

アクションプラン項目別解説 改訂案

0. 炉設計
1. 超伝導コイル
2. ブランケット
3. ダイバータ
4. 加熱・電流駆動システム
5. 理論・シミュレーション
6. 炉心プラズマ
7. 燃料システム
8. 核融合炉材料と規格・基準
9. 安全性
10. 稼働率と保守
11. 計測・制御
12. サイト整備
13. 社会連携
14. ヘリカル方式
15. レーザー方式

参考資料

レーザー炉特有の研究開発項目

0. 炉設計

物理・工学ガイドライン

2020年のC&Rまでに準備する基本設計に向け、原型炉のパラメータを決めるための基本となる物理・工学の基準を、設計関係者全員で共有するためのガイドラインを整理する。確立されていない分野のデータも、基本設計を進めるために基準値を想定して共有する。

燃料サイクル戦略

Be、⁶Liの調達戦略を含めた燃料サイクルを早期から検討しておく必要がある。また、原型炉に初期装荷する三重水素（T）の入手手段、あるいは限られた三重水素量でのスタートアップの方法を検討しておくことも必要。

統合シミュレータ

理論・シミュレーションを参照。

コスト評価

2020年の中間C&Rにはコスト低減策が必要と考え、2019年までに建設コストの概算を行う。将来のコスト削減展望を含むコスト評価について2022年以後に実施する。

概念設計及び小規模技術開発

炉心、炉工学技術と整合をとり、高い安全性を確保し経済性を見通しにも配慮した原型炉概念設計を実施する。また、工学設計の実施の際に必要な小規模技術開発を実施する。

目標プラズマ性能更新

基本概念設計以降に得られた炉心プラズマに関連する知見（実験、シミュレーション等）を踏まえて目標プラズマ性能を更新する。

炉本体設計

建設に向けた本体設計を開始する。ただし、建設地候補選定までは建設地に依存しない範囲、または建設地絞りこみに必要な範囲から設計を行う。建設地候補選定（2027年）後は、選定決定された建設地候補と規格・基準に沿った本体設計を実施する。

建設地候補選定

原型炉の建設に適切な候補地を選定する。

建設サイト評価・選定

原型炉建設の候補地に対して評価・選定を行い、建設サイトを決定する。なお、建設サイトが選定されるころには、原型炉建設やその後の運転を担う事業者を定めておくとともに、必要に応じて、以降に変更できない製造設計に対し第3回目の中間チェックアンドレビューを実施する必要がある。

製造設計（炉本体）

決定した建設サイトを踏まえ、炉本体の製造設計を実施する。

SC 概念の基本設計

原型炉に向け、超伝導コイル（SC）の基本概念設計と評価を行い、早期に設計目標を決定し、必要な線材等の選択も行う。

BOP 概念設計

BOP とは発電送電のための周辺機器のこと。産業界の協力も得て、早期のうちから核融合炉のための BOP の概念を構築し、開発が必要な項目を明確にしていく。

原型炉 TBM

原型炉ブランケットの基本構造は、水冷却・固体増殖材、フェライト系構造材料であるが、将来の経済性改善などのためには先進材料や先進方式のブランケットも開発していく必要がある。しかし、原型炉のブランケットを冷却も材料も違う別方式に途中で交換するのは現実的ではないので、原型炉にも ITER のようなテストブランケットモジュール（TBM）を入れるスペースを設けることを計画しており、原型炉 TBM により先進的なブランケットの開発を進める。

プラント・建屋設計・機器設計

建設地候補選定までは、その評価用の設計を行う。建設地候補選定（2027 年）後は、決定された候補地と規格・基準に沿った設計を実施する。

規格・基準

閉じ込め境界機器（真空容器、貫通部構造など）、圧力境界機器（冷却配管など）ごとに「品質保証」「材料」「設計」「製作・検査」「維持」に関わる各段階を一つのパッケージとして規格・基準を策定し、構造健全性を確保する。

建設設計

決定した建設サイトと規格・基準に沿った設計を実施する。

安全確保方針案

核融合炉の安全確保の考え方を技術的な検討も踏まえて確立する。一般原則（国等が定める原則）、安全要求（特別チーム・TF で検討）、安全指針（特別チームで検討）など、役割の整理がまず必要。

安全要求・解析・評価

安全確保方針案に基づき安全要求を策定する。また、原型炉プラントの安全上の特徴を踏まえ、安全性を評価する安全性解析コードを整備し、規制法令予備検討に資する安全性に関する解析と評価を実施する。

原型炉プラントの安全上の特徴整理

9. 安全性の「原型炉プラントの安全上の特徴整理」を参照。

安全規制法令予備検討

9. 安全性の「安全規制法令予備検討」を参照。

安全規制法令

予備検討の結果を受け、また国内外の既存の原子力規制や設計基準を参考にしつつ、核融合固有の安全性を考慮して合理的なものとする。

安全評価

原型炉プラントにおいてその安全性が妥当であるか判断するため、安全規制法令に基づき国による安全評価を実施する。

原型炉物理 DB

原型炉建設設計に必要な物理データベース (DB) を、改定を進めながら蓄積する。

工学・材料 DB

原型炉建設設計に必要な工学・材料データベース (DB) を、改定を進めながら蓄積する。

物理・工学 DB 更新

ITER 及び JT-60SA 等の実験及び建設・運転・保守で得られた知識及び経験を物理・工学 DB に反映しながら更新する。

材料 DB 更新

核融合中性子源を用いた 14MeV 重照射データを材料データ DB に反映しながら更新する。

建設・組立

実施した炉本体の製造設計及び機器の建設設計に従い、原型炉の建設・組立を実施する。

運転

建設・組立を完了した原型炉を運転する。

1. 超伝導コイル

●SC 設計

SC 概念基本設計

超伝導導体、He 冷却系、コイル電源を含む超伝導コイルシステムの基本的な概念設計を行う。設計パラメータを決定する。

超伝導線材検討・主案選定

超伝導線材の検討を導体とコイルの概念設計と並行して実施し、超伝導線材の主案を選定する。超伝導工学の進展に鑑み、主案の見直しを技術発展に応じて適時実施する。

R&D 計画の策定

超伝導導体とコイルを設計、製造するために必要な R&D 計画を取りまとめる。

SC 概念設計

He 冷却系、コイル電源を含む超伝導コイルシステムの概念設計を行う。コイルの概略形状、組立て方法、電磁力、冷却方法、通電方法、保守などを含め、システムとしての概念設計を行う。

超伝導導体概念設計

超伝導導体の仕様を策定し、導体試験の初期結果をもとに要求される定格電流、安定性マージンなどを満足する超伝導導体の概念設計を行う。

工学設計

超伝導コイルシステムを構成するコンポーネント、及びコイルシステムの組立て方法、運転方法などの工学設計を行う。コイルシステムの製作仕様を確定する。

SC 生産・製造技術検討

超伝導線材、導体、コイルの生産・製造技術を検討し、DEMO 用超伝導コイルシステムを設計、製造するために必要な技術開発を行い、製造技術を向上させる。

SC 製造設計

工学設計及び生産・製造技術検討を踏まえ、コイルの製造設計を実施する。

●超伝導導体・コイル試験

超伝導導体試験設備検討

大型超伝導導体を試験するための設備について検討を行う。ITER の経験を踏まえ、等磁場中を常伝導が伝播するような大型導体試験設備も検討対象とする。

超伝導導体試験設備

超伝導導体試験設備の検討に基づき、大型導体試験設備を設計・製作する。必要な試験パラメータが実現できることを確認する。

超伝導導体試験

大型超伝導試験設備を含め、各種の試験設備を用いた導体試験を行う。導体試験は工学設

計期間においても継続して実施する。導体設計の最終化に必要な試験データを提供する。

コイル試験設備

大型導体で作成するコイルの性能評価を行うためのコイル試験設備を検討・設計し、製作する。

コイル試験

候補導体を用いて試験コイルを製作し、各種の試験設備やコイル試験設備を用いてコイルの特性試験を実施する。最終段階では候補導体を用いて試験コイルを制作し、検証試験をコイル試験設備において実施する。

●高強度構造材料・耐放射線絶縁材料

高強度構造材料検討

設計耐力 1, 200MPa 以上の高強度極低温構造材料を開発するための検討を行う。

耐放射線性絶縁材検討

設計値として想定されるガンマ線線量、中性子線量及び設計絶縁耐圧を満足する絶縁材料を開発するための検討を行う。

高強度構造材料試作・試験

設計耐力 1, 200MPa 以上の高強度極低温構造材料及びその溶接材料を試作し、その特性を評価する。極低温構造材料の設計降伏応力を決定する。開発した構造材料の機械加工性や溶接性も評価する。この試作・試験は、工学設計活動期間も継続する。

耐放射線性絶縁材試作・試験

要求されるガンマ線や中性子線の設計線量を満足し、かつ設計耐電圧を満足する絶縁材料を試作し、性能評価を行う。設計耐電圧を満足する絶縁構造を決定する。この試作・試験は、工学設計活動期間も継続する。

●関連 BOP (冷却系、コイル電源)

冷却系、コイル電源概念基本設計

超伝導コイルを冷却する He 冷却、冷凍機、及びコイル電源の基本的な仕様を決定し、概念的なシステム設計を行う。

冷却系、コイル電源概念設計

超伝導コイルシステムのための冷凍系、コイル電源の基本的仕様の詳細を検討する。冷却シナリオ、通電シナリオをまとめ、冷凍系、コイル電源の概念設計を行う。

冷却系、コイル電源工学設計

設計仕様を満足する超伝導コイルシステムの冷却システム、電源システムを製造するための工学設計を実施する。冷却回路図、電気回路図などの工学図面を設計計算書とともに完成させる。

●コイルの製造

コイル製造設備

超伝導コイルの製造に必要な製造設備を整備する。

材料の調達

超伝導コイルの製造に必要な材料を調達する。

導体製造

超伝導コイル導体を製造する。

SC 製造

超伝導コイルを製造する。

SC 試験

製造した超伝導コイルを試験する。

2. ブランケット

●固体増殖・水冷却ブランケット

基礎・標準データベースの構築

原型炉ブランケット設計に用いることが妥当であると確認された基礎・標準データベースを構築し、設計及び設計基準の裏付けとする。高温高压冷却水・水蒸気とブランケット構造体との共存性や、蒸気圧、水/蒸気との化学反応性、熱負荷や内圧に対する健全性や、電磁力に対する応答などの基礎・標準データを拡充し、原型炉ブランケット設計に用いる。ブランケットに充填する増殖材・増倍材の特性などを原型炉ブランケット設計に使用可能なデータベースとして整理する。

原型炉ブランケットシステムの概念基本設計

原型炉ブランケット（三重水素回収系統も含む）の概念基本設計を行う。

ITER-TBM 製作実績

ITER のテストブランケットモジュール（ITER-TBM）を製作し、実績を得る。

TBS と補完試験装置の設計と試験計画

ITER のテストブランケットシステム（TBS）と補完試験装置の設計と試験計画の策定を行う。

三重水素工学試験の計画と設備設計

三重水素工学試験の計画の策定と設備設計を行う。

原型炉ブランケットシステムの概念設計

原型炉ブランケット（三重水素回収系統も含む）の概念設計を行う。なお、設計するブランケットモジュールは「10. 稼働率と保守」で検討される保守方式と整合することとする。

ITER-TBS による設計、製作技術の妥当性実証

ITER のテストブランケットシステム（TBS）の製作を通して、ブランケットシステムの設計、製作技術の妥当性を実証する。

三重水素挙動の理解、三重水素取扱技術の確立

ブランケットにおいて製造された三重水素の材料中、フロー中の挙動の理解を進めるとともに、関連する三重水素取扱技術を確立する。

原型炉ブランケットシステムの工学・製造設計

原型炉ブランケット（三重水素回収系統も含む）の工学設計を行う。原型炉ブランケットの主案たる固体増殖・水冷却ブランケットの設計及び製作技術の妥当性を実証する。

固体増殖・水冷却ブランケットの製造

原型炉に必要な固体増殖・水冷却ブランケットを製造する。

核融合中性子照射試験

核融合中性子源（A-FNS）による原型炉ブランケットの構成要素やコンポーネントの核融合

中性子照射試験を行い、それぞれの機能を検証する。また、A-FNS による核融合中性子照射試験を開始するまでは、欧州が計画する核融合中性子源（DONES）に参画してデータを取得することも想定する。

● タングステンモノブロックリミターシステム

原型炉リミターシステムの概念基本設計

炉設計の進展により判明した、炉心プラズマからの粒子よるブランケットへの入熱に対応することが必要になった。このために設置する原型炉リミターシステム（異常時挙動解析も含む）の概念基本設計を行う。

原型炉リミターシステムの工学・製造設計

原型炉リミターシステム（異常時挙動解析も含む）の工学設計を行う。原型炉リミターシステムの立案たるタングステンモノブロック水冷却概念の設計及び製作技術の妥当性を実証する。

原型炉リミターの製造に係るプラント建設

原型炉リミターシステムの製造に必要なプラントを建設する。

原型炉リミターの製造

原型炉リミターシステムを製造する。

● ${}^6\text{Li}$ 濃縮（一部、7. 燃料サイクルから）

${}^6\text{Li}$ の確保方策の検討

三重水素生産のためにブランケットに用いるリチウム 6 (${}^6\text{Li}$) 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であり、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である。このためのリチウムの分離回収技術について検討し、製造プロセスを選定する。

パイロットプラント規模での Li 確保技術確立

選択した ${}^6\text{Li}$ 製造プロセスについて、パイロットプラントの概念を構築し、同規模が見通せる Li 確保技術を確立する。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。 ${}^6\text{Li}$ 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。

${}^6\text{Li}$ 濃縮基盤技術開発

プラント規模が見通せる ${}^6\text{Li}$ 濃縮基盤技術を開発する。

プラント規模での Li 確保技術確立

Li 確保技術について、プラント規模での運転実績を基に、実際のプラントへの適用性を評価し、技術を確立する。

${}^6\text{Li}$ 濃縮技術確立

プラント規模が見通せる ${}^6\text{Li}$ 濃縮基盤技術を確立する。

6Li 濃縮 T 増殖材製造に係るプラント建設

6Li 濃縮 T 増殖材の製造に必要なプラントを建設する。

6Li 濃縮 T 増殖材の製造

6Li 濃縮 T 増殖材を製造する。

●ベリライドの製造

パイロットプラント規模でのベリライドの製造技術確立

ベリライドの製造プロセスについて、パイロットプラントの概念を構築し、同規模が見通せるベリライドの製造技術を確立する。

原型炉ブランケットへの装荷に向けて大量のベリリウム資源の調達シナリオも含めた検討が必要で、鉱山資源の確保に向けた国際的な枠組みでの実施が求められる。

プラント規模でのベリライドの製造技術確立

ベリライドの製造技術について、プラント規模での運転実績を基に、実際のプラントへの適用性を評価し、技術を確立する。

ベリライドに製造に係るプラント建設

ベリライドの製造に必要なプラントを建設する。

ベリライドの製造

ベリライドを製造する。

●先進ブランケット

原型炉 TBM のための先進ブランケット概念検討と素案の提示

原型炉運転の後半の経済性実証段階（第 2 期）において設置が検討されている原型炉テストブランケットモジュール（原型炉 TBM）の概念の検討を行い、先進ブランケットとして素案を提示する。複数案ある場合には、比較作業を行う。

小型技術試験体製作、機能・特性試験

先進ブランケットの小型技術試験体を製作し、その機能・特性試験を実施する。

実環境下での統合循環ループ試験

先進ブランケットの実環境下（高温媒体等）での統合循環ループ試験を実施し、共存性、熱流動等に関する基礎的データを取得する。また、先進ブランケットに用いられる高温媒体からの熱交換技術に関する開発研究と、必要に応じて発電系の技術検討活動を実施する。

原型炉 TBM のための先進ブランケット概念確定

原型炉運転の後半の経済性実証段階（第 2 期）において設置が検討されている原型炉テストブランケットモジュール（原型炉 TBM）の概念を決定し、先進ブランケットとして提示する。

先進ブランケットに関する基礎・標準データの拡充

原型炉運転の後半の経済性実証段階（第 2 期）において設置が検討されている原型炉テス

トブランケットモジュール（原型炉 TBM）に採用が期待される先進ブランケットに関する基礎・標準データを拡充する。

小型モックアップによる実環境総合実証

原型炉運転の後半の経済性実証段階（第 2 期）において設置が検討されている原型炉テストブランケットモジュール（原型炉 TBM）への採用が期待される、先進ブランケットの小型モックアップを作製し、実環境における総合性能を実証する。

3. ダイバータ

●ダイバータ開発目標の整合性確認と炉設計への適用

W 水冷却ダイバータ機器の原型炉適用性の判断

高熱負荷に対応するタングステン-銅合金冷却管-水冷却ダイバータについて熱負荷許容値の評価や寿命評価を、中性子照射影響とプラズマ負荷影響（熱、粒子）を考慮して行う。中性子照射影響については、第2回中間 C&R までに取得されたデータを考慮する。同時に、バップル部やドーム部などの高中性子照射（比較的低熱負荷）環境での使用のため、低放射化フェライト鋼（F82H）冷却管で補完した冷却設計についても上記の検討を進め、ダイバータ設計概念を示す。さらに、機器・材料開発の方針や中性子照射実験の研究計画（移行判断まで）を策定する。これらに加えて、交換頻度の低減や核融合出力の増加を想定し、中性子負荷（及びフルエンス）が増加した場合に高熱負荷部での使用を想定した材料開発と設計を開始する。

先進ダイバータの評価と開発推進の判断

ダイバータ熱負荷低減のための先進的磁場構造（スノーフレイク等）、及びダブルヌル構造については、小型及び中型装置における最新の実験結果の考察、及びシミュレーション開発・モデリング研究を進め、その物理概念の有効性を評価し、原型炉に向けて開発を促進するかどうかの判断を行う。

ダイバータ機器に使用する先進材料（タングステン-タングステンファイバー複合材、等々）については開発を進め、第2回中間 C&R に向けてさらに研究開発を推進するかどうかの判断を行う。

ダイバータ機器の先進概念（ヘリウム冷却ダイバータ、液体金属・溶融塩ダイバータ概念等）については、炉心プラズマとの共存性、熱除去性能、及び工学的成立性、について検討を行い、原型炉のバックアップ概念として、移行判断に向けて研究開発を推進するかどうかの判断を行う。

中性子照射材料・機器の熱負荷試験装置の開発とコールド試験

中性子照射されたダイバータ材料・機器の熱負荷試験が可能な熱負荷試験装置を開発し、コールド試験を行う。さらに、既存の熱負荷試験装置により、繰り返し熱パルス（ELM）によるタングステンプラズマ対向材料の損耗と寿命を評価し、ELM の制御指針を示す。表面に大きな影響を及ぼす単パルスの熱負荷（ディスラプション）についても同様の研究を行い、対向材料の継続使用可能性を評価する。

ダイバータシステムの工学設計

・タングステン-銅合金冷却管-水冷却ダイバータ機器

タングステン-銅合金冷却管-水冷却のダイバータ機器について、性能評価のために必要な中性子照射データや熱・粒子負荷実験データを取得し、それに基づく設計や材料の改良を行い、原型炉ダイバータシステムの工学設計を行う。

・タングステン-低放射化フェライト鋼冷却管-水冷却ダイバータ機器

主に原型炉第2期に必要なタングステン-低放射化フェライト鋼（F82H）冷却管-水冷却のダイバータ機器については、性能評価のために必要な中性子照射データや熱・粒子負荷実験データを取得し、それに基づく設計や材料の改良を行い、原型炉ダイバータの工学設計を行う。

・制御・緩和法が確立したディスラプション・ELM 影響を反映したダイバータ設計

ディスラプション・の制御法、及び熱負荷緩和法が確立した後、ダイバータ設計に反映さ

せる。

・原型炉ダイバータ機器の安全性の検討と機器設計への適用

原型炉におけるダイバータ機器の安全性の検討と炉設計や機器開発へのフィードバックを行う。原型炉における金属ダスト発生量の評価、その影響や除去手法の必要性について指針を示す。

中性子照射材料・機器の熱負荷特性データ取得

ダイバータ機器の特性評価に必要な材料や機器の熱機械特性について照射データを整備する。この知見を材料・機器開発に生かして耐照射性能の高い材料・機器を開発する。この照射材の熱負荷試験のために新たに導入する熱負荷試験装置を使用する。

●プラズマ運転シナリオ

ダイバータプラズマシミュレーション開発

・ダイバータプラズマシミュレーションコードを利用した原型炉の概念設計

以下の研究開発を通じて改良したダイバータシミュレーションコードを用い、デタッチメントプラズマを基本として（妥当な放射割合を仮定し、He 排気性能を満足できる条件）、原型炉ダイバータの物理概念設計を行う。この際に、ダイバータの運転許容範囲を明らかにする。原型炉の初期運転用としての設計では、高熱負荷部への熱負荷としてタングステン-銅合金冷却管-水冷却で対応できる値を想定する。

・ダイバータシミュレーションコードの Sensitivity Analysis

日本において開発を進めているダイバータシミュレーションコードを使用して Sensitivity Analysis を行い、シミュレーション結果に影響を及ぼす重要なパラメータや物理過程を抽出する。この結果を考慮して、シミュレーションの検証に必要な実験方法と実験データを絞り込む。

・ダイバータプラズマの基礎物理過程解明

ダイバータプラズマの物理過程（原子分子過程、プラズマ、中性粒子及び不純物輸送、等）の理解を目的として、基礎研究を進め、物理モデルの構築とシミュレーションの高度化に反映させる。

・ダイバータシミュレーションコードの改良

既存の LHD 装置やトカマク実機等の磁場閉じ込め装置、及び基礎実験装置での研究成果を基にして、新たな物理モデルをシミュレーションに組み入れ、実験結果を再現できるような改良をシミュレーションに加える。

・基礎実験装置でのデタッチメントプラズマのシミュレーションによる再現

既存の基礎実験装置（線型プラズマ装置等）におけるデタッチメントプラズマをシミュレーションにより再現する。

・大型トカマクにおけるダイバータプラズマのシミュレーションによる再現

主要トカマク装置（金属壁でダイバータ計測が充実しているという観点から JET や AUG が主たる装置であるが、金属ターゲットを部分的に設置計画のある DIII-D 等も視野に入れる）のダイバータプラズマ（主に、デタッチメントプラズマ）を、物理モデルの改良や適切なパラメータの選択等を行ったシミュレーションコードで再現する。

ダイバータ級定常高密度プラズマ実験装置の開発と実験

ダイバータプラズマに匹敵するパラメータ（密度、イオン温度、電子温度、強磁場）を持つプラズマを定常で生成することが可能な、定常高密度プラズマ発生装置（プラズマ密度： $\sim 10^{20}\text{m}^{-3}$ 、電子温度： $\sim 100\text{eV}$ 、イオン温度： $\sim 100\text{eV}$ 、磁場（ $1\sim 2\text{T}$ 以上））を想定し、第 2 回中

間 C&R までに基礎物理過程（非接触ダイバータの生成と制御に必要な物理機構等）の解明を目指す。その成果は物理モデルの高度化などを通じて、ダイバータプラズマシミュレーションコードの高度化に反映する。さらに、ELM 及びディスラプションを模した高温パルスプラズマ照射を行い ITER 及び原型炉のダイバータ及び第一壁形状及び対向材とヒートシンクの設計に反映する。ITER のダイバータ板表面でのデタッチメントプラズマ、及び原型炉環境に近い高温の第一壁を模擬したターゲットへのプラズマ照射により、水素同位体の蓄積・透過過程、対向材の損耗・溶融、不純物の堆積等に関する基礎データを原型炉設計に反映する。

デタッチメントプラズマの実時間制御法の開発（核融合炉材料と規格・基準、計測・制御と連携）

・デタッチメントプラズマのリスク評価とダイバータ機器設計やプラズマ運転シナリオへの反映

デタッチメントプラズマの安定性や ELM 等の非定常熱負荷現象への対応性の評価を行い、デタッチメントプラズマの制御が不十分な場合のリスク評価を行い、ダイバータ機器設計やプラズマ運転シナリオに反映させる。

・デタッチメントプラズマの実時間制御法の開発

デタッチメントプラズマの実時間制御のための計測法と制御法の開発を行う。

統合コードによるプラズマ運転シナリオ提示（理論・シミュレーションと連携）

炉心プラズマからダイバータプラズマまで、高い精度での予測が可能な統合コードを整備し、炉心プラズマ性能、ダイバータ熱除去性能、及び粒子排気性能を両立できるプラズマ運転シナリオを示す。さらに、定常放電を目指す原型炉におけるプラズマ立ち上げ及び立ち下げ手法、及び核融合出力や追加熱の変動や不純物の混入などプラズマの変動を模擬した状況について JT-60SA 及び ITER における検証を行うとともに、開発・改善を行う。

ITER/JT-60SA におけるデタッチメントプラズマの制御手法の実証

トカマク磁場配位及びそのダイバータ形状に特化したプラズマ輸送物理機構は、デタッチメントプラズマの制御に重要な要素と考えられる。JT-60SA 実験では、これらの物理機構を解明しデタッチメントプラズマ制御手法を開発するとともに、プラズマパラメータ設計（閉じ込め性能、放射損失割合、密度及び放出パワーなど）に対して原型炉ダイバータの仕様の指針が適切であること、あるいはどのような修正が必要であることを示す役割を果たす。特に、金属壁での実証が重要と考えられるため、移行判断以前での金属壁化が必要である。

ITER、JT-60SA におけるダイバータシステムの最適化

既存の LHD や線型高密度プラズマ装置実験によって得られた知見に基づく物理モデルと、JT-60SA や ITER で得られるトカマク磁場配位に特化したプラズマ輸送物理モデルをシミュレーションへ適用することにより、JT-60SA や ITER のデタッチメントプラズマを再現可能な信頼性の高いシミュレーションコードを開発する。原型炉におけるダイバータ形状やサイズの最適化については、この精度を高めたダイバータシミュレーションを用いて行う。

ITER/JT-60SA ダイバータプラズマのシミュレーションによる再現

ITER/JT-60SA のデタッチメントプラズマのモデリングを進め ITER で使用されている SOLPS 等とのベンチマークを行い、国内で開発を進めているシミュレーションコード (SONIC) の信頼性を高める。

原型炉(第1期)/ITER/JT-60SA における定常ダイバータ制御シナリオの実証

原型炉(第1期)/ITER/JT-60SA において定常ダイバータ制御シナリオを実証する。

●材料・機器開発

ダイバータ機器構成材料の中性子照射影響

ダイバータ機器を構成するタングステンや銅合金等の材料・機器について、中性子照射実験研究を行い、ダイバータ機器へ適用した場合の中性子照射による機器の除熱性能や健全性に与える影響を評価する。

ダイバータ機器の保全や補修技術の評価と開発

ダイバータ機器材料の保全や補修技術を検討し、原型炉への適用性を評価し、有力な技術については開発を継続する。

●粒子制御

炉内粒子挙動シミュレーションコード

水素同位体（三重水素と重水素）の粒子制御に対しては、基礎研究成果をベースとして物理輸送モデルを構築し、炉内（ダイバータから第一壁までを含む）の挙動（蓄積、再放出、透過、等）を記述できるシミュレーションコードを作成する。さらに、このコードを用いて原型炉の三重水素挙動の予備的評価（排気系への排出、炉内への三重水素蓄積、ブランケットや冷却水への透過等）を開始する。加えて、対向材表面でのプラズマ材料相互作用を予測するため、マイクロレベルのシミュレーションの開発とそのマクロレベルへの応用を進める。

原型炉で使用可能な排気システムの検討

原型炉での水素同位体の排気設計と合わせ、使用可能な排気システムの基本設計を示す。

実機環境における T 挙動シミュレーション

・炉内粒子挙動シミュレーションコードの高度化

炉内での水素同位体粒子挙動評価のためのシミュレーションコードについては、新たな基礎研究成果（特に実機環境に必要な知見（中性子照射影響、温度勾配効果、等）を含む）を考慮して改良を加え、さらに精度を高める。その際、壁材料の損耗評価等では、統合コードの評価を参照する（理論・シミュレーションと連携）。

・実機環境における三重水素挙動のシミュレーションによる再現と原型炉設計への適用

実機環境（ITER、JT-60SA、JET、LHD 等）の三重水素挙動（リサイクリング、蓄積、等）と、炉内粒子挙動シミュレーションコードの結果が対応することを確認し、温度や中性子照射に伴う材料特性等が異なる原型炉における三重水素挙動の評価を行う。本検討についても、金属壁での実証が重要と考えられるため、移行判断以前での JT-60SA の金属壁化が必要である。この評価は安全性、三重水素経済性、三重水素の回収・処理系の設計、等と密接に関係するため、これらに関連する研究開発を行っている、安全性と安全研究、ブランケット、核融合燃料システム開発の各研究グループと密接に連携して、原型炉設計に必要なデータを提供する。同時に、対向材表面でのプラズマ材料相互作用のモデル化をマイクロからマクロまでの現象を包括したマルチスケールモデリング・シミュレーション研究と連携して行い、原型炉条件でのデータベースを作成し活用する。

●ダイバータの製造

原型炉（第 1 期）ダイバータの製造、組立、設置

原型炉（第1期, 低 dpa）ダイバータの製造、組立、設置を実施する。

原型炉（第2期）ダイバータの工学設計

原型炉（第2期, 高 dpa）ダイバータの工学設計を実施する。

原型炉（第2期）ダイバータの製造設計

原型炉（第2期, 高 dpa）ダイバータの製造設計を実施する。

4. 加熱・電流駆動システム

●技術仕様の決定

ECH

ITER 用 ECH システムの開発では、既に ITER の要求を満足する 1 メガワットの高出力運転が可能である。ITER の運転期間には、この高出力システムを長時間、繰返し運転する技術が確立する。

原型炉用 ECH システムでは、200~250GHz の高周波を扱うことから、200GHz 帯ジャイロトロンの開発を中心に進める。また、発振効率改善及び電力回収技術の改善による高効率化または高出力化・定常化、高信頼性確立に向けたミラーレス RF 入射ランチャーやジャイロトン発振のマルチ周波数可変技術の開発、さらに高効率化に必要な電子ビームの高品質化、及び多段エネルギー回収技術の高度化による電力回収技術の改善といった様々な技術開発を行う。

原型炉に向けた ECH システムの開発は、既存施設を有効活用しつつ、定常・高出力試験に必要な冷却設備や電力設備などの増力により実施できる見通しである。

NBI

ITER 用 NBI では、1 メガボルト、40 アンペア、連続 1 時間運転という、既存 NBI の 4 倍で原型炉相当の高出力、熱時定数としては十分定常に入っている従来の 30 倍以上の連続運転を実施する。そこで ITER に向けた R&D、及び調達活動を通じて、原型炉に必要な高出力、長時間運転の NBI の基盤技術が確立される。原型炉 NBI に向けては、上記に加えて、高信頼性であるメンテナンスレス化、及び経済性に必要な高効率化を実現するための基盤技術を確立する。

高信頼化に向けては、既存 NBI で大電流負イオン生成の要であるセシウム導入は定期的なメンテナンスを必要とするため、セシウムフリー大電流負イオン生成技術を確立する。NBI の高効率化に向けては、光中性化セルの原理実証試験を通じた実用化や、並びにビーム加速効率の向上（イオン源低ガス化、ビーム収束化など）など高効率技術を確立する。

●原型炉試験用設備整備

メンテナンスレス負イオン源試験施設整備

高信頼化に必要な、メンテナンスレスのセシウムフリー負イオン生成及び高周波負イオン源については、移行判断までに、原型炉に適用可能な方式を絞り込み、工学設計期間中に大電流化の基盤技術を確立する必要がある。そのためには、できる限り既存施設を利用し、早急に基盤技術を確立するための試験施設を整備する。また、同時に、国内既存技術を効率よく取り入れる協力体制を構築し、本施設を活用する。

原型炉用 ECH 試験施設整備

工学設計期間において、ミラーレス化、ジャイロトロンの高周波数化、周波数高速可変化について実機規模相当の試験を実施する試験施設を整備する。また、国内の高い技術を取り入れることが重要であるため、上記で整備した産官学連携の協力体制を拡張する。

原型炉用 NB 試験施設整備

工学設計期間において、高信頼化・高効率化を目指したメンテナンスレス負イオン生成（数十アンペア）・負イオン加速（1-2MeV）・中性化（90%以上）の実機規模相当の試験を実施する

試験施設を整備する。また、国内の高い技術を取り入れることが重要であるため、上記で整備した産官学連携の協力体制を拡張する。

●高出力・定常化

ITER 用 ECH システムにおける高出力化・長パルス化

ITER に要求される 1 系統あたり 1MW・1 時間の高出力長パルスシステム (ITER ECH システムは全 24 系統で 24MW) を開発する。

ITER 用 NBI システムにおける高出力・長パルス化

ITER NB 試験施設 (以下、NBTF) に向けた高電圧電源、及び HV ブッシングの製作・試験を通じて、ITER の機能要求を確実にする基盤技術を確認する。

ITER、及び JT-60SA 用 NBI に向けた開発試験を通じて、大容量負イオン源の負イオン一様生成、大面積多孔多段加速器の真空耐電圧などの物理的理解を進め、高出力ビーム源 (負イオン源と加速器の組み合わせ) の設計手法、及び基盤技術を確認する。

負イオンは、加速器内の磁場、及び負イオン同士の空間電荷反発により、加速途中で曲がり、電極に直接衝突し、高い熱負荷でパルスを制限する。原型炉の定常運転に向けて、これらのビームの曲りを積極的に補正して、電極熱負荷を低減する、ビーム軌道制御技術の開発・実証を目指す。

原型炉用高出力・定常 ECH システムの技術開発

原型炉では、中性子遮蔽の観点から、1 基あたりの出力をあげて、ECH の数を減らすことが求められる。そこで、1 基あたりの高出力化を目指した 200GHz 帯ジャイロトロン発振の要素技術開発やミラーレス RF 入射ランチャーの設計・RF 放射技術、導波管などの伝送機器の開発の成果を統合し、1 系統あたり 2MW の高出力・定常 ECH システム技術開発を実施する。

原型炉用定常・高出力 NBI の概念設計

原型炉用の定常・高出力 NBI の概念設計を実施する。

原型炉用定常・高出力 NBI 技術の開発

ITER 用高周波 (RF) 負イオン源では、高周波放電のスイッチ用フィラメント陰極やアンテナ保護に使われるファラデーシールドへのスパッタリングにより壁内への金属蒸着があるため、定期的なメンテナンスが必要となっている。原型炉に向けて、メンテナンス周期を削減可能な高周波放電技術を確認する。

ITER のビームラインでは高強度のビームを受け止める受熱機器が開発されており、これを元につつ、原型炉向けの高熱負荷ビームライン機器を確認する。

●高信頼性

高信頼性 ECH の概念設計

厳しい放射線環境に晒される原型炉では、中性子遮蔽の観点で ECH 入射ポートの開口面積を減らし、中性子照射により劣化するミラーは使用できない。そのため、ミラーレスの RF 入射ランチャーの概念設計を実施する。

ミラーレス RF 入射ランチャーによる RF 入射位置を可変とするために必要な周波数高速可変ジャイロトロン (原型炉においては高磁場が要求された場合、ジャイロトロンの周波数を ITER の 170GHz から 200-250GHz 程度まで引き上げる必要があり、それに必要な超高次モード

で発振するジャイロトロンである) の概念設計を実施する。高速の周波数変更を実施するために必要な超伝導磁石については、産業界と協力して現実可能な仕様を絞り込む。

高信頼性 NBI の概念設計

メンテナンスレスの一つであるセシウムフリーイオン生成については、予備試験も実施し、ITER で得られる知見をベースとしつつ、原型炉に適用可能な方式を検討する。

高周波負イオン源は、ITER では欧州調達であり欧州中心に R&D が進んでいる。日本は、ITER の調達活動を通じて情報を収集し、メンテナンスレス高周波負イオン源の予備試験とともに概念設計を実施する。

NBTf を通じて培った高電圧電源機器（ブッシングなど絶縁物を含む）の安定な繰り返し運転の経験と技術を元に、原型炉に向けた高電圧電源機器の概念設計を実施する。

ECH、NBI 耐放射線性材料の開発

高エネルギー中性子に曝される NBI や RF 入射ランチャーに使用する材料の耐放射線性の評価、及び必要な材料開発を実施する。

原型炉用高出信頼性 ECH 技術の確立

概念設計を元に原型炉で求められる高い信頼性のある ECH 技術を開発する。

高信頼性ランチャーの開発、実証試験

ミラーレス化、ジャイロトロンの高周波数化、周波数高速可変性、耐放射線材料の開発の成果を反映して、原型炉の厳しい放射線環境下で長期使用可能な信頼性の高い RF 入射ランチャーを確立する。

高信頼性 NBI の基盤技術の確立

メンテナンスレス高周波負イオン源の実証試験を実施する。高出力イオン源を統合し、原型炉に求められる、高信頼性 NBI の基盤技術を確立する。

高電圧機器の工学設計を確立する。

ビームの小口径化技術・軌道制御技術を取り入れ、高い放射線環境からビーム源を離し、放射化を低減するためのシステム設計、及び実証試験を行うとともに、使用する材料の耐放射線性の評価、及び必要な材料開発を実施する。ITER の設計・運転を通じて、高放射線環境下での遠隔保守技術を確立する。

このためには、できる限り既存施設を利用し、早急に基盤技術を確立するための試験施設を整備する。同時に、国内既存技術を効率よく取り入れる協力体制を構築し本施設を活用する。

●高効率化

ECH エネルギー回収技術の高度化

ECH システム高効率化に貢献できるジャイロトロンの多段エネルギー回収技術の概念設計・要素試験を実施し、システム高効率化技術を確立する。

電子ビームの高品質化

ジャイロトロン発振の高効率化・高出力化に不可欠な電子ビームの高品質化（ビームの初期エネルギー分散低減、電子銃設計の最適化など）技術を確立する。

NBI 高効率化概念設計

NBI 高効率化のために、光中性化セル、加速効率改善技術（イオン源ガス圧低減、ビーム収束などによるビーム損失の低減・ビーム熱負荷の低減）などについて原理実証試験も含めて概念設計を実施する。光中性化セルについては、国内で既に開発されている高強度レーザー技術を取り入れるため、国内の協力体制を活用する。

ITER や JT-60SA の機器調達を通じて、日本の産業界における核融合関連技術を裾野まで深掘し、原型炉 NBI の高効率化に貢献可能な技術について洗出し、原型炉 NBI 用概念設計を実施する。

NBI 高効率化技術の開発

光中性化セルについては、工学設計時に原型炉の高出力ビームを想定した実用化を目指す。ビーム加速効率改善については、高出力ビーム試験時に性能を実証する。この際、炉システム設計の合理化に貢献可能、かつ効率改善となる方法の工学設計を行う。また、原型炉 NBI の高効率化に貢献可能性な技術について、R&D とともに工学設計を進める。

●ECH システム及び NBI ビームラインの整備

ECH システム、NBI ビームライン製作

ECH システム及び NBI ビームラインを製作する。

5. 理論・シミュレーション

●全体概要

理論・シミュレーション研究には、物理モデル、計算技法などの研究の他に大型計算機が必要となる。特に第1原理系シミュレーションコード (SMC: Simulation Code)、ダイバータ SMC、炉心プラズマ統合 SMC、核融合炉材料 SMC の開発、利用には、大規模計算機資源の存在が研究開発の進展速度に大きく影響する。2022年時点では、核融合科学研究所 (NIFS) のプラズマシミュレーター及び量子科学研究機構 (QST) で運用されている核融合専用計算機 (JFRS-1) が主な計算機資源として国内の核融合コミュニティに利用可能である。また、更に大規模な計算機資源を必要とする研究グループは富岳計算機を利用している。これらが示すように、核融合研究では大規模な計算機資源を必要とする。今後の各段階において原型炉研究開発のために必要となる占有的に利用できる計算機資源量の現時点での予測を表1に示す。

表1

年	～2021	2022～2025	2026～2029	2030～2033
計算機資源量	5PF	15～30PF	50～100PF	500～1EF

大型計算機を構成するハード、ソフトの技術開発速度は非常に速く、物理、工学分野等の研究者、技術者が最新の大型計算機を効率的に利用するために要求される数値計算技術の水準が非常に高くなっており、将来的にも比較的多くの研究時間を SMC の高速化、大規模並列化に費やすことになると考えられる。この状況を改善し、多くの核融合研究者がより効率的に大型計算機を利用し、原型炉のための研究開発を効率的に推進するには、計算科学の専門家、技術者からの支援が得られる体制の構築が必要である。

また、大型計算機は実験データ解析にも必要な研究インフラである。現在、QST 六ヶ所研究所では、BA 活動の一環として ITER 遠隔実験センター (ITER REC) を構築している。REC では、六ヶ所からの ITER の遠隔実験だけでなく、ITER や JT-60SA 等の実験データを集積し、核融合研究のためのデータセンターとして機能することも想定される。上記の大型計算機は REC と連動し、最新の計算科学の知見、技法を取り入れて、核融合実験データの解析とその解析データを利用した原型炉研究開発にも利用されるべきである。

以下の各項目では、多くの研究者が利用可能な SMC の開発やその利用が目標とされているが、SMC の開発には基となる物理モデル、工学モデル、計算技法の開発が必要であり、基礎的な研究活動として各項目に含まれる。

●炉心プラズマ第1原理系 SMC 群

プラズマエッジ第1原理系 SMC

炉心プラズマの端領域 (プラズマエッジ) で発生する ELM 現象などを解明し、制御するための第1原理系 SMC の開発、利用を行う。炉心プラズマと原型炉機器のインターフェイス領域であり、ダイバータシミュレーションに大きな影響を与える領域であるため、基本設計・概念設計段階で重点的なコード開発を行い、その後も継続的な改良を行う。

ディスラプション第1原理系 SMC

ディスラプション現象を解明するための第1原理系 SMC のコード開発、利用を行う。電磁流体モデル、粒子運動論モデル等に基づくコードの開発の他に、逃走電子発生機構のモデリ

ング、機器との相互作用に関するモデリング等が必要になる。

核燃焼プラズマ第1原理系 SMC

核燃焼プラズマの挙動を解明するための第1原理系 SMC の開発、利用を行う。電磁流体モデルと粒子運動論モデルを組み合わせたコードの開発が主になると考えられる。また、 α 粒子の輸送に関しては、乱流輸送第1原理系 SMC でも取り扱われる。

乱流輸送第1原理系 SMC

炉心プラズマの輸送現象を解明し、閉じ込め状態の制御方法を研究するための第1原理系 SMC の開発、利用を行う。乱流プラズマの第1原理系シミュレーションは、最も計算機資源を必要とするため、その開発速度は利用可能な計算機資源に律速される側面がある。

これらの4タイプの第1原理系 SMC を統合した第1原理系 SMC の開発を目標として、逐次、各 SMC の相互利用、部分的利用を実施する。

●ダイバータ SMC

ダイバータ領域のシミュレーション研究、設計に利用される。原型炉開発における重要性を考慮し、継続的な開発、利用を行う必要がある。早い段階でダイバータ SMC を利用したダイバータ設計を行う必要があるため、基本設計段階において重点的なコード開発とダイバータコードの利用環境の整備が必要。

概念設計段階、工学設計段階では、炉心プラズマ統合コード、第1原理系 SMC 群との結合を検討し、炉心プラズマダイバータをより高度に結合したダイバータ SMC の開発、利用及び JT-60SA, ITER 実験への適用と検証を行う。本 SMC の開発は早期の完成を優先し、完成後も上記実験との比較・検証などを通じた改良・高度化を継続して行う。

●炉心プラズマ統合 SMC

炉心プラズマの予測、設計等に利用される。輸送コードを基幹とし、加熱・電流駆動、ダイバータ/SOL 等に関する SMC、第1原理 SMC 群との可能な結合を行う。乱流輸送現象、MHD 現象、プラズマエッジでの現象、高エネルギー粒子に関する現象、原子分子過程、壁相互作用などのモデル化やモデルの高度化が必要。

JT-60SA, ITER の実験開始後は、実験との比較、検証を行い、炉心プラズマ統合 SMC の改良、高度化を行う。本統合 SMC の開発は早期の完成を優先し、完成後も上記実験との比較・検証などを通じた各モデルの改良・高度化を継続して行う。

●保護リミター評価 SMC

原型炉ブランケットを保護する保護リミターの開発、製造を促進するための SMC 群の開発及び利用を行う。炉設計の進捗により保護リミターが必要になったことを踏まえ、早期の利用開始を優先し、完成後も本評価 SMC の改良・高度化を継続して行う。

●核融合炉材料 SMC

核融合炉を構成する様々な機器、構造材等の開発、製造を促進するための核融合炉材料に関する SMC 群の開発及び利用を行う。照射下材料挙動における原子レベルの現象を明らかにする微視的なスケールを対象とするコードから、材料の特性変化を明らかにする巨視的なスケールを対象とするコードまで、いくつかのスケールに対応したコードの開発及びそれらの

コードを結合したコードの開発、利用が必要。本統合 SMC の開発は早期の完成を優先し、完成後も各モデルの改良・高度化を継続するとともに、核融合中性子源照射施設での実験開始後は、実験との比較・検証を行う。

また、核融合中性子源や原型炉（第 1 期）から得られるデータを用いて、材料統合解析コードの検証を行う。

●原型炉システム統合 SMC

原型炉全体の挙動をシミュレーションするための統合 SMC。基本設計段階では、熱解析コード、電磁力解析コード、応力解析コード、中性子解析コードなどの工学基礎コード群の開発及びインターフェースの整備を実施し、概念設計及び工学設計段階では、ブランケットなどの三重水素システム系 SMC、発電システム系 SMC、アクチュエーター SMC などの原型炉を構成する各システム系 SMC の開発、原型炉プラズマ統合 SMC、各原型炉基盤コードの統合、制御ロジックの組み込み、ITER、JT-60SA 等の実験との比較・検証を行う。本統合 SMC の開発は早期に全体を統合することを優先し、統合後に上記実験との比較・検証などを通して各基盤コードの改良・高度化を行う。

●原型炉制御シミュレータ

原型炉システム統合 SMC を基とし、実時間制御を目指した高速化改良などを行う。基本設計段階では、制御用シミュレータの構築に必要な炉心プラズマ応答特性のモデル、制御系モデルの構築を行う。概念設計及び工学設計段階では、炉心プラズマ統合 SMC、原型炉システム統合 SMC の活用により、制御用シミュレータの開発、利用を行う。本シミュレータの開発は早期の完成を優先し、ITER、JT-60SA 等の実験のオフライン制御による比較・検証などを通して改良・高度化を行う。

6. 炉心プラズマ

●プラズマ設計

物理設計と炉心プラズマパラメータ設定

特別チームの物理設計グループでの原型炉プラズマパラメータの絞り込みを反映して JT-60SA や ITER でのターゲットとなるプラズマパラメータを設定する。

炉心プラズマパラメータ最適化

シミュレーションや JT-60SA や ITER での実験結果を踏まえ、原型炉における炉心プラズマパラメータを最適化する。

プラズマ設計 DB 構築と改訂

原型炉のプラズマ設計に利用可能なデータベース (DB) を、これまでの実験と理論・シミュレーション研究の成果に基づき構築し、炉心プラズマ性能の原型炉への外挿性を高める。構築後は、JT-60SA や ITER での実験結果及び理論・シミュレーション研究成果の進捗を反映して DB を改訂する。

●ITER

ITER 研究計画の改定

国際トカマク物理活動 (ITPA) を通して最新の研究成果を取り込みつつ、ITER 研究計画を改定する。ITER のスケジュールについては、2016 年 11 月の ITER 理事会で承認された 2025 年ファーストプラズマ、2035 年 DT 運転開始を前提にしている。運転フェーズは現在の ITER リサーチプランに従い、以下を基本に考えている。Pre-Fusion Power Operation1 (PFPO-1) (2029~2030 年 18 ヶ月) では、プラズマ制御手法確立を実施。PFPO-2 (2032~2034 年 21 ヶ月) では、加熱プラズマの基本特性解明のための実験を実施。ディスラプション制御や ELM (Edge Localized Mode) 制御の確立は PFPO-2 で実施。Fusion Power Operation1 (FPO-1) (2035~2037 年 16 ヶ月) で $Q=10$ の短パルスの達成、FPO-2 (2037~2039 年 16 ヶ月) で $Q=10$ の長パルスの達成を想定。 $Q=5$ 以上の非誘導定常運転の実現は FPO-3 (2039-2041 年 16 ヶ月) を想定。ITER への実験参加については、全日本的に取り組む必要があり、そのための組織・体制作り、並びに国際的に ITER での研究開発を主導できる人材育成が重要。

ファーストプラズマ

ファーストプラズマを 2025 年に達成する。ここで実施すべき機関は ITER 機構 (IO) としているが、全日本的な IO への関与を前提としている。

プラズマ制御手法確立

ファーストプラズマ達成後、JT-60SA での経験を踏まえ、プラズマ電流立ち上げ手法やロックドモード回避手法、垂直位置不安定性回避手法等、ITER でのプラズマ制御手法を確立し、運転領域を確認する。

加熱プラズマ特性解明

プラズマ加熱実験を開始し、JT-60SA での経験を踏まえ、加熱プラズマの基本特性を明らかにする。ディスラプションについては、低プラズマ電流領域にて発生領域を明確にするとともに、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。ELM (Edge Localized Mode) については、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化や発生させな

い制御手法を確立する。また、タングステンダイバータの性能評価を行う。

Q=10 実現

DT 運転を開始し、燃焼プラズマにおける自己加熱を確認するとともに、燃焼制御技術の開発を行う。核融合出力 500MW、エネルギー増倍率 Q (=出力/入力) が 10 以上の状態を実現する。さらに、その状態を 300-500 秒間維持し、ITER の技術目標を達成する。

●JT-60SA

JT-60SA 研究計画の実行

JT-60SA 実験開始に向けて、2018 年 9 月に完成した JT-60SA リサーチプラン Ver. 4.00 (共著者数 435 名：日本 174 名【18 研究機関】、欧州 261 名【14 カ国、33 研究機関】) に記載の下表に示すように、フェーズ毎に段階的に実験を実施する計画を実施する。

	Phase	Expected operation schedule	Annual Neutron Limit	Remote Handling	Divertor	P-NB Perp.	P-NB Tang.	N-NB	NB Energy Limit	ECRF 110 GHz & 138 GHz	Max Power			
Initial Research Phase	phase I	2020-2022	H	-	R&D	USN Carbon	0	0	0	0	1.5MWx5s	1.5MW		
		2024				3MW	3MW	23MW x 14s duty = 1/30	1.5MWx100s + 1.5MWx5s	19MW				
	phase II	2024-2025	D	3.2E19		LSN Carbon Div. Pumping	6.5MW			7MW	10MW	20MW x 100s 30MW x 60s duty = 1/30	7MW x 100s	26.5MW*
		2025-2026												33MW*
phase III	2026-2027													
Integrated Research Phase	phase I	2029 - 2031	D	4E20	LSN Actively cooled Carbon Div.Pumping	13MW	7MW	10MW	20MW x 100s 30MW x 60s duty = 1/30	7MW x 100s	37MW			
	phase II	2033 -	D	1E21	LSN Actively cooled Tungsten-coated Carbon Div.Pumping									
Extended Research Phase		>5y	D	1.5E21	Use DN/SN Actively cooled Tungsten-Coated Carbon Advanced Structure	16MW	8MW		34MW x 100s		41MW			

Upper Divertor (open divertor, inertia cooling) is always ready

*Real Injection: ~ 26MW x 2-3 sec limited by divertor cooling

本アクションプランでは、以下の基本的考えに従っている。Initial Research Phase (初期研究段階) : Phase I (2020~2024 年を想定) では、機器の健全性チェック、超伝導コイルによるプラズマ制御手法の確立を実施。Phase II (2024~2027 年を想定) では、加熱プラズマの基本特性解明のための実験を実施。ディスラプション制御や ELM (Edge Localized Mode) 制御の確立は同 Phase で実施。Integrated Research Phase (統合研究段階) : Phase I (2029~2031 年を想定) では、プラズマ高性能化実験を実施。高性能プラズマの長時間化や総合性能達成を実施。現在、タングステンダイバータへの交換を前倒し、Phase II (2033 年以降を想定) からタングステンダイバータでの実験を開始することが検討されており、その議論を反映した形で、タングステンダイバータでのプラズマ特性解明実験やプラズマ高性能化実験を同 Phase から実施することを想定。その後、タングステンダイバータでの高性能プラズマの長時間化や総合性能達成を実施。

ファーストプラズマ

ファーストプラズマを2020年に達成する予定であった。しかし、通電試験中に超伝導コイルの接続部が損傷し、2022年時点ではその修復を行っている。2023年春のファーストプラズマ達成を予定している。

プラズマ制御手法確立

ファーストプラズマ達成後、初期研究段階を開始する。機器の健全性チェックを行うとともに、プラズマ電流立ち上げ手法やロックドモード回避手法、垂直位置不安定性回避手法等、超伝導装置におけるプラズマ制御手法を確立し、運転領域を確認する。

加熱プラズマ特性解明

プラズマ加熱実験を開始し、加熱プラズマの基本特性を明らかにする。装置の健全性を脅かす難題であるディスラプションについては、発生領域を明確にするとともに、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。ELM (Edge Localized Mode) 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化や発生させない制御手法を確立する。

高ベータ定常運転の実証

電流分布、圧力分布、プラズマ位置制御等により壁なしベータ限界を超える高ベータ定常運転領域と方法を確立する。

高閉じ込めプラズマの高密度化

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。

粒子制御技術 (D, He, 不純物) の実証

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の安定維持技術、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確立する。

高ベータ定常運転の維持

上記技術を駆使し、ダイバータ熱負荷低減と両立した壁なしベータ限界を超える高ベータ定常運転を電流緩和時定数より十分長く維持する。

原型炉に外挿可能なプラズマ性能の同時達成

原型炉設計の観点から設定された JT-60SA でのターゲットとなるプラズマパラメータを同時に達成する。

W-DIV での加熱プラズマ特性解明

原型炉ダイバータの主要案であるタングステンダイバータ (W-DIV) に交換し、タングステンダイバータでの加熱プラズマの基本特性を明らかにする。W-DIV では、ディスラプションや ELM (Edge Localized Mode) 制御がより重要となる。交換前に確立した制御手法により、確実に制御できることを確認する。

W-DIV での高ベータ定常運転の実証

壁なしベータ限界を超える高ベータ定常運転がタングステンダイバータ (W-DIV) でも成立することを実証する。

W-DIV での高閉じ込めプラズマの高密度化

高閉じ込めプラズマの高密度運転がタングステンダイバータ (W-DIV) でも成立することを実証する。

W-DIV での粒子制御技術 (D, He, 不純物) の実証

高放射損失運転及びデタッチメント運転の安定維持技術がタングステンダイバータ (W-DIV) でも成立することを実証する。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タングステンダイバータにおいて確立する。

W-DIV での高ベータ定常運転の 100 秒間維持

タングステンダイバータ (W-DIV) と両立した壁なしベータ限界を超える高ベータ定常運転を 100 秒間維持する。

W-DIV での原型炉に外挿可能なプラズマ性能の同時達成

原型炉設計の観点から設定された JT-60SA でのターゲットとなるプラズマパラメータをタングステンダイバータ (W-DIV) にて同時に達成する。

●LHD、ヘリオトロン J トラス系物理の理解

トカマク装置及びヘリカル装置での実験結果を体系的に解析することにより、トラス系物理の理解を促進し、トカマクプラズマの高性能化に貢献する。同成果を JT-60SA や ITER の研究計画に反映するとともに、JT-60SA 実験結果との比較を行い、トラス系物理の理解を深め ITER 実験に反映する。

重水素実験

LHD において、重水素を用いた実験を行い、閉じ込め・輸送特性の質量依存性を明らかにし、トカマク装置で観測されている質量依存性に関する物理解明に貢献する。同成果を JT-60SA や ITER の研究計画に反映するとともに、LHD における重水素を用いた実験結果と JT-60SA の実験結果を比較し、閉じ込め・輸送特性の質量依存性に関する物理を体系的に解明する。

粒子制御技術 (D, He, 不純物) の実証

LHD の長時間放電を利用して、トカマク装置と共通する物理があることから直接的な貢献が期待できる粒子制御技術について、より高密度領域での長時間安定維持を実証するとともに、長時間スケールでのプラズマ壁相互作用を明らかにする。

●プラズマ壁相互作用研究

W 材の PWI 基礎データの獲得

タングステン (W) 材のプラズマ壁相互作用 (PWI) の基礎データを取得するため、GAMMA10 を用いたダイバータ模擬実験や QUEST での PWI 研究などを実施し、データベースを構築する。

W 材ダイバータ長時間特性での課題の明確化

GAMMA10 を用いたダイバータ模擬実験や QUEST でのプラズマ壁相互作用 (PWI) 研究などの結果を基に、タングステン (W) 材ダイバータの長時間特性での課題について明確にし、ITER や JT-60SA 等の実験へ反映する。

●モデリング/シミュレーション研究

物理モデル構築と性能予測コード高度化

ITER や JT-60SA での実験に向けて、性能予測精度向上のため、実験データとの比較を行いつつ、物理モデルの構築と性能予測コードの高度化を実施する。同成果を JT-60SA や ITER の研究計画に反映する。

制御シミュレータ開発

構築した物理モデルと高度化した性能予測コードを基に、ITER や JT-60SA に適用可能な制御シミュレータを開発し、ITER や JT-60SA に適用し改良を実施する。

7. 燃料システム

●燃料循環システム設計

燃料供給シナリオの策定

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を策定する。燃料供給シナリオを考えるにあたっては、プラズマ系内（主プラズマ、スクレイプオフ層プラズマ、ダイバータプラズマ）の粒子循環（リサイクリング）の割合と、プラズマ系外の粒子循環（ダイバータ排気、不純物除去、燃料供給）の割合を適切に設定する必要がある。プラズマ系外からの燃料供給については、どの領域（コア部、周辺部、ダイバータ部など）に供給するために、どの方法（ガスパフ、ペレット等）を採択するのか、DT を個別もしくは混合で供給するのかを明確にすることが必要である。

燃料供給シナリオの実証

JT-60SA や ITER を活用して燃料供給シナリオを実証する。

燃料インベントリーの評価

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ーについて、既存の実験データの解析を基に整備したデータベースにより原型炉でのインベントリーを評価する。

燃料循環システム仕様の決定

原型炉での燃料供給シナリオ及び燃料インベントリーを考慮して、燃料循環システムの仕様を決定する。

燃料循環システム仕様の確認

JT-60SA や ITER を活用して燃料循環システムの仕様の妥当性を確認する。

燃料サイクルシミュレーターの開発

策定された燃料供給シナリオ及び燃料循環システムの使用に基づき、原型炉施設内の三重水素の分布及び総保有量を評価する燃料サイクルシミュレーターを開発する。

燃料サイクルシミュレーターの妥当性検証

燃料循環システム要素技術の開発進展に伴い、要素技術のブロックモデルを適宜見直すとともに、シミュレーションと実験との比較などから燃料サイクルシミュレーションの妥当性・信頼性検証を進める。

●燃料循環システム技術開発

燃料循環システム要素技術（燃料供給、不純物除去、同位体分離など）の開発

燃料供給、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する。実施にあたっては、JAEA の原子力科学研究所にあるトリチウムプロセス棟（TPL）、BA 活動で整備した QST の六ヶ所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センター等国内の施設を活用して研究開発を効率的に進める。また、レーザー方式の三重水素の貯蔵・ハンドリング技術と共通する技術であることから、ペレット製造技術など連携を図り研究開発を進めることが効果的である。

炉としての燃料循環統合システム技術の実証

ITER を活用して統合システムとしての燃料循環システムの運転を実施する。DT 運転開始後

は、三重水素を含む燃料循環システムの運転を実施し、技術を実証する。

DT 混合ペレット技術開発

ダイレトリサイクルの実現に向けて、ペレット加速入射に耐える強度を有する重水素—三重水素混合ペレットの製造法を開発する。

ダイレトリサイクル技術の検証

燃料循環システム内の三重水素インベントリーの大幅な低減に向けて、炉外から排出される未燃焼燃料ガスから不純物ガスのみ取り除き、水素同位体の厳密な調整をせずに燃料ガスとして再供給するダイレトリサイクル技術の原型炉への適用検証を行う。

原型炉燃料循環システムの開発（ITER 設計との相違検証含む）

定常運転/パルス運転の両立を目指す原型炉に向けた定常的な未燃焼燃料の処理プロセス及び再供給プロセス、ブランケットで製造される三重水素の燃料システムへの受け入れを実現する原型炉燃料循環システムを開発する。

●T 安全取扱技術・機器開発

T 除去系、計量管理の確証試験

ITER 三重水素（T）除去系の実証試験と計量管理の実績を蓄積し、大量・高濃度の三重水素取扱技術や計量管理技術など安全取扱技術を開発する。ITER 三重水素除去系の実証試験は、原子力科学研究所にあるトリチウムプロセス棟（TPL）で実施する。計量管理の実績は、TPL とともに、BA 活動で整備した六ヶ所研究所にある原型炉 R&D 棟、及び富山大学水素同位体科学研究センター等国内の施設を活用する。また、レーザー方式の三重水素の貯蔵・ハンドリング技術と共通する技術であることから、連携を図り研究開発を進めることが効果的である。

T と材料の相互作用など基礎データ取得

三重水素（T）含有熱媒体の取扱技術などを確立するため、三重水素と材料の相互作用など三重水素取扱に関する基礎データを取得し、データベースを構築する。実施にあたっては、原子力科学研究所にあるトリチウムプロセス棟（TPL）、BA 活動で整備した六ヶ所研究所にある原型炉 R&D 棟、及び富山大学水素同位体科学研究センター等国内の施設を活用して研究開発を効率的に進める。また、レーザー方式の三重水素の貯蔵・ハンドリング技術と共通する技術であることから、連携を図り研究開発を進めることが効果的である。

炉としての T 安全取扱実績の蓄積

ITER を活用して三重水素（T）安全取扱技術を実証し、運転実績を蓄積する。

T 大量取扱施設での安全取扱実績の蓄積

T 大量取扱施設を活用して T 安全取扱実績を蓄積する。

T 含有ガス・水を取り扱う機器（燃料系）の要素試験・機能試験

ブランケット三重水素回収、及び水処理の実証試験等を実施する。また、三重水素含有ガス・水を取り扱う機器（真空ポンプ（メンブレンポンプ等）等）の開発を行う。要素試験から開始し、順次機器としての機能試験を実施する。

許認可向けデータの取得

原型炉の安全審査に向け、原型炉の安全上の特徴を踏まえ、三重水素の施設内閉じ込め、

環境への放出抑制に関する三重水素除去システム群の性能実証を行う。

T 含有ガス・水を取り扱う機器（発電系含む）の総合試験

発電系を含む三重水素含有ガス・水を取り扱う機器（タービン等）の開発を行う。

●T 大量取扱施設

T 大量取扱施設設計検討

下記の建設に向けた設計検討を実施する。

T 大量取扱施設建設

原型炉では大量の三重水素（T）を取り扱うことから、三重水素大量取扱試験施設での技術の実証・蓄積、及び人材育成が必要であり、原型炉に向けた技術開発のためのホット施設として三重水素大量取扱試験施設を建設する。第一期に整備する本施設では三重水素除去に関する許認可向けデータの取得を先行実施する。本施設は技術開発の工程に従い、第二期として、原型炉ブランケットやダイバータのDT 環境試験を考慮し、段階的に拡張整備することを想定する。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、本施設において大型技術を開発し、運転を検証するまでの体制構築を行う。

●Li 確保

${}^6\text{Li}$ の確保方策の検討

三重水素生産のためにブランケットに用いるリチウム 6 (${}^6\text{Li}$) 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であり、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である。このためのリチウムの分離回収技術について検討し、製造プロセスを選定する。

パイロットプラント規模での Li 確保技術確立

選択した ${}^6\text{Li}$ 製造プロセスについて、パイロットプラントの概念を構築し、同規模が見通せる Li 確保技術を確立する。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。 ${}^6\text{Li}$ 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。

${}^6\text{Li}$ 濃縮基盤技術開発

プラント規模が見通せる ${}^6\text{Li}$ 濃縮基盤技術を開発する。

プラント規模での Li 確保技術実証

Li 確保技術について、プラント規模での運転実績を基に、実際のプラントへの適用性を評価し、技術を実証する。

${}^6\text{Li}$ 濃縮技術確立

プラント規模が見通せる ${}^6\text{Li}$ 濃縮基盤技術を確立する。

●初期装荷 T

T 製造プロセスの検討

初期装荷三重水素（T）について、重水炉や再処理施設からの回収など製造プロセスを選定する。

初期装荷 T の確保方策の検討

初期装荷三重水素 (T) の確保方策について、重水炉や再処理施設からの回収及び海外からの大量購入 (カナダ、韓国等) の検討を行う。その際、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。

初期装荷 T の確保準備

初期装荷三重水素 (T) の確保方策に基づき、確保の準備を開始する。

初期装荷 T なしシナリオの準備

初期装荷三重水素 (T) なしシナリオについて、ビーム加熱の必要性和加熱シナリオとの整合性を考慮して、原型炉設計に反映する。

8. 核融合炉材料開発と規格・基準

●低放射化フェライト鋼

原型炉に要求される材料スペックの明確化、技術仕様の提示

原型炉設計の検討より、原型炉ブランケット構造体に使用される材料として要求される低放射化フェライト鋼のスペックを明確化する。また、原型炉ブランケット構造材料としての低放射化フェライト鋼の技術仕様を提示し、設計に資する。

大量製造技術の確立

原型炉ブランケットの製造に必要な低放射化フェライト鋼の大量製造技術を確立する。

ブランケット構造体製作技術の確立

低放射化フェライト鋼によるブランケット構造体製作技術を確立し、ITER-TBM の製作や原型炉の設計に資する。

微小試験片技術の信頼性評価・ガイドライン策定

従来の原子炉照射実験や、将来の核融合中性子源照射実験において用いられる微小試験片技術の信頼性を明らかにし、構造設計に合理的に使用可能な条件を明らかにする。以て、核融合炉材料の強度特性評価に用いられる微小試験片技術のガイドラインを策定する。

コールド試験による接合被覆部等・環境影響データ取得

低放射化フェライト鋼の接合被覆部等の特性データや、構造体に対する電磁力影響、冷却材共存性等の不足しているコールド試験データの取得を進める。

原子炉による 80dpa 照射データの取得

米国 HFIR によって実施した低放射化フェライト鋼の 80dpa 核分裂中性子照射データを取得する。

接合被覆部照射、複合環境照射影響データ取得

低放射化フェライト鋼の接合被覆部等の特性データや、構造体に対する電磁力影響、冷却材共存性等についての照射影響について重要度に応じて取得を進める。

He 影響の理解の進展、核融合中性子照射影響の解明、照射劣化モデルの構築

イオン加速器施設等の模擬照射技術を駆使して、低放射化フェライト鋼の材料特性に及ぼす核変換ヘリウム影響の理解を進展させる。核融合中性子照射施設の建設、運転、照射後試験を通して、核融合中性子照射影響（核変換ヘリウム影響等）の発現条件を明らかにする。異なる照射場から獲られた照射劣化事象に関する離散的なデータベースを統合的に説明可能な劣化モデルを構築し、ブランケット構造体の寿命予測に資する。

照射効果を踏まえた構造設計基準の在り方を提示

核融合炉において特徴的な核融合中性子照射を受ける部位の構造健全性を合理的に担保するような構造設計基準の在り方を提示し、関連する学協会等において審議を諮る。

材料規格化に向けた学協会活動

低放射化フェライト鋼の規格化に向けた関連学協会における準備活動を進展させる。

炉内機器品質管理・保全技術の概念実証

低放射化フェライト鋼を用いた原型炉構造体の要素部材を対象に、機器の品質管理に資する検査技術や保全のための要素技術の開発を進め、基本概念を確立する。

複合環境での構造健全性検証

低放射化フェライト鋼の接合被覆部等の特性データや、構造体に対する電磁力影響、冷却材共存性等の基盤データをもとに、複合環境における構造健全性評価を進め、ITER-TBMの製作や原型炉の設計に資する。

原子炉による重照射データの検証

米国 HFIR によって実施した低放射化フェライト鋼の 80dpa までの核分裂中性子重照射データを検証し、核融合中性子源における当該材料の中性子照射試験マトリックスを確定する。

原子炉による原型炉設計照射データベース整備

原型炉設計条件の原子炉照射データを拡充し、統計的信頼性を備えた照射データベースを構築し、設計基準強度を定め、原型炉設計に資する。

炉内機器製作・加工・接合・検査技術の検証

低放射化フェライト鋼を用いた原型炉構造体の試作を通じて、原型炉用製作・加工・接合・検査技術の検証を進める。

微小試験片技術規格化

微小試験片ガイドラインをもとに、学協会と連携して核融合炉材料の強度特性評価に用いられる微小試験片技術を規格化する。

簡易構造体照射試験

低放射化フェライト鋼の接合被覆部等を含む簡易構造体の原子炉照射試験により、照射下の構造健全性を確認するとともに、照射効果予測モデルや放射性腐食生成物予測モデルなどの解析コードの開発を進める。

照射効果を踏まえた構造設計基準の策定

核融合中性子環境における照射効果を踏まえた原型炉ブランケット構造設計基準を策定する。

●先進ブランケット材料

先進材料の利用方法を明確化

開発が進められている先進ブランケット材料の利用方法を明確化する。

先進材料のデータベースの充実

先進ブランケット材料として期待される先進材料の核融合材料としてのデータベースを充実させる。

●増殖機能材料（中性子増倍材料及び三重水素増殖材料）

増殖機能材料の製造及び再使用技術の最適化

原型炉ブランケットへの適用を目指して、ベリリウム系固体中性子増倍材料やリチウム酸

化物系固体増殖材料の製造法及び再使用技術の最適化を進める。

増殖機能材料充填体の機械特性評価／製作技術確立

ベリリウム系固体中性子増倍材料やリチウム酸化物系固体増殖材料を充填した構造体の機械特性評価や製作技術を確立する。

Li 確保技術開発

原型炉以降に必要となるリチウムを確保するために、海洋水からの抽出法や同位体分離法などの開発を進める。

原子炉照射影響評価

ベリリウム系固体中性子増倍材料やリチウム酸化物系固体増殖材料の原子炉中性子照射影響評価を行い、中性子照射環境下での適用性を明らかにする。

●ダイバータ材料

原子炉照射影響評価

原型炉ダイバータに用いるタングステン材料等の原子炉照射影響評価を進める。

耐照射性材料開発と評価

原型炉以降のダイバータに適用可能な耐照射性材料の開発と評価を進める。

●計測・制御機器材料

照射劣化データベースの整理

計測・制御機器に用いる光学素子（真空窓、ミラー、レンズ、光ファイバー等）、光学コーティング、アクチュエータとしてのピエゾ素子、機能性セラミックス等の材料の照射劣化に関するデータベースを整理し、原型炉環境での適用性や寿命を明らかにする。

耐照射性材料の評価

原型炉環境で用いることが求められる計測・制御機器に適用可能な耐照射性材料の評価を進める。

●その他

核融合中性子ハンドブックの策定

原型炉設計に貢献可能な核融合材料のスペックを記したシーズ集となる核融合材料ハンドブックをまとめて提示する。

●核融合中性子源

核融合中性子源の設計・建設

核融合中性子源（A-FNS）と関連施設の設計・建設を進める。

核融合中性子源照射試験

核融合中性子源（A-FNS）を用いて、核融合炉材料の照射試験を実施する。

●構造設計炉構造（真空容器及び配管等）と構造規格：構造設計

真空容器等構造の概念検討

三重水素の閉じ込め境界である真空容器等に負荷される荷重の組み合わせ（地震、異常事象などを含む）と頻度・影響度を整理し、損傷様式（バーストなどの延性破壊、疲労破壊、クリープ破壊など）に対応する設計を実施する。

真空容器等工学設計及び溶接・非破壊検査技術の実規模検証試験

概念設計の結果を受けて、溶接継手構造の妥当性を確認する実規模検証試験を実施する。加えて、真空容器等溶接部の供用中の構造健全性を維持する検査技術について既存プラントの検査技術を踏まえて、検査箇所や検査頻度を合理化し保守保全作業の負荷を軽減する技術開発を行う。

真空容器等製造設計

構造規格に基づいて真空容器等製作のための構造仕様を作成する。

●構造設計炉構造（真空容器及び配管等）と構造規格：工学 R&D

溶接・非破壊検査技術の実規模検証試験

2重壁構造である真空容器に適合した溶接継手構造や非破壊検査技術（体積検査）について調査し、技術課題とその解決策について検討を行う。検討結果については、妥当性を検証するための試験計画を策定する。

●構造設計炉構造（真空容器及び配管等）と構造規格：構造規格

構造規格条文の準備

真空容器等の構造健全性を確保するために「品質保証」「材料」「設計」「製作・検査」「維持」から構成される規格条文案を作成し、2027年から予定される機械学会規格委員会での審議に備える。

構造規格条文の審議・規格発行

真空容器等の製造設計に規格基準が適用されるため、構造規格は2032年以前に発行されるように審議スケジュールを策定し、審議に対応する。

9. 安全性

原型炉プラントの安全上の特徴整理

原型炉プラントの安全上の特徴に基づく合理的な安全規制方針の策定を目的として、原型炉プラントの重要な事故シーケンスを評価し、事故進展の防止・緩和のための安全設計ガイドラインを確立する。既存コードにより原型炉プラントの安全性を評価し、安全上の特徴を整理する。

既存コードによって評価された原型炉プラントの安全上の特徴に基づき、原型炉における安全を確保するための基本的な方針案を策定し、この方針案に従って、規制法令策定に資する詳細な解析評価を行う。

安全規制法令予備検討

原型炉に要求される安全要求基準と安全設計ガイドラインを整備する。検討にあたっては、国内外の既存の原子力規制や設計基準を参考にしつつ、核融合固有の安全性を考慮して合理的なものとする。規制と許認可手続きのあり方について予備検討を行うとともに、原型炉の安全性への社会的受容性についても判断を行う。

安全規制法令法規制方針策定

予備検討の結果を受け、原型炉建設の許認可申請に向けた法規制方針を策定する。

安全性評価（安全審査）

安全規制法令法規制方針に従い、プレヒア含め、安全性評価（安全審査）に対応する。

機器故障のシナリオ確立

事故シーケンスを検討する上で、機器故障のシナリオ確立は必須かつ重要な作業である。ITER、JT-60SA、LHD 等における研究開発や運転実績を体系的に整理することで故障や劣化の特徴を明らかにし、設計上の改良等に資するデータを整備する。

運転経験が取得しやすい商用炉と異なり、核融合炉は運用されているプラント数も少ないため、各プラントで取得するデータは、原型炉設計における故障シナリオを幅広く想定して蓄積していく。

特に、核融合炉特有のプラズマによる炉内機器への影響を評価する。故障だけでなく性能の劣化等によるプラントの信頼性評価に資する実機データを蓄積することが重要であり、故障機器のシナリオの確立と同様に、ITER、JT-60SA、LHD 等におけるプラズマ環境下での運転実績に基づきデータを蓄積する。また、プラズマによる炉内機器への影響をコード開発等により評価し、設計にフィードバックできるよう整備する。なお、本作業にあたっては、並行して実施される材料開発との連携を図るものとする。

安全性評価コードの開発

原型炉プラントの安全上の特徴を踏まえ、安全性を評価できるよう既存コードの改良並びに新たな安全性解析コードを開発する。本開発にあたっては、許認可への適用を視野に、V&V (Verification and Validation: 検証と妥当性確認) 計画との連携を図る。

コード開発は特別チーム、QST を主体とするが、大学機関や産業界も協力して我が国の核融合技術の涵養が図られる体制を目指すものとする。

V&V 実験

原型炉プラントの安全性の特徴を踏まえ、テストブランケットシステムや化学反応、ダス

ト挙動評価等、開発すべき安全性評価コードを明確にし、その開発計画を明らかにする。開発したコードを、ITER 等の実験データにより V&V を行う。原型炉の V&V 実施にあたっては、規制上どのような品質マネジメントシステムが要求されるか等、原子炉規制を熟知した産業界と協力により作業を推進する。

開発された安全性評価コードを用いて原型炉プラントの安全性評価を行う。

原型炉プラントの安全性評価

原型炉の各設計段階で明らかにされたプラント仕様に基づき、その安全性評価を実施し、その結果をプラント設計にフィードバックする。

安全性確保の方針と整合する設計条件の策定

原型炉の安全性、プラズマ制御性、炉内機器の健全性、三重水素評価等の具体的な設計結果を反映し、安全性確保の方針と整合したプラント設計条件を確定させる。

環境三重水素の規制目標の調査・検討

三重水素の環境放出の規制案を策定するために、国内外の既存の原子力規制を調査し、規制目標の検討を行う。規制目標は国際的な合理性が求められると考えられるため、ITER での規制も参考に国内における規制の在り方を検討する。

本検討結果は、C&R 後に検討を開始する安全性確保方針確立に向けた準備作業となる。

定常・異常時の環境への放出量評価と制御

三重水素については定常時及び異常時の環境への放出量の評価するための手法を開発し、その制御法を確立する。

安全上許容される定常時及び異常時の三重水素放出量に対して、三重水素放出の制御法が妥当であることを検証し、確立された制御法をハード設計まで具体化する。

第 2 期に向けた安全評価等の見直し

第 2 期の運転に向け、安全評価等の見直し作業を行う。

原型炉運転実績データの取得

原型炉を運転し、第 2 期に向け必要な運転実績データを取得する。

10. 稼働率と保守

保守方式の暫定

保守方式については炉構造・主要パラメータとのバランスを考慮して検討を行い、暫定する。暫定といえども以降の R&D のベースとなるため、速やかに、かつ慎重に暫定する。

炉構造・パラメータの決定

保守方式の比較評価を含めて炉構造・パラメータを検討し、保守方式（暫定案）とともに決定する。

保守 R&D 対象の検討・選択

保守方式、炉構造・パラメータにあわせて保守対象・技術・作業内容の検討を行い、設計として対応すべき範囲と R&D が必要な範囲に仕分け、R&D 範囲と開発目標を明確化する。

作業手順、炉停止期間の検討

検討・選択した R&D 範囲に対して開発目標を設定しており、その開発目標を設計条件として保守作業手順の設計検討を実施する。炉停止期間については保守方式を暫定する段階で稼働率の観点から検討されているが、R&D の開発目標（性能及び開発期間）との整合性を再確認する。

保守方式の見直し

炉設計の進捗、保守技術の調査、開発ロードマップの策定結果を踏まえて、基本概念設計で抽出された技術課題を解決する炉内遠隔保守機器の設計を進め、炉構造との整合性を加味した保守方式を最終化する。この保守方式の最終化を受けて、大型保守技術開発施設の設計、機器開発計画へのフィードバックを行う。

炉内保守機器実規模試験

保守方式の見直しを踏まえ、炉内保守機器の実規模試験を行う。

炉内保守機器製造設計

炉内保守機器の実規模試験の結果を踏まえ、炉内保守機器の製造設計を実施する。

バックエンドシナリオ検討

実用炉におけるバックエンドシナリオを見据えつつ、原型炉固有のバックエンドシナリオ（放射性廃棄物の処分・再利用基準、廃炉方法など）を検討する。廃炉については特に原型炉プラント設計に影響する部分のみ抽出し、原型炉設計に反映する一方、第 1 回中間 C&R に向けて経済性の概略評価、後述の検討に資するための廃棄物量、処理方法については具体的な方針の検討を行う。

放射性廃棄物の処分・再利用基準の検討

バックエンド検討で提示された廃棄物量、処理方法、現行の法・技術に照らして法規制化を念頭に処分方法・対象、再利用方法・対象を検討する。

放射性廃棄物の処分・再利用基準の策定（法規制準備）

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 QST、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する。

ホットセル遠隔保守概念設計

バックエンドシナリオ検討結果を受けて、炉内機器の再利用による低放射化廃棄物の低減、やホットセル建屋サイズの合理化を目標とし、ホットセル保守保全工程（除染/保管、交換/補修/検査、廃棄/減容/一時保管、事前組立検査など）に関わる遠隔保守設計を実施する。

ホットセル遠隔保守機器実規模試験

ホットセル遠隔保守概念設計を踏まえ、ホットセル遠隔保守機器の実規模試験を実施する。

遠隔作業、検査・保守技術の調査

選定された保守方式、対象機器に対して既存の遠隔作業、検査、保守技術を調査する。

原子力施設機器取扱、検査

初期段階では産業界にて原型炉ニーズに沿った軽水炉保守技術、遠隔・ロボットの調査を行う。その後、福島第一原発への適用技術、ITER 向けの開発状況の調査を行い、将来的な核融合以外での開発ニーズを踏まえて、核融合炉向けに R&D が必要な技術の検討・選択に資するデータベースとする。

遠隔作業、検査・保守技術の整理、要素試験

既存の軽水型原子炉や再処理施設、ITER 向けに開発中の遠隔保守技術、福島第一原発の事故の安定化及び廃炉の推進のための遠隔技術、国内外の原子力以外の産業界での遠隔技術を調査。原型炉の保守方式と照らし合わせ、現状と要求仕様とのギャップを整理。稼働率への影響、要求仕様とのギャップの大きさを整理し、遠隔作業、検査・保守技術の開発ロードマップを作成する。加えて、既存技術とのギャップが大きい遠隔保守技術については要素試験を実施し、その結果を設計にフィードバックする。

故障率 DB の調査

原型炉の構造健全性を維持する保全技術を整備することを念頭に炉構造に関する故障率（閉じ込め境界に関わる機器など）データベース（DB）の仕様について検討する。その後、データ収集の対象（物、期間、範囲）を決定し、データ収集を開始する。

保守技術の中規模 R&D

検討された R&D の開発目標（性能及び開発期間）、各実施者のリソース、大規模保守技術開発設備の建設にあわせて開発ロードマップを策定し、実行する。

機能材料・機器開発

ITER での開発状況を踏まえて原型炉遠隔保守に必要な耐放射線機器の開発ロードマップを策定し、実行する。ITER の実績を上回る耐放射線機器の実規模実証については試験施設を含めて検討が必要（運転開始までに実規模実証が困難な場合も想定した開発ロードマップの策定が必要。原型炉の運転年数に応じて徐々に実証していくなど）。

大規模保守技術開発設備の概念検討

選定された保守方式、対象機器に対する実規模 R&D の内容、工程、順序等を検討し、大型保守技術開発施設・設備の概念検討を行う。並行して施設設計の制約となる条件を暫定する。

炉内機器用保守技術開発建屋・設備整備

大規模保守技術開発設備の概念検討を受け、初期に必要となる炉内機器用保守技術開発建屋・設備を整備する。炉内機器の実規模 R&D の開始時期を考慮して 2030 年以降に運用開始を目標に進める。原型炉の保守方式が設計進捗によって見直しされること、大型構造物の遠隔保守技術の開発主体となる産業界の意見を考慮する。

ホットセル用保守技術開発建屋・設備整備

大規模保守技術開発設備の概念検討を受け、原型炉運転開始後に必要となるホットセル用保守技術開発建屋・設備を整備する。大型構造物の遠隔保守技術の開発主体となる産業界の意見を考慮して設計する。

11. 計測・制御

●理論、既存・海外実験による予測、実験による検証

安定限界の理論特性の理解

βn 、Green Wald 限界、ELM 熱パルス、VDE 等の運転停止に関わるような不安定性について、原型炉においてターゲットとすべきものを理論、既存実験結果から同定する。理論、既存実験結果から安定限界近傍での時間応答、決定論的振る舞い、確率的振る舞いを同定して、制御対象、運転点・裕度決定等へ反映させる。

被制御量の検討

炉性能を左右する電流分布、圧力分布等を同定し、制御対象、運転点・裕度決定等へ反映させる。また、電流分布計測が必須であるかどうかを判断する。制御量やアクチュエーターの応答時間、制御実績の DB を理論、既存実験結果から構築し、制御の難易度や特性を整理する。

遠隔位置磁気計測での平衡精度のシミュレーション

JT-60SA のクライオスタット内側、外側等の炉心から遠い位置に配置され、渦電流の影響を受けるような磁気計測を想定し、平衡解析がどの程度可能かを予測する。

安定限界、被制御量の検証

JT-60SA, ITER において、理論や特性（決定論的、確率的振る舞い）を検証する。特に、抵抗性壁モードの安定化や ELM 熱パルスの抑制法といった制御方法の検討を行う。また、理論で求められた炉性能制御項目が必要十分であることを確認する。

ITER/JT-60SA 等での制御実績（手法、成功率等）と応答時間の DB 構築

JT-60SA, ITER 等での応答時間も含めた制御実績をまとめる。

遠隔位置磁気計測での平衡精度の検証

コイルなどの時間微分型磁場測定は、放射線環境場でのドリフトにより定常放電では使用できず、ホール素子などの絶対値測定素子を放射線環境の穏やかな遠隔位置に配置し補正する必要がある。そこで、例えば、JT-60SA のクライオスタット内側に配置された磁気計測のみを用いて平衡解析を行った場合の精度、時間応答を確認し、炉心からの距離、構造物による渦電流の有る条件での平衡解析が必要な性能を達成できるかを確認する。QST と特別チームが連携したり大学との共同研究を活用したりしながら、例えばホール素子などを JT-60SA で試験した場合の検討など、原型炉にも役立つような計画を策定する。

ITER/JT-60SA 等における計測運用保守実績 DB 構築

JT-60SA, ITER, LHD 等における、計測の運用実績、計測保守実績をまとめる。

●計測開発

炉設計と整合した候補計測分類と選定

必要な計測を選定し、種類、数、占有面積・体積を検討する。原型炉、原型炉環境において許容され、特に放射線環境下、限られたポート（面積）で可能なものを選定する。既存の計測では不十分で、新たに開発すべき計測も分類してリストアップする。

照射試験も含む計測開発体制の構築

プラズマ装置での試験、照射試験の必要な計測をリストアップし、それに必要な開発体制を構築する。

候補計測器の決定と開発

候補計測器、特に磁気計測、ダイバータ計測の詳細（種類、個数、設置位置）を決定する。また、原型炉の計測でレーザー、光学測定用窓、絶対値測定は大きな負荷となる。これらが必須かどうかを判断、決定する。それらの決定の後、開発を開始する。計測の開発には、立案、設計、素子等の製作、照射試験、照射後の評価等の専門・役割の異なる人員が必要であり、その体制を強化する必要がある。

計測器のプラズマ試験、照射試験、寿命評価

新たに開発が必要な計測については、開発と評価を組織的に行う。新規開発計測、既存計測についても、必要なプラズマ試験を JT-60SA, LHD, ITER 等で行う。照射試験については、引き続き実施体制を構築・整備・維持し、各計測器の照射実験を行う。それらの試験結果やこれまでの実績、理論を元に、各計測の寿命を評価する。要試験機器のプラズマ試験、照射試験等の内、特に、照射設備の整備は長期に渡ると考えられ、その設備・人員体制を構築する必要がある。

候補計測器の開発と評価

候補計測器の開発を継続し、JT-60SA 等で試行して評価する。

計測器の仕様策定

総合的な観点から計測の仕様を策定する。

計測保守の開発、試行

保守の必要な計測をリストアップし、保守技術を開発する。

●運転点と裕度評価

運転点基準点・運転許容範囲の仮設定

炉設計から導かれる、運転点・裕度を仮に設定する。

運転基準点・運転許容範囲の評価

炉設計、理論、実績、及びコスト等も考慮しながら運転基準点・運転許容範囲を評価する。

運転基準点・運転許容範囲の決定

炉全体、安全に関わるコストなども含め、総合的な観点から運転点・裕度を決定する。

●オフライン予測

プラズマ運転制御シミュレータの開発

現在 JT-60SA のために開発しているシミュレータを完成させるとともに拡充を図る。

プラズマ運転制御シミュレータの検証

JT-60SA にて、開発した MHD 平衡制御シミュレータや統合コードの性能を検証する。

プラズマ運転制御シミュレータの高度化

JT-60SA にて、開発したシミュレータの高性能化を図る。

●実時間制御システム

JT-60SA 用実時間制御開発

JT-60SA 用に実時間制御を整備する。

実時間制御の運用

JT-60SA 実験で実績を積みながら、評価する。特に、電流分布や圧力分布制御など複数の制御対象量の実時間制御を整備する。

第一原理計算、シミュレータ、実時間制御の相互検証と高度化

理論、オフライン制御等の相互検証を行いながら実時間制御を構築していく。

学習・推定ツールの開発

理論、実験等の知識を学習し実時間で状態を推定するツールを作成する。実時間データ共有・転送技術の高度化を検討する。

原型炉統合コード、制御用シミュレータの性能（精度、成功率等）評価

安定限界近傍だけでなく、炉の性能（Q 値、ダイバータ損耗、コスト等）を左右するような制御量の制御を総合的な観点から検証する。JT-60SA における高性能放電を対象とし、精度や成功率などを評価する。

実時間制御の仕様作成

総合的な観点から実時間制御の仕様を作成する。

12. サイト整備

●事前準備

立地条件検討

原型炉建設サイトの選定に向け、立地条件（敷地面積、熱放出、給水、電力供給、大型機器の搬入、地耐力、等）の条件を検討する。

建設地候補選定

検討した立地条件に基づき、原型炉建設サイトの建設地候補を選定する。

サイト整備予備調査・関連法規・条例等の申請

原型炉建設サイトの建設地候補に対して整備のための予備調査を行う。特に、放射線の許認可以外に、埋蔵文化財調査、環境影響評価、大規模開発行為等事前申請等が必要となるため、関連法規の調査を含め必要事項をリストアップし申請書作成に着手する。

●サイト設計・整備

配置計画

原型炉概念設計時に進めたサイト内の配置計画を基に、工学設計活動時にサイト整備計画を詳細化する。2035年の原型炉建設判断後に土地を正式に取得し、サイト造成に直ちに着手する。

電力・給排水設計

インフラ整備のうち、外部に依頼して整備しなければならないのは、送電線（電力会社）と工業用水（地方自治体）である。整備完了までに時間を要すると考えられるため、事前調整準備を行い、2035年の原型炉建設判断後直ちに着手できるように、電力・給排水設計を進める。

●建設設計・建設工事

情報収集・調査

スムーズに建設工事に移行するため、情報収集・調査を行って事前に建設工事計画を工学設計段階から準備する。

サイト造成

サイト整備計画を踏まえ、サイトを造成する。

鉄塔、送電線、変電所、受電設備、給排水設備の整備

サイト整備計画及び電力・給排水設計を踏まえ、鉄塔、送電線、変電所、受電設備、給排水設備を整備する。

本体建屋建設

サイト整備計画及び建設工事計画を踏まえ、本体建屋を建設する。

補機系統建屋建設

サイト整備計画及び建設工事計画を踏まえ、補機系統建屋を建設する。

13. 社会連携

●アウトリーチ活動ヘッドクォーター(HQ)設置による活動の推進

核融合アウトリーチ活動HQの在り方の検討

原型炉設計活動を含む国内外の核融合研究開発活動に関するアウトリーチ活動がどうあるべきか、すでに行われている国外の活動及び他技術におけるアウトリーチ活動の実績と課題について調査し、我が国で研究機関等が連携して効果的に実施するための新しい組織の在り方についての検討を行い、HQの設置に備える。

核融合アウトリーチ活動HQの設置

国内の核融合研究開発活動に関するアウトリーチ活動の範囲と目標、ロードマップを策定し、それを統括する組織としてのヘッドクォーター、及び関係機関の協力体制を設計する。そして2019年度末までに必要な組織体制を立ち上げる。

核融合アウトリーチ活動推進計画の立案

国際協力で推進されている核融合の研究開発活動と、その中軸を担いつつ周辺の基礎科学研究を推進する日本の研究開発に関する情報発信を推進する。

核融合アウトリーチ活動の推進

HQ主導の下で立案したアウトリーチ活動推進計画に基づき、三つのカテゴリー（Cat.1: アウトリーチヘッドクォーターの位置付けの確立、Cat.2: 各ステークホルダーに対する情報発信の活性化、Cat.3: 各ステークホルダー間の対話を繋ぐ環境の整備）毎に、HQ/TF/特/Q/Nの各機関・組織が機動的に活動を推進する。

●アウトリーチ人材育成

アウトリーチ教育体制及びプログラムの検討

研究成果のアウトリーチだけでなく、社会の中の多様な文脈をもつステークホルダーとの対話を推進するための人材育成プログラムの在り方を検討する。

アウトリーチ教育の実施

アウトリーチ(OR)及び社会連携活動を担う人材育成のためのプログラムを、HQ主導の下、HQ/TF/特/Q/N/F/学の各機関・組織が連携して実施する。特にHQは、メディアに対するレクチャーやプラズマ・核融合学会が開催するプラズマ・核融合若手夏の学校での講座や年会でのインフォーマルミーティングなどの機会を捉え、アウトリーチ教育を企画する。

●社会連携活動

核融合エネルギー開発ロードマップ／原型炉設計活動に関する社会連携活動の実施

ITER以降の原型炉から商用炉建設までの、核融合エネルギー開発のロードマップ全体について、世界のエネルギー需要やその他の環境条件なども踏まえたうえでどのような開発計画とすべきかを、科学界、経済界、そして市民など、立場の異なる多様な視点から評価する活動を行う。特に、原型炉設計活動に関して、核融合エネルギーを中軸にもちつつ多様な応用、他分野協働による新しい価値の創造を視野に入れ、研究開発の社会的価値の最大化をめざした社会連携活動を推進する。

原型炉建設サイト選定に関する社会連携活動の実施

世界のエネルギー問題と核融合エネルギー開発のロードマップを踏まえた上で、原型炉で

の実験に日本としてどのようなスタンスで参加すべきなのか、そして建設サイトのあるべき未来像とはどのようなものかについて、異なるステークホルダーが意見を交換することを通じて描いていく。そして国内誘致の場合のサイト選定におけるプロセスの在り方について、合意形成を目指した対話活動を実施する。

原型炉建設・運転に関する社会連携活動の実施

原型炉の建設・運転中における、成果普及とその後の商業炉建設に向けた、ステークホルダー間の対話を推進する。

14. ヘリカル方式

全体概要

ヘリカル方式においては、ITER 技術を活用して既存技術の延長上で炉設計を行うオプションと、革新的な技術を取り入れて炉設計を行うオプションを並行して進める。ヘリカル方式の核融合炉の実現に必要な開発研究課題の多くは、基本的にトカマク型原型炉の開発研究課題と共通であり、それらを直接適用することが可能である。トカマク型原型炉の開発研究と相補的に進めることにより、堅牢な核融合開発研究体制の構築に寄与する。

●ヘリカルプラズマ

高性能プラズマの実証

ヘリカル方式の核融合炉を見通せる高温・高密度プラズマを用いた閉じ込め研究を行い、無次元量を基準として、核融合炉に外挿し得る高性能プラズマを実証する。

ダイバータ部の熱負荷低減と粒子制御

シミュレーション研究と LHD 実験との比較研究により、ヘリカル装置の周辺磁場構造を考慮して、ダイバータ部への熱負荷低減シナリオ及び粒子排気シナリオを策定する。

輸送特性と高エネルギー粒子の閉じ込め特性

輸送特性に及ぼす同位体効果を明らかにするとともに、高エネルギー粒子の閉じ込め特性を調べることによって、核融合炉を想定し得る α 加熱特性を実証する。

定常運転の実証とプラズマ壁相互作用

長時間放電を用いて定常プラズマの運転制御手法を開発するとともに、プラズマ壁相互作用の制御法を確立する。プラズマ壁相互作用の制御には、使用している壁材料と壁温度が大きく影響することを考慮する必要がある。

●炉工学・炉設計

3次元解析によるヘリカル炉の成立性

3次元性を考慮した構造解析により、製作及び保守交換を考慮したヘリカル炉構造の成立性を示す。また、中性子分布の3次元解析により、合理的なラジアルビルド決定やダイバータへの中性子負荷低減方法を提示し、容器内機器で使用可能な材料とその寿命を明示する。

大型高磁場超伝導ヘリカルマグネットの成立性

100kA 級導体開発とヘリカル巻線の成立性の提示をするために、低温超伝導体による連続巻線オプションと分割高温超伝導体の機械的接続オプションを並行して検討し、両オプションが炉設計におよぼす影響を明示する。

長寿命液体ブランケットの成立性

溶融塩及び液体金属流動ループを用いた強磁場環境下の核融合炉模擬条件にて、液体ブランケット実機能の実証研究を行い、発電機能実証も含めた液体ブランケットの成立性を提示する。

低放射化構造材料開発研究

エネルギー効率向上のため、より高温条件下で使用可能な低放射化材料（構造材）及びダイバータ機器材料の開発を行い、炉設計へ反映出来るようにする。

高熱流プラズマ対向機器・材料開発研究

高い熱流束にさらされるダイバータや第一壁といったプラズマ対向機器・材料のプラズマ照射下挙動を、LHD や熱負荷試験装置を用いて調べ、機器の機能や寿命及びプラズマ壁相互作用を明らかにし、炉設計やプラズマ制御シナリオに反映出来るようにする。

ヘリカル炉概念設計

装置建設工程や容器内機器の遠隔保守方式も含めて、成立可能なヘリカル炉の概念設計を提示する。

ヘリカル炉工学設計

LHD 実験と数値実験炉の成果から燃焼プラズマ運転シナリオを確定し、ヘリカル炉概念設計を基に工学設計を行う。

●数値実験炉

物理素過程のシミュレーション

プラズマ挙動を支配する物理素過程を記述出来る数値モデルを作成し、プラズマ実験や理論との比較により、数値モデルの正当性・適応性を検証する。

複合物理結合・階層間結合シミュレーション

マイクロとマクロを結合する階層結合モデル、コア周辺結合モデル、物理要素間結合モデルを構築する。第 1 原理シミュレーションと半経験的なコードのギャップを無くし、より信頼性のあるシミュレーションコード体系への改良を行う。

数値実験炉構築

コアプラズマからプラズマ対向材料までを対象とし、マイクロからマクロまでの各階層の物理要素や階層間相互作用の物理を含んだ統合シミュレーションコード体系（数値実験炉）を構築し、理論・実験による検証を行うことにより、ヘリカル方式核融合炉における燃焼プラズマ運転への予測性の高い外挿を行う。

15. レーザー方式

全体概要

レーザーの高いエネルギー密度を活用し、原型炉開発に資する研究、及びレーザー方式と原型炉と共通する技術開発について取り組む。

●壁・プラズマ相互作用の総合的理解

熱負荷や中性子負荷を受けた材料の特性や損耗過程をポンプ-プローブ法を活用して計測し、シミュレーション結果と比較しながら、物質とプラズマの境界領域の物理を体系化する。ダイバータシミュレーションコード及び原子分子過程、プラズマ壁相互作用のモデルの高精度化に貢献する。装置としては、国内外の大型レーザー装置を活用する。

●液体金属壁開発

レーザー方式原型炉ではコンパクトな炉を指向して、リチウム-鉛を用いた液体金属壁を採用する。液体金属流に関する研究は、原型炉開発においても先進ブランケットや先進ダイバータとしての活用も期待される。現在は、レイノルズ数を合わせた水による模擬実験が行われている。レーザー方式の原型炉に必要な 20cm 厚の液体壁の形成、リチウム-鉛の循環方法（耐腐食ポンプ等）を開発する。

●ペレット製造・入射技術

大量ペレット製造技術

プラズマへの燃料供給に用いる重水素-三重水素アイス・ペレットの生産及び検査選別の自動化を伴うペレット製造装置の設計を行い、燃料ペレットの大量生産に関する見通しをつける。また、製造したペレットを入射装置に送り込む部分に関しても三重水素漏洩を考慮した設計を行う。重水素-三重水素ペレットの大量生産技術は、レーザー炉にとって重要な技術であるとともに、要求される精度は異なるがトカマク型及びヘリカル型の原型炉の定常運転の燃料供給にも必要な技術である。

ペレット入射技術

レーザー型原型炉においては、16Hz の燃料ペレット供給が必要である。現在、模擬ペレットを入射装置が製作され、実験が進められている。この装置で得られた成果を元に、繰り返し工学試験及び原型炉に向けた装置の設計を行う。トカマク型及びヘリカル型の原型炉においても、ペレットの入射技術は必須である。

●三重水素の貯蔵・ハンドリング技術

遺漏を考慮した三重水素の貯蔵、供給、回収系の概念設計を行い、その後詳細設計を行う。試験装置を製造し、その動作を確認する。

●過酷環境下における計測技術

レーザー核融合プラズマからはパルス状の X 線、ガンマ線、中性子線が放射され、計測器やセンサーにノイズを与え、装置が誤動作させている。原型炉で想定される過酷環境をレーザーを使って再現することで、原型炉の計装の開発に資することが出来る。

参考資料

レーザー炉特有の研究開発項目

全体概要

レーザー方式の炉心プラズマは、ITER 及び原型炉の炉心プラズマとは大きく異なる。高平均出力のパワーレーザーの開発が必要であり、核融合燃料を連続的に製造し、それらをレーザー集光点に正確に供給する技術の開発が必要である。これらを除くと、レーザー方式の核融合炉の実現に必要な開発研究課題の多くは、基本的にトカマク型原型炉の開発研究課題と共通であり、その技術開発を直接適用することが可能である。原型炉の開発研究と相補的に進めることにより、堅牢な核融合開発研究体制の構築に寄与する。

●炉心プラズマ

炉心プラズマ実験

高速点火方式による高密度プラズマの加熱実証を目指した FIREX-I で導入したスキームの自己点火への外挿性を実験及びシミュレーションで適切に評価した上で、高速点火方式による高利得を目指した数値実験 FIREX-NEO とその実証実験 FIREX-II を、国際連携を視野に推進する。

炉心プラズマ設計

FIREX-NEO では FIREX-I 実験の成果をベースに、シミュレーションによって自己点火、高利得へ向けた炉心プラズマの設計を行う。数値実験における不確定な物理については、要素実験で解決していく。

●繰り返し炉工試験装置

繰り返し炉工試験装置 (C1/N/大/産、' 15~' 28)

レーザー核融合においては、炉心プラズマの理解を優先し、今日までシングルショットの実験装置が建設されてきた。原型炉のためには、繰り返しレーザー照射を実現するための工学試験装置を建設する必要がある。繰り返し炉工試験装置では、ペレットの連続供給、ペレットとの追尾と、ペレットへのレーザーの連続照射を行い、レーザー炉に必要な工学的妥当性を検証する。

20kJ/10Hz レーザー開発 (C1/大/産/JW/N、' 16~' 28)

YAG 透明セラミックス製造技術、ファイバーレーザー発振器、増幅器、アクティブミラー方式を採用した LD 励起固体レーザー増幅器、冷却 Yb 系材料による高効率化、高効率な高次高調波発生技術などを組み合わせ、レーザー型原型炉のモジュールとなる 20kJ/10Hz 相当のレーザーを開発し、繰り返し工学試験に利用する。繰り返し工学試験の結果を見て、原型炉に向けた詳細設計を行う。耐放射線に優れ、ダメージを起こしにくい大型の光学素子についても、併せて研究を行う。

ペレット追尾装置 (C1/大/N、' 15~' 28)

ペレット追尾に関しては、位相共役鏡を用いたパッシブな方法と、受像センサーとピエゾ駆動ミラーを組み合わせたアクティブな方法が検討されている。それぞれについて、実際にレーザー原型炉レベルに適用可能かどうかを見極めた上で、高繰り返し工学試験への導入に向けた装置の設計を行う。

レーザー原型炉設計 (C1/大/N/産、' 29～)

炉心プラズマ実験、高利得プラズマ設計、繰り返し工学試験、液体金属壁開発等の成果を踏まえ、2029年以降に全体を統合したシステム設計を行う。