマク方式、ミラー磁場方式、逆磁場ピンチ方式、内部導体方式、コンパクトトーラス方式などをトカマクに代わる先進閉じ込めプラズマ研究として推進する。
- ・前項で挙げた各種プラズマ閉じ込め装置は、磁場閉じ込めプラズマの物理課題を要素還元した研究を推進する上からも大変重要な役割が期待される。

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

* 「ITER計画およびBA活動（JT-60SA計画）の補完的プラズマ研究」、「原型炉を目指した炉心プラズマ研究」、「先進的プラズマ閉じ込め研究」を推進するにあたり、具体的な課題として、①閉じ込め特性、②ベータ値限界/MHD安定性、③非誘導電流駆動、④ダイバータプラズマの制御、⑤燃料補給技術、⑥先進計測機器、さらには、⑦計装システムと制御手法、などが挙げられる。学術的根拠に裏打ちされた高い精度での原型炉心プラズマの予測と高性能化を目指すには、特徴あるプラズマ実験装置でこれらの項目に対する研究を推進する必要がある。特に、ITERやJT-60SAとの相補性・補完性を鑑み、(i) ITERやJT-60SAでは出来ないチャレンジングな先駆的手法の開発、(ii) ITERやJT-60SAとは異なる配位による、広い物理的視点に立った炉心プラズマの理解、(iii)精緻な計測・制御による炉心プラズマの高い信頼性での理解、などに配慮する必要がある。

なお上述した課題は、以下のような装置群を用いて、ITER・BAと相補的な研究プロジェクトとして推進する必要がある。なお其々の項目で期待される研究内容についても簡単に触れた。

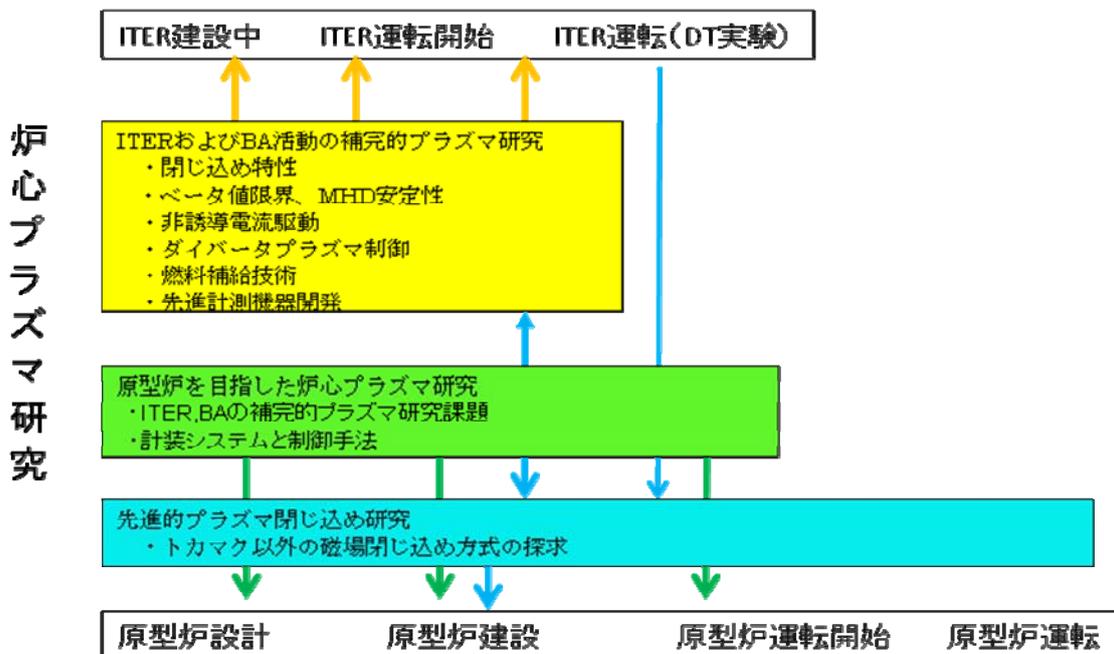
- ① じ込め特性：ヘリカル（LHD、H-J）、ミラー（Gamma-10）、直線プラズマ(PANTA)、乱流研究トカマク
 - ・トカマクとヘリカルという磁場配位の違いの閉じ込め研究を通じた、トーラス系の総合的理解
 - ・径電場の役割やオープン磁場での物理
 - ・精緻な計測によるプラズマ閉じ込め特性の理解
- ②ベータ値限界/MHD安定性：ヘリカル（LHD、H-J）、球状トカマク（UTST、TST-2）、RFP（RELAX）、内部導体（RT-1）、コンパクトトーラス（HIST、NUCTE）
 - ・磁場配位の違いによるベータ値限界やMHD安定性
 - ・トーラス系の超高 β プラズマ実現による、ベータ値限界に対する共通理解
- ③非誘導電流駆動：球状トカマク（QUEST、LATE）
 - ・先駆的な電流駆動方式の探求
- ④ダイバータプラズマの制御：ヘリカル（LHD）、球状トカマク（QUEST）、ミラー（GAMMA-10、NAGDIS、MAP、TPD）
 - ・超長時間プラズマによるダイバータプラズマの制御
 - ・様々なダイバータ形状やオープン磁場でのダイバータプラズマの制御
- ⑤燃料補給技術：ヘリカル（LHD）
 - ・先駆的な燃料補給技術の開発
- ⑥進計測機器：ヘリカル（LHD）、球状トカマク（QUEST）、乱流研究トカマク
 - ・先駆的な計測機器の開発
- ⑦計装システムと制御手法：ヘリカル（LHD）、乱流研究トカマク
 - ・必要最小限の計装システムでの制御手法の先駆的な開発

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

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

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

(2) ロードマップ図での位置付け



(3) 補足資料や要望書

補足資料 (No.1)

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

核融合科学研究所 伊藤公孝

1. 背景と動機

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

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

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

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

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

2. 学術研究の展開と寄与

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

学術研究の展開が開発研究を加速し有効化出来ることについては、数々の例がある。例えば、核融合炉標準運転モードであるH-modeの機構の理解(現在ITERの標準運転モードになっている)、帯状流の発見(ITERで十分な核燃焼ができないという議論がアメリカで巻き起こり、ITER計画の信頼性が揺らいだのは記憶に新しく、その問題に決着をつけたのが核融合科学研究所と大学の協力による帯状流の発見である)、圧力勾配によるトロイダルプラズマの回転の発生、などを始め多くの例がある。(研究の展開による開発研究の加速を評価することは可能であり、実績もある(原子力委員会委託調査「核融合プラズマの閉じ込め改善点に関する調査研究」「核融合プラズマの長時間燃焼制御に関する調査研究」(プラズ

マ・核融合学会)))。

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

3. 「非平衡極限プラズマ全国共同連携研究ネットワーク計画」の提案

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

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

3.1 目的

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

3.2 研究方法：

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

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

10年先の「原型炉設計の判断基準としての知識基盤」への達成目標としては、トロイダル閉じ込めプラズマの異常輸送の問題に対して大域的輸送現象を取り扱う描像が構成でき、現在の理解の限界を乗り越える新しいパラダイムを提示する。動的輸送応答の解明(非拡散型の輸送の速い応答の解明を含む)や壁材・同位体効果等の理解進展により、核融合実験炉での予測能力を格段に高める。更に、突発的崩壊発生タイムスケールや平均寿命という予測にあわせ、微視的揺動のモジュレーションなどの相関に着目することによって、突発的現象の発生を事前「予知(予報)」の一方法を提示する。

原型炉の制御の基盤として必要なプラズマ制御法の研究のためには、広く従来から学術的研究が展開

されているが、そうした従来からの研究と相補う互恵的な研究である。

3.3 学術研究全体での位置づけ：

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

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

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

補足資料 (No.2)

「極限環境における重相状態科学の確立と展開」の必要性と展開について

1. 提案の背景

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

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

2. 提案

極限環境における重相状態科学の確立と展開

2.1 目的

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

2.2 計画と方法

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

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

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

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

2.3 付記

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

「超伝導マグネットの立場から」

①ITER へのインプット

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

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

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

②ITER からの成果

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

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

③BA からの成果

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

④原型炉設計時期（原型炉工学 R&D 開始まで）

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

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

⑤原型炉建設開始時期まで

原型炉建設開始までに製造に必要な技術を確認しておく必要がある。特に、超伝導マグネットは、その製作工程の遅延が全体工程に大きな影響を与えることから、実規模導体の試作と性能試験によって導体設計を完了し、さらに、モデルコイル等の製作と性能試験によって生産技術の確認と実負荷条件におけるコイル性能の実証を完了しておく必要がある。また、超伝導材料、絶縁材料、構造材料の量産体制を確認しておく必要がある。

⑥原型炉運転開始時期まで

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

⑦商用炉に向けた研究

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

「低温工学の立場から」

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

ITER へのインプット

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

ITER からの成果

ITER の情報を総合的に検討、原型炉が工学的に成り立つかどうかを評価。

詳細説明

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

原型炉のR&Dに向けて（原型炉の設計）

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

詳細説明

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

な磁場などを評価し、その条件で使用できる材料を選択、その仕様に合わせた冷却概念の確立などがまず初めに必要になる。この設計では、ITER等の実績等を考慮しながら、それまでに行われてきた研究から超伝導システムと必要なプラズマ条件の両者を考慮した工学的に成立性のある超伝導システムを検討しなければならない。

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

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

放射線照射による超伝導磁石の安定性劣化に関する研究論文

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

原型炉の R&D

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

詳細説明

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

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

原型炉の運転

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

現状について

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

(3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど

国内における人材確保は企業を含めて、特段の考慮が必要である。そのためには、企業を含めた若い人たちがもっとITERやBA計画について情報を得ることができ、設計・R&Dなどに直接参画できるような体制づくり（職員公募、派遣や出張、タスク分担など含め、原子力機構とその他の国内研究機関（NIFS、大学、研究機関、企業）との壁をどのように解消できるか）、安心して種々の公募等に挑戦できる何らかの仕組みが必要と考えられる。もちろん、受けた案件に対しては、QA上の管理を含め十分な責任を負うことの認識も必要である。

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