

原型炉開発に向けたアクションプラン

目次

1 原型炉開発に向けたアクションプランの検討について

2 アクションプラン構成表

- 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. 稼働率と保守性
 - 11. 計測・制御
 - 12. 社会連携
 - 13. ヘリカル方式
 - 14. レーザー方式
- 参考資料：レーザー炉特有の研究開発項目

3 アクションプラン項目別解説

- 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. 稼働率と保守性
 - 11. 計測・制御
 - 12. 社会連携
 - 13. ヘリカル方式
 - 14. レーザー方式
- 参考資料：レーザー炉特有の研究開発項目

4 補足 1 原型炉開発総合戦略タスクフォース・メンバー表 補足 2 会合実績

1 原型炉開発に向けたアクションプランの検討について

平成 28 年 2 月

原型炉開発総合戦略タスクフォース

1. はじめに

科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会核融合科学技術委員会（以下、「委員会」という）に設置された「原型炉開発総合戦略タスクフォース（以下、「タスクフォース」という）」では、委員会における原型炉に向けた技術基盤構築のための体制整備についての審議に資するものとして、諮問に沿い、「原型炉開発に向けたアクションプランの策定」について検討し、この検討課題に対する答申をアクションプランとしてとりまとめた。アクションプランはアクションプラン構成表とアクションプラン項目別解説からなる。また、今後の検討課題についても整理を行った。

2. アクションプランについて

○ 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）報告（平成 26 年 7 月及び平成 27 年 1 月）にある検討を元にしつつ、実効的なフォローアップと時宜を得た体制整備の進捗状況を確認できるアクションをアクションプラン構成表にまとめた。

○ 検討作業はタスクフォース委員が中心となっており、合同コアチーム報告で必要性が指摘された「ダイバータ研究開発の戦略的加速」については、核融合エネルギーフォーラムにおける検討結果（「ダイバータ研究開発の戦略的加速の方策に関する評価・検討報告書」核融合エネルギーフォーラム ITER・BA 技術推進委員会）を反映した。本報告の取りまとめにあたり、ITER・BA 技術推進委員会の下で詳細な検討を行っていただいたダイバータ研究開発加速戦略方策検討評価ワーキンググループに感謝申し上げます。また、平成 27 年 6 月に活動を開始した日本原子力研究開発機構六ヶ所核融合研究所を拠点として設けられた原型炉設計合同特別チーム（以下、「特別チーム」という）の取組との整合性についても留意した。

○合同コアチーム報告からの改善点

タスクフォースでは、アクションプランの策定にあたり、合同コアチームが取りまとめるに至らなかった、ヘリカル方式及びレーザー方式についての調査・検討と、核融合エネルギーの社会科学的検討を行った。

合同コアチーム報告においては、「第三段階核融合研究開発基本計画における今

後の核融合研究開発の推進方策について」(平成 17 年 11 月原子力委員会決定)及びその裏付けとなる「今後の核融合研究開発の推進方策について」(平成 17 年 10 月原子力委員会核融合専門部会)に示された方針に沿い、まずトカマク型を主案として原型炉を建設するための計画が示されている。現時点における原型炉研究開発においては、不確実な要素が依然として大きいことから、この主案の確実な進展を図るとともに、革新的な技術、代替技術の研究開発を展開していくことも必要である。そのため、タスクフォースにおいては、ヘリカル方式、レーザー方式の研究開発は、将来を展望する革新的技術の研究開発に必要な規模にて並行して行われるべきことを認識しつつ、それらが原型炉に向けた共通の技術基盤を提供できる部分について、アクションプランに取り入れることとした。

ヘリカル方式については、ヘリカル型定常核融合炉に向け、自然科学研究機構核融合科学研究所(以下、「核融合研」という)を中心に進められる研究開発の多くの部分が、上記の原型炉に向けた共通の技術基盤を提供しうると考え、アクションプランにも位置付けている。一方、レーザー方式については、磁場方式とは大きく異なる原理を用いることから、現在進められているレーザー方式特有の研究開発が、トカマク型原型炉に向けた共通の技術基盤の提供に資する部分は限定的にならざるを得ない。しかしながら、その共通の技術基盤への寄与が、レーザー方式の研究開発計画全体から見てどのような位置づけにあるかを明らかにしておくことは、我が国の核融合研究開発の全体像を俯瞰する上で必要であることから、参考資料として「レーザー炉特有の研究開発項目」を示すこととした。

また、核融合エネルギーの社会科学的検討に関しては、核融合エネルギーが広く社会に受け入れられるための要件、そのための方策等について議論し、社会連携活動をより効果的に行うことが、原型炉建設に向けて社会の理解を得るためにも重要と考えられることから、本アクションプランでは新たな項目として、「社会連携」を置くこととした。なお、研究開発そのものを目指す他の項目とは異なり、社会連携活動については、これまで必ずしも組織的な取組がなれきてきたとは言えないため、本アクションプランでは、活動を本格化するために必要な体制の構築も一つのアクションとして示した。

○ アクションプラン構成表について

本報告書の構成では、まずアクションプランを表形式で示した「アクションプラン構成表」を掲載し、その後、項目別の補足説明を付属することとした。

アクションプラン構成表は、それを見ただけで、その時期に実施すべきアクション、完了しなければならないアクションを把握できるものにするるとともに、次の考え方に基づき、アクションの時期を大きく四つに分けて示すこととした。まず、原型炉段階への移行に向けた中間チェック・アンド・レビュー(C&R)及び原型炉計画を中核とする第四段階への移行判断の時期については、合同コアチーム報告の考え方を踏襲し、それぞれ、ITERのファーストプラズマ点火が見込まれる2020年頃

と、ITER において重水素と三重水素を燃料とした核燃焼（DT 核燃焼）実証が見込まれる 2027 年頃と仮定した。さらに、当面必要なアクションをより具体化するため、中間 C&R までの間を 2 期に分けて検討することとし、具体的には、以下のように整理した。

①現在～2016 年度

現時点ですでに実施中、またはすぐに開始すべきアクションを示す。

②2017 年度～2019 年度

中間 C&R までに実施すべき、または完了すべきアクションを示す。

③2020 年度～2027 年度

中間 C&R 以後、移行判断までに実施すべき、または完了すべきアクションを示す。

④2027 年度～2035 年度

第四段階への移行判断後、建設開始までに実施すべき、または完了すべきアクションを示す。

アクションプラン構成表における「課題」名は、合同コアチーム報告で整理された課題に準拠することとした上で、全体を統合する意味で第 0 番とした「炉設計」や、新たに追加した課題を含め、全部で 15 課題がある。

また、各課題の解決に求められる具体的な研究開発を「項目」と呼ぶこととし、黒字はアクションを開始する項目、赤字はアクションが完了する項目で、両者が一対となってその項目の実施期間を示す。ただし、同じ期間内に終了するアクションに関しては、アクション名は黒字とし、終了時期だけを赤字とする一項目の形式で示した。

併せて、各アクションについて、責任をもって実施することが期待される機関・組織を示した。ただし、その実施に当たっては、適切なリソースや体制が整備された場合を前提としており、この前提条件を満たすための方策・施策は、核融合科学技術委員会などにおいて今後も引き続き審議され、適切に整備されていくことが必要である。

○ アクションプラン項目別解説について

アクションプラン構成表は、必要な取組（項目）の一覧性に重きをおいており、各項目の具体的な内容がわかりにくい部分もあるため、個々の項目の補足説明を別に示した。15 の課題それぞれをアクションプラン構成表に示す四つの期間に分けて、その期間内におけるアクション項目を構成表の上から順に記載してある。したがって、記載順が時間軸に沿っていないこともあるので注意されたい。

3. 今後の検討課題

- 委員会において、アクションプラン実施に向けた喫緊の取組として以下3点に留意し、体制整備の審議を行っていただきたい。
 - 1) 「ダイバータ研究開発の戦略的加速」については、引き続き組織的な検討が必要である。ダイバータ研究開発加速戦略方策検討評価 WG 報告における「課題解決のための運営のあり方を特別チームの総合調整グループが検討することが適当」との指摘への対応策の検討とともに、核融合エネルギーフォーラムの主体的な関与の継続をお願いしたい。
 - 2) 社会連携において示した「核融合アウトリーチ活動ヘッドクォーター」は、これまでの核融合分野における活動が、「技術が成熟しても社会がその技術を受け入れなければ実現できない」という危機感を直近の課題として共有することができず、技術の進歩に注力されてきた反省を踏まえて提案されている。原型炉開発を目指す中、本技術に対する社会の理解は必須となる。戦略的アウトリーチ活動の必要性と、アウトリーチ活動が人材育成と深く関わることも考え、日本全体を統括して活動しうる組織の実現へ向けた措置を検討し、必要な対策を講じるよう、委員会における審議の深まりを期待したい。
 - 3) アクションプランの実効性を高めるためには、原型炉設計を担う特別チームのさらなる強化等による産学官の共創の場が必要不可欠である。この際、アクションプランの遂行に求められるリソースを論じる前提として、責任をもって実施する中心機関・組織を明らかとすることが必須である。アクションプラン構成表では「責任をもって実施することが期待される機関・組織」をあげたが、委員会における体制整備の審議においては、BA協定期間終了後の国際連携活動等も視野に入れた具体的な検討を進めていただきたい。
- タスクフォースにおいては、アクションプランの時系列展開において最大のクリティカルパスとなる ITER 計画について、現在のベースライン文書に示されている計画(主なマイルストーンとして2020年ファーストプラズマ、2027年DT核燃焼等)に基づき、検討を行った。一方で、ITER計画においては、現在、年次計画の見直しが進められており、その結果次第では、アクションプランについても見直しを余儀なくされる部分が生じると考えられる。その際は、ITER計画の変更と整合した形にするとともに、ITER計画の進捗の影響を直接受けない項目については、引き続き着実な推進を図れるよう、アクションプランを統合的視座から最新のものとする必要がある。
- アクションプランの更新にあたっては、ITER計画の支援強化と、ITER計画及び

原型炉開発に向けた基盤構築の加速の強化に留意する必要がある。特に、以下の点は重要課題として、タスクフォースにおいて、特別チームと密に連携し、核融合エネルギーフォーラム等、産学官の各組織とも協力して引き続き検討を進めることとする。

- 1) 炉心プラズマにおいては、ITER 計画の遅れが燃焼プラズマの実現に直接的な影響を及ぼすことから、ITER ファーストプラズマ達成後に早期に運転制御手法を確立し、円滑に DT 運転へつなげていくことが極めて重要である。そのために、最も ITER 支援研究への貢献が期待される JT-60SA において、先行して大型超伝導トカマク装置での運転制御手法を開発し、十分な知見を蓄積しておくこと。特に、ITER での運転を制限する可能性がある周辺局在モード(ELM)、ディスラプション及びダイバータへの熱負荷の制御手法の確立が重要である。また、ITER は運転初期からフルタングステンダイバータを採用することとなっているため、欧州の JET 等タングステンダイバータを採用している海外の装置との共同研究を実施し、実験データを蓄積すること。原型炉開発に向けた基盤構築の観点からは、JT-60SA において高性能プラズマの定常維持手法の開発、モデリングによる性能予測精度の向上等を進め、原型炉設計に反映していくこと。さらに、ITER での実験に向けて世界的に研究開発を主導できる人材の育成と全日本的に実験に参画するための体制を構築すること。
- 2) ダイバータにおいては、原型炉環境下において想定される熱負荷条件と現在のダイバータ機器の除熱性能の間に大きなギャップがあると認識されている。ダイバータプラズマ制御シナリオの策定、高い信頼性や予測性を持つダイバータシミュレーションコードの開発、実機における実験研究や線形プラズマ装置による基礎研究の密接な連携、海外の装置での共同研究の必要性、さらには新たな研究開発のプラットフォームとしての原型炉ダイバータ模擬定常高密度プラズマ実験装置及び中性子照射材料・機器の熱負荷試験が可能な熱負荷試験装置の建設等、ダイバータ開発は総合的な取組が際立って必要である。このために必要な措置の検討を進めること。
- 3) ブランケット開発においては、ITER に設置するテストブランケットモジュール (ITER-TBM) を含めたテストブランケットシステム (TBS) の開発が、原型炉ブランケット開発において最大の知見が得られる場であると考えられる。このために、構造材料や機能材料に関するデータベースや、熱流動、トリチウムを含めた統合システムとしての知見を速やかにまとめ、必要なデータを取得できる体制を強化し、ITER への設置に必要となる規制に関連する規格・基準への対応を ITER 計画に対して遅滞なく遂行すること。加えて、ITER-TBM 試験の成果は国際協力の面からも評価されることから、他極の取組と合わせて留意すべきこと。また、IFMIF

—EVEDA を継承する核融合中性子源の活用について、核融合中性子照射場に起因するクリティカルな課題を精査し、運用計画を早期に策定すること。先進ブランケット材料については、核融合研、大学が進める基礎学術研究を着実に進めるとともに、原型炉ブランケットとの適合性を常に炉設計に照らしてフィードバックできるような情報公開・交換を促進すること。

アクションプラン構成表

凡例

合同特別チームの
活動フェーズ

概念設計の基本設計

概念設計

工学設計

黒： 開始事項
赤： 完了事項

2015

2020頃

2025頃

2035頃

#. 課題名	研究計画1	研究計画2	研究計画3
小課題名1	アクションを、開始、実施機関記号、アクション名、終了年の順に記載： (15)特/Q/N:アクション1(25) 黒： 開始事項 赤： 完了事項	----->(15)特/Q/N:アクション(25) →(*) (*)は2037年以後も継続の意味
小課題名2	同区分期間に開始と終了の場合の記載例： (15)Q/N/特:アクション2 →(19)	注： 完了時期の(19)とは、 2020年に予定される第1回中間C&Rの前までを意味する。

責任をもって実施することが期待される機関・組織の記号

直接の実施でなく全体調整等を行う機関は、TFや特のように、緑字で、位置は実施期待機関の後。

- | | | |
|----------------------|------------------------|-----------------------|
| 国： 政府 | C1～C5： 大学研究所・センター等（右記） | 大学研究所・センター等 |
| 特： 原型炉設計合同特別チーム | 学： 学協会 | |
| Q： 量子科学技術研究開発機構(核融合) | Ij： ITER機構（全日本としての関与） | C1： 大阪大学レーザー科学研究所 |
| N： 核融合科学研究所 | 物： 物質・材料研究機構 | C2： 京都大学エネルギー理工学研究所 |
| 大： 大学 | QW： 量子科学技術研究開発機構(関西研) | C3： 筑波大学プラズマ研究センター |
| 産： 産業界 | TF： 原型炉開発総合戦略タスクフォース | C4： 九州大学応用力学研究所 |
| F： 核融合エネルギーフォーラム | HQ： 社会連携活動ヘッドクォータ | C5： 富山大学水素同位体科学研究センター |

概念設計の基本設計	概念設計	工学設計
------------------	-------------	-------------

2015

2020頃

2025頃

2035頃

0.炉設計	概念設計		工学設計	
	物理・工学設計ガイドライン構築		<table border="1"> <tr> <td>サイト評価</td> <td>建設向け設計</td> </tr> </table> 建設地候補選定 ▲	サイト評価
サイト評価	建設向け設計			
	安全確保方針案の策定	安全要求・解析・評価ならびに法令準備	安全法制の整備と候補サイトでの安全評価	
	物理・工学・材料データベース構築		JT-60SAや材料照射成果にそったDB更新	
炉概念と建設計画	(15)特:物理・工学ガイドライン →(19) (15)特:基本概念設計 →(19) (16)特/TF:燃料サイクル戦略(26) (17)Q/N/大/特:統合シミュレータ (26) (18)特/産:コスト評価 (31)	(20)特/産:概念設計 →(26) -----> (16)特/TF:燃料サイクル戦略(26) --> (17)Q/N/大/特:統合シミュレータ (26) (23)特/Q/F:目標プラズマ性能更新 →(28) ----->	(27)産/特:炉本体設計 →(35) -----> (18)特/産:コスト評価 (31) (29)国/TF:候補地選定 →(31) (32)国:建設サイト評価・選定 →(35)	
機器設計	(15)特/Q:SC概念の基本設計 →(19) (19)特/Q:原型炉TBM目標 →(19) (17)特/産:BOPを含む機器構成案→(19)	(21)特/産:BOP概念設計 →(26)	(サイト評価向け) (27)産/特:プラント・建屋・機器設計 →(31) (27)学/特:規格・基準 →(31) (規格基準とサイト候補決定後) (32)産/特:プラント・建屋・機器設計 →(35)	
安全確保指針	(16)特/産:安全確保方針案 →(19)	(20)特:安全要求・解析・評価(31) (20)特/産:原型炉プラントの安全上の 特徴整理→(26) (20)TF/特:安全規制法令予備検討 →(26)	----->(20)特:安全要求・解析・評価→(31) (27)国/TF:安全規制法令 →(35) (32)国:安全評価 →(35)	
物理・工学・材料DB	(16)Q/大/F/特:原型炉物理DB(26) (16)Q/大/F/特:工学・材料DB(26)	-----> (16)Q/大/F/特:原型炉物理DB(26) -----> (16)Q/大/F/特:工学・材料DB(26)	(27)Q/特:物理・工学DB更新 →(31) JT-60SAを反映 (32)Q/特/産:材料DB更新 →(35) 14MeV重照射データを反映	

概念設計の基本設計

概念設計

工学設計

2015

2020頃

2025頃

2035頃

	2015	2020頃	2025頃	2035頃
1.超伝導コイル	SC概念基本設計	SC概念設計	SC工学設計	
	SC試験設備の検討	SC要素試作・試験	コイル試験	
	関連BOP(冷却系、コイル電源) 概念基本設計	関連BOP(冷却系、コイル電源) 概念設計	関連BOP(冷却系、コイル電源) 工学設計	
SC設計	(15) 特/Q/産: SC概念基本設計 →(19) (15)特/Q/N/物/大: 超伝導線材検討・ 主案選定 →(19) (18)特/Q/大/産: R&D計画の策定 →(19)	(20) 特/Q/産: SC概念設計 →(26) (20)特/Q/N: 超伝導導体概念設計 →(26)	(27) Q/産/特: SC工学設計 →(35) (27) Q/産/特: SC生産・製造技術 検討 →(35)	
超伝導導体・コイル試験	(17)Q/N/特: 超伝導導体試験設備 検討 →(19)	(20)Q/N/特: 超伝導導体試験設備 →(26) (20)Q/N/産: 超伝導導体試験 (33)	(27)Q/N/特: コイル試験設備 →(35) (27)Q/産/N: コイル試験 →(35) ----> (20)Q/産/N: 超伝導導体試験 →(33)	
高強度構造材料・耐放射 線絶縁材料	(15)Q/物/特: 高強度構造材料 検討 →(19) (15)Q/特: 耐放射線絶縁材検討 →(19)	(20)Q/産/特: 高強度構造材料試作・ 試験 →(33) (20) Q/産/特: 耐放射線絶縁材試作・ 試験 →(33)	-----> (20) Q/産: 高強度構造材料試作・ 試験 →(33) -----> (20) Q/産: 耐放射線絶縁材試作・ 試験 →(33)	
関連BOP (冷却系、コイル電源)	(15)特/Q: 冷却系、コイル電源概念 基本設計 →(19)	(20)Q/特: 冷却系、コイル電源概念 設計 →(26)	(27)Q/産/特: 冷却系、コイル電源工学 設計 →(35)	

注) SC: Superconducting Coil.

概念設計の基本設計	概念設計	工学設計
------------------	-------------	-------------

2015

2020頃

2025頃

2035頃

2.ブランケット	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システムの概念設計	原型炉ブランケットシステムの工学設計	
	固体増殖・水冷却ブランケット関連基礎・標準データベースの構築			
	ITER-TBM製作実績 ▲ ITER-TBM最終設計報告書 ▲ ITER-TBM1号製造終了 ▲ ITER-TBM2号製造終了			
	核融合中性子源照射試験			
	TBS・補完試験装置の設計・試験計画、コールド試験データ取得	ITER-TBSによるブランケット設計・製作技術の妥当性実証		
	トリチウム工学試験の計画と設備設計	トリチウム挙動解明・取扱技術確立		
	原型炉TBMのための先進ブランケット概念検討・素案提示		基礎・標準データ拡充	
	先進ブランケットの小型試験体製作・特性試験、システム技術開発		小型モックアップによる総合機能実証	
	固体増殖・水冷却 ブランケット	(15) Q/特: 基礎・標準データベースの構築(35) (15) 特/Q/産: 原型炉ブランケットシステムの概念基本設計→(19) (18) Q: ITER-TBM製作実績(35) (15) Q: TBSと補完試験装置の設計と試験計画、及びコールド試験施設によるデータ取得(21) (15) Q: トリチウム工学試験の計画と設備設計(21)	-----> (20) 特/Q/産: 原型炉ブランケットシステムの概念設計→(26) -----> --> (15) Q: TBSと補完試験装置の設計と試験計画、及びコールド試験施設によるデータの取得→(21) --> (15) Q: トリチウム工学試験の計画と設備設計→(21) (22) Q: ITER-TBSによる設計、製作技術の妥当性実証(35) (22) Q: トリチウム挙動解明、トリチウム取扱技術の確立(35)	-->(15) Q/特: 基礎・標準データベースの構築 →(35) (27) 特/Q/産: 原型炉ブランケットシステムの工学設計→(35) -----> (18) Q: ITER-TBM製作実績 →(35) (30) Q/大: 核融合中性子源照射試験 →(35) --> (22) Q: ITER-TBSによる設計、製作技術の妥当性実証→(35) -->(22) Q: トリチウム挙動の解明、トリチウム取扱技術の確立→(35)
	先進ブランケット	(15) 特/N/大: 原型炉TBMのための先進ブランケット概念検討と素案提示(26) (15) N/大: 小型試験体製作、機能・特性試験(26) (15) N/大: 実環境相当の統合循環ループ試験(31)	---> (15) 特/N/大: 原型炉TBMのための先進ブランケット概念検討と素案提示(26) -----> (15) N/大: 小型試験体製作、機能・特性試験(26) ----->	(26) N/大/特: 先進ブランケットに関する基礎・標準データの拡充→(31) (27) 特/N/大: 小型モックアップによる総合機能実証→(35) -----> (15) N/大: 実環境相当の統合循環ループ試験→(31)

概念設計の基本設計	概念設計	工学設計
-----------	------	------

2015

2020頃

2025頃

2035頃

3. ダイバータ	ダイバータシミュレーションコードの開発とその検証		
	プラズマ実験による制御手法の開発と実証		
		ダイバータの概念設計と運転シナリオ構築	ダイバータの工学設計
	ダイバータ機器特性評価	ダイバータ機器適用性判断	
	先進ダイバータ概念の評価	▲原型炉初期ダイバータ方式の決定	
中性子照射の影響、保全や補修技術の評価と開発			
ダイバータ開発目標の 整合性確認と 炉設計への適用	(18) 特/Q/N/大: W水冷却ダイバータ機器の 原型炉適用性の判断 (26) (15) 特/Q/N/大: 先進ダイバータの評価と 開発推進の判断 → (19) (16) Q/N/大/特: 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 (26)	(18) 特/Q/N/大: W水冷却ダイバータ機器の原型 炉適用性の判断 (26) (16) Q/N/大/特: 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 (26)	(27) 特/産: ダイバータシステムの工学設計 → (35) (27) Q/N/大/特: 中性子照射材料・機器の熱負荷 特性データ取得 → (35)
プラズマ運転シナリオ	(16) Q/特/N/大: ダイバータプラズマ シミュレーション開発 (26) (16) Q/N/大/C3: 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 (26) (16) Q/N/大: デタッチメントプラズマの実時間 制御法の開発 (26)	-----> (16) Q/特/N/大: ダイバータプラズマ シミュレーション開発 → (26) (24) Q/N/大: 統合コードによるプラズマ運転 シナリオ提示 (35) ----> (16) Q/N/大/C3: 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 (26) --> (16) Q/N/大: デタッチメントプラズマの実時間 制御法の開発 (26) (20) Q/N/大: ITER/JT-60SAIにおける デタッチメントプラズマの制御手法の実証 (35) (20) Q/N/大: ITER, JT-60SAIにおける ダイバータシステムの最適化 (35)	(27) Q/N/大: ITER/JT-60SAIダイバータプラズマ のシミュレーションによる再現 → (35) --> (24) Q/N/大: 統合コードによるプラズマ運転 シナリオ提示 → (35) (20) Q/N/大: ITER/JT-60SAIにおけるデタッチメン トプラズマの制御手法の実証 (35) (20) Q/N/大: ITER, JT-60SAIにおけるダイバータ システムの最適化 (35)
材料・機器開発	(15) Q/N/大: ダイバータ機器構成材料の 中性子照射影響 (35) (16) 特/Q/大/産: ダイバータ機器の保全や 補修技術の評価と開発 (26)	-----> (16) 特/Q/大/産: ダイバータ機器の保全や補修 技術の評価と開発 (26)	-----> (15) Q/N/大: ダイバータ機器構成材料 中性子照射影響 (35)
粒子制御	(16) Q/N/大/特: 炉内粒子挙動シミュレーション コード (35) (16) 特/Q/N/産: 原型炉で使用可能な 排気システムの検討 (26)	-----> (23) 特/Q/N/大: 実機環境におけるT挙動 シミュレーション (35) -----> (16) 特/Q/N/産: 原型炉で使用可能な 排気システムの検討 (26)	-----> (16) Q/N/大/特: 炉内粒子挙動 シミュレーションコード (35) (23) 特/Q/N/大: 実機環境におけるT挙動 シミュレーション → (35)

概念設計の基本設計

概念設計

工学設計

2015

2020頃

2025頃

2035頃

4. 加熱・電流駆動システム	ITER/JT-60SA用を通じた工学基盤技術開発		
		<p>▲ NBTF電源稼働</p> <p>▲ JT-60SA ECH稼働</p> <p>▲ NBTFビーム源稼働開始 JT-60SA NBI稼働開始</p> <p>▲ NBTFでITER要求ビーム達成 JT-60SA NBIプラズマ実験への貢献</p>	
	ITERでの立上げを通じた放射線環境下における工学基盤技術の高信頼性化		
		<p>▲ ITER ECH稼働</p> <p>▲ ITER NBI稼働</p>	
		原型炉に向けた基盤技術開発	原型炉に向けた技術確立
技術仕様の決定	(17)特/Q: ECH/NBI技術仕様の決定(26)	----->(17)特/Q: ECH/NBI技術仕様の決定 →(26)	
原型炉試験用設備整備		(20) Q/N: メンテナンスレス負イオン源試験 施設整備→(26)	(27) Q/N: 原型炉用ECH試験施設整備 →(35) (27) Q/N: 原型炉用NBI試験施設整備 →(35)
高出力・定常化	(17) Q: ITER用ECHシステムにおける 高出力化・長パルス化(26) (17) Q: ITER用NBIシステムにおける 高出力化・長パルス化(26)	----->(17) Q: ITER用ECHシステムにお ける高出力化・長パルス化 (26) (20) Q/N/大: 原型炉用高出力・定常ECHシ ステムの技術開発 (35) ----->(17) Q: ITER用NBIシステムにお ける 高出力化・長パルス化 (26) (22)Q/N: 原型炉用定常・高出力NBIの 概念設計→ (26)	---->(20) Q/N/大: 原型炉用高出力・定常ECH システムの技術開発 →(35) (27)Q/N: 原型炉用定常・高出力NBI技術の 開発 →(35)
高信頼性	(15)Q/N: 高信頼性ECHの概念設計 (ミラーレス、周波数高速可変、保守)(26) (17)Q/N/大: 高信頼性NBIの概念設計 (メンテナンスレス負イオン源、遠隔保守)(26)	-----> (15)Q/N: 高信頼性ECHの概念設計 (ミラーレス、周波数高速可変、保守) (26) (20) Q/N/大: ECH, NBI耐放射線材料の 開発 (35) ----> (17)Q/N/大: 高信頼性NBIの概念設計 (メンテナンスレス負イオン源、遠隔保守) (26)	(27)Q/N: 原型炉用高信頼性ECH技術の 確立→(35) ---->(20) Q/N/大: ECH, NBI耐放射線材料の 開発 →(35) (27)Q/N/大: 高信頼性ランチャーの開発・ 実証試験 → (35) (27)Q/N/大: 高信頼性NBIの基盤技術の 確立→ (35)
高効率化		(20) Q/N/産: ECHエネルギー回収技術の 高度化(35) (20) Q/N/大: 電子ビームの高品質化(35) (20) Q/N/大: NBI高効率化概念設計 →(26)	----> (20) Q/N/産: ECHエネルギー回収技術 の高度化 (35) ----> (20) Q/N/大: 電子ビームの高品質化(35) (27) Q/N/大: NBI高効率化技術の開発 → (35)

概念設計の基本設計

概念設計

工学設計

2015

2020頃

2025頃

2035頃

5. 理論・シミュレーション		炉心プラズマ第1原理系SMC群の開発・利用		
	ダイバータSMCの重点開発・利用	ダイバータSMCのJT-60SA, ITER実験等への適用、検証及び継続開発・利用		
	炉心プラズマ統合SMCの開発・利用	炉心プラズマ統合SMCのSA, ITER核燃焼実験等への適用、検証及び継続開発		
	材料シミュレーション要素コードの開発・利用		材料統合解析コードの開発・利用と適用機器の拡大及び原型炉システム統合SMCとの連携	
	材料統合解析コードの開発・利用・検証			
	工学基礎コード群の開発・利用	原型炉基盤コードの整備・利用	原型炉統合コードの開発・利用	
	プラズマ応答特性・制御系モデリング	プラント挙動を予測可能な制御用シミュレータの開発・利用		
炉心プラズマ第1原理系SMC群	(15)Q/N/大/特: プラズマエッジ第1原理系SMCの重点開発・利用→(19)	(20) Q/N/大/特: ディスラプション・核燃焼プラズマ・乱流輸送第1原理系SMCの重点開発・利用(*)	(20) Q/N/大/特: ディスラプション・核燃焼プラズマ・乱流輸送第1原理系SMCの重点開発・利用(*)	
ダイバータSMC	(15)Q/N/大/特: ダイバータSMCの重点開発・利用→(19)	(20)Q/N/大/特: ダイバータSMCのSA, ITER実験への適用、検証及び継続開発・利用(35)	(20)Q/N/大/特: ダイバータSMCのSA, ITER実験への適用、検証及び継続開発・利用(35)	
炉心プラズマ統合SMC	(15)Q/N/大/特: 炉心プラズマ統合SMCの開発・利用→(19)	(20)Q/N/大/特: 炉心プラズマ統合SMCのSA, ITER核燃焼実験等への適用、検証及び継続開発→(*)	---> (20)Q/N/大/特: 炉心プラズマ統合SMCのSA, ITER核燃焼実験等への適用、検証及び継続開発→(*) (27)Q/N/大/特: 原型炉に向けた炉心プラズマ統合SMCの改良、適用→(*)	
核融合炉材料SMC	(15)Q/N/大/特: 材料シミュレーション要素コードの開発・利用→(26)	(15)Q/N/大/特: 材料シミュレーション要素コードの開発・利用→(26) (19)Q/N/大/特: 材料統合解析コードの開発・利用・検証(35)	(27)Q/N/大/特: 材料統合解析コードの適用機器の拡大及び原型炉システム統合SMCとの連携 →(35) ---> (19)Q/N/大/特: 材料統合解析コードの開発・利用・検証(35)	
原型炉システム統合SMC	(15)Q/N/大/特: 工学基礎コード群の開発・利用→(20)	(21)Q/N/大/特: 原型炉基盤コード群の開発・利用→(26)	(27)Q/N/大/特: 原型炉統合コードの開発・利用→(35)	
原型炉制御シミュレータ	(15)Q/N/大/特: プラズマ応答特性・制御系モデリング→(19)	(20)Q/N/大/産/特: プラント挙動を予測可能な制御用シミュレータの開発・利用(35)	-----> (20)Q/N/大/産/特: プラント挙動を予測可能な制御用シミュレータの開発・利用(35)	

概念設計の基本設計

概念設計

工学設計

2015

2020頃

2025頃

2035頃

6. 炉心プラズマ	ITER		H/He運転	
	DT運転			
	JT-60SA	初期研究段階	統合研究段階	拡大研究段階
	LHD	重水素実験		
プラズマ設計	(15)特: 物理設計と炉心プラズマパラメータ設定 →(19) (15)特: プラズマ設計DB構築 →(19)	(20)特: 炉心プラズマパラメータ最適化 (*) (20)特: プラズマ設計DB改訂(*)	(20)特: 炉心プラズマパラメータ最適化 →(*) (20)特: プラズマ設計DB改訂 → (*)	
ITER	(15)Q/N/大/Ij: ITER研究計画の改定(24)	→(15)Q/N/大/Ij: ITER研究計画の改定(24) (25)Ij: ファーストプラズマ →(25)	(29)Ij: プラズマ制御手法確立 →(30) (32)Ij: 加熱プラズマ特性解明(ディスラプション制御、ELM制御含む) →(34) (35)Ij: Q=10実現(*)	
JT-60SA	(15)Q/N/大: JT-60SA研究計画の改定 →(19) (20)Q/N/大: ファーストプラズマ →(20) (20)Q/N/大: プラズマ制御手法確立(21)	↑(20)Q/N/大: プラズマ制御手法確立(21) (23)Q/N/大: 加熱プラズマ特性解明(ディスラプション制御、ELM制御含む) →(24) (24)Q/N/大: 高β定常運転の実証 →(27) (24)Q/N/大: 高閉じ込めプラズマの高密度化 →(28) (24)Q/N/大: 粒子制御技術(D, He, 不純物)の実証 →(27) (25)Q/N/大: 高ベータ定常運転の100秒間維持 →(28) (25)Q/N/大: 原型炉に外挿可能なプラズマ性能の同時達成 →(28)	(30)Q/N/大: W-DIVでの加熱プラズマ特性解明 →(32) (30)Q/N/大: W-DIVでの高ベータ定常運転の実証 →(32) (30)Q/N/大: W-DIVでの高閉じ込めプラズマの高密度化 →(32) (30)Q/N/大: W-DIVでの粒子制御技術(D, He, 不純物)の実証 →(32) (32)Q/N/大: W-DIVでの高ベータ定常運転の100秒間維持 →(35) (32)Q/N/大: W-DIVでの原型炉に外挿可能なプラズマ性能の同時達成 →(35)	
LHD、ヘリオトロンJ	(15)N/C2: トーラス系物理の理解(25) (16)N: 重水素実験(25) (16)N: 粒子制御技術(D, He, 不純物)の実証 →(19)	---->(15)N/C2: トーラス系物理の理解(25) (16)N: 重水素実験(25)		
プラズマ壁相互作用研究	(15)大/C3/C4: W材のPWI基礎データの獲得(26) (17)大/C3/C4: W材ダイバータ長時間特性での課題の明確化(26)	---->(15)大/C3/C4: W材のPWI基礎データの獲得(26) (17)大/C3/C4: W材ダイバータ長時間特性での課題の明確化(26)		
モデリング/シミュレーション研究	(15)Q/N/大: 物理モデル構築と性能予測コード高度化 →(19)	(20)Q/N/大: 制御シミュレータ開発(ITER、JT-60SA等への適用含む)(*)	----->(*) 8	

概念設計の基本設計

概念設計

工学設計

2015

2020頃

2025頃

2035頃

7.燃料システム	要素技術の開発		ITER(TBM計画を含む)での実証
		T大量取扱施設設計検討	T大量取扱施設建設/技術実証
		パイロットプラント規模でのLi確保技術確立	プラント規模でのLi確保技術実証
燃料循環システム設計	(15)特/Q/大: 燃料供給シナリオの策定 →(18) (15)特/Q/大: 燃料インベントリーの評価 →(18) (18)特/Q/大: 燃料循環システム仕様の決定 →(19)	(20)Q/N/C5/大: 燃料供給シナリオの実証 →(26) (25)Q/N/C5/大: 燃料循環システム仕様の確認 →(26)	
燃料循環システム技術開発	(15)Q/C5/大: 燃料循環システム要素技術(不純物除去、同位体分離など)の開発(26)	(15)Q/C5/大: 燃料循環システム要素技術(不純物除去、同位体分離など)の開発(26)	(25)Ij: 炉としての燃料循環統合システム技術の実証 → (*) (28)Q/C5/大: 燃料循環システムの開発(ITER設計との相違検証含む) → (35) (30)Q: T大量取扱時の燃料循環システム技術の実証 →(35)
T安全取扱技術・機器開発	(15)Q/C5/大: T除去系、計量管理の確証試験(24) (15)Q/C5/大: Tと材料の相互作用など基礎データ取得 →(19)	(15)Q/C5/大: T除去系、計量管理の確証試験(24) (20)Q/C5: T含有ガス・水を取り扱う機器(燃料系)の要素試験 →(26)	(27)Ij: 炉としてのT安全取扱実績の蓄積(*) (30)Q: T大量取扱施設での安全取扱実績の蓄積 →(35) (27)Q/C5: T含有ガス・水を取り扱う機器(燃料系)の機能試験 →(35) (35)Q: T含有ガス・水を取り扱う機器(発電系含む)の総合試験 → (*)
T大量取扱施設		(20)Q: T大量取扱施設設計検討 →(26)	(27)Q: T大量取扱施設建設 →(30)
Li確保	(15)Q: ⁶ Liの確保方策の検討 →(17) (18)Q/産: パイロットプラント規模でのLi確保技術確立(26) (18)Q: ⁶ Li濃縮基盤技術開発(26)	---->(18)Q/産: パイロットプラント規模でのLi確保技術確立(26) ----->(18)Q: ⁶ Li濃縮基盤技術開発(26)	(27)Q: プラント規模でのLi確保技術実証 → (35) (27)Q: ⁶ Li濃縮技術確立 →(35)
初期装荷T	(15)特/大: T製造プロセスの検討 → (19)	(20)特/Q/大: 初期装荷Tの確保方策の検討 →(23) (24)Q: 初期装荷Tの確保準備(35)	-----> (24)Q: 初期装荷Tの確保準備 (35) (25)Q: 初期装荷Tなしシナリオの準備 9 →(35)

概念設計の基本設計

概念設計

工学設計

2015

2020頃

2025頃

2035頃

8.核融合炉材料と規格・基準 (1)ブランケット構造材料	原型炉に要求される材料スペックの明確化／構造材料の技術仕様の提示		
	低放射化鋼の大量製造技術／ブランケット構造体製作技術		
	微小試験片技術の信頼性評価・規格化		
	接合被覆部・環境影響データ取得		原子炉による照射影響データ取得
			核融合中性子源照射試験
	核融合中性子照射影響の解明／照射劣化モデルの構築／照射構造設計基準の構築		
	先進ブランケット材料の利用方法を明確化		
	先進ブランケット材料のデータベースの充実		
低放射化フェライト鋼	(15) Q/特/大: 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(26) (15)Q/産: 大量製造技術の確立(26) (15)Q/産: ブランケット構造体製作技術の確立(26) (15)Q/産/学: 微小試験片技術の信頼性評価・規格化(26) (15)Q: コールド試験による接合被覆部・環境影響データ取得(22) (15)Q: 原子炉による80dpa照射データの取得 →(19) (15)Q: 接合被覆部・環境影響に関する照射データ取得(31) (15)Q/N/大: 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(35) (15)Q/産/学: 照射効果を踏まえた構造設計基準の在り方を提示(26) (15)Q/産/学: 材料規格化に向けた学協会活動(35)	-->(15) Q/特/大: 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(26) ---->(15)Q/産: 大量製造技術の確立(26) ---->(15)Q/産: ブランケット構造体製作技術の確立(26) ---->(15)Q/産/学: 微小試験片技術の信頼性評価・規格化(26) ---->(15)Q: コールド試験による接合被覆部・環境影響データ取得(22) (20)Q: 原子炉による80dpa照射データの検証 →(26) -----> -----> ---->(15)Q/産/学: 照射効果を踏まえた構造設計基準の在り方を提示(26) ----->	---->(15)Q: 接合被覆部・環境影響に関する照射データ取得(31) (30)Q: 核融合中性子源照射試験 →(35) ---->(15)Q/N/大: 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(35) (27)Q/産/学: 照射効果を踏まえた構造設計基準の策定 →(35) ---->(15)Q/産/学: 材料規格化に向けた学協会活動(35)
先進ブランケット材料	(15)特/Q/N/大: 先進材料の利用方法を明確化(26) (15)Q/N/大: 先進材料のデータベースの充実(35)	---->(15)特/Q/N/大: 先進材料の利用方法を明確化(26) ----->	---->(15)Q/N/大: 先進材料のデータベースの充実(35)

概念設計の基本設計	概念設計	工学設計
------------------	-------------	-------------

2015

2020頃

2025頃

2035頃

8.核融合炉材料と規格・基準 (2)その他の材料 (3)核融合中性子源	増殖機能材料の製造及び再使用技術の最適化	原子炉照射影響評価	核融合中性子源照射試験	
		増殖機能材料充填体の機械特性評価／製作技術確立(ITER-TBM2号機)		
		Li確保技術開発		
		耐照射性ダイバータ材料の開発、原子炉照射影響評価		核融合中性子源照射試験
		計測・制御機器材料の 原子炉照射劣化データベース	原子炉耐照射性 計測・制御機器材料の評価	核融合中性子源照射試験
		核融合材料ハンドブックの策定		
		核融合中性子源の設計・建設		核融合中性子源照射試験
増殖機能材料(中性子増倍材料及びトリチウム増殖材料)	(15)Q:増殖機能材料の製造及び再使用技術の最適化(22) (18)Q:増殖機能材料充填体の機械特性評価／製作技術確立(30) (18)Q:Li確保技術開発(35)	----->(15)Q:増殖機能材料の製造及び再使用技術の最適化(22) (23)Q:原子炉照射影響評価(30) -----> ----->	----->(23)Q:原子炉照射影響評価(30) ----->(18)Q:増殖機能材料充填体の機械特性評価／製作技術確立(30) (30)Q:核融合中性子源照射試験 →(35) ----->(18)Q:Li確保技術開発(35)	
ダイバータ材料	(15)N/大:原子炉照射影響評価(26) (18)Q/N/大:耐照射性材料開発と評価(35)	----->(15)N/大:原子炉照射影響評価(26)	----->(18)Q/N/大:耐照射性材料開発と評価(35)	
計測・制御機器材料	(15)Q/特:照射劣化データベースの整理(19)	(20)Q/N/大:耐照射性材料の評価(35)	----->(20)Q/N/大:耐照射性材料の評価(35)	
その他	(15)Q/N/大:核融合材料ハンドブックの策定→(19)			
核融合中性子源	(15)Q:核融合中性子源の設計・建設(30)	----->	----->(15)Q:核融合中性子源の設計・建設(30) (30)Q/大:核融合中性子源照射試験→(35)	

概念設計の基本設計

概念設計

工学設計

2015

2020頃

2025頃

2035頃

9. 安全性	安全法令規制に向けた検討		安全法規制の策定
	工学安全課題の整理(機器故障シナリオの確立、プラズマによる炉内機器の影響評価)		
安全法令規制	安全性解析・評価(安全性解析コード開発)	V&V(実験と検証)	安全性評価
	環境トリチウムの規制に関する調査検討	トリチウム放出挙動評価と安全性確保方針策定	
安全法令規制	(15)特/産: 原型炉プラントの安全上の特徴整理 [既存コードでの評価] →(16) (17)特/産: 原型炉プラントの安全上の特徴整理 [安全確保方針案策定]→(19)	(20)特/産: 原型炉プラントの安全上の特徴整理 [方針に基づく解析評価] →(26) (20)TF/特: 安全規制法令予備検討 →(26)	(27)学: 安全規制法令 法規制方針策定 →(31)
工学安全課題の整理	(15)特/Q/Ij/N/大/産: 機器故障のシナリオ確立(26)	(15)特/Q/Ij/N/大/産: 機器故障のシナリオ確立(26)	
安全性解析・評価	(15)特/Q/産: 安全性評価コードの開発(31)	(20)Q/大/特: V&V実験 [化学反応、ダスト挙動評価等] →(26) (20)特/産: 原型炉プラントの安全性評価 (31) (20)特/産: 安全性確保の方針と整合する設計条件の策定 [概念設計] →(26)	(27)Q/大/特: V&V実験 [安全評価への反映] →(31) (20)特/産: 原型炉プラントの安全性評価 (31) (27)特/産: 安全性確保の方針と整合する設計条件の策定 [工学設計]→(31)
環境トリチウムの挙動評価	(15)特/Q/N/大: 環境トリチウムの規制目標の調査・検討→(19)	(20)特/大/N/産: 定常・異常時の環境への放出量評価と制御(34)	(20)特/大/N/産: 定常・異常時の環境への放出量評価と制御(34)

概念設計の基本設計

概念設計

工学設計

2015

2020頃

2025頃

2035頃

10.稼働率と保守	炉構造・保守方式の決定/R&D対象の選択	炉停止期間最適化	
		バックエンドの検討	
	保守技術の開発・蓄積		
			中規模R&D/ 200MGy機器開発 大規模保守技術開発設備
原型炉設計	(15)特/産/Q: 保守方式暫定 →(17) (15)特/産/Q: 炉構造・パラメータ決定 →(17) (17)特/産/Q: 保守R&D対象の検討・選択 →(18)	(20)特/産/Q: 作業手順、炉停止期間の検討 →(24) (25)特/産/Q: 保守方式の見直し →(26)	
バックエンド検討	(18)特/大/産: バックエンドシナリオ検討 →(19)	(20)Q/大/産: 放射性廃棄物の処分・再利用基準の検討 →(22) (23)Q/産/学: 同上策定(法規制準備) →(26)	
保守技術開発・蓄積	(17)産: 原子力施設機器取扱、検査 →(19)	(20)特/Q/産: 遠隔作業、検査・保守技術の調査 →(21) (22)産: 原子力施設機器取扱、検査 →(24) (25)特/産: 遠隔作業、検査・保守技術の整理 →(26) (25)特/Q/産: 故障率DBの調査(34)	(30)Q/産: 保守技術の中規模R&D →(34) (30)Q/産/大: 機能材料・機器開発 →(34) -----> (25)特/J/産: 故障率DBの調査(34)
新規施設			(29)Q: 大規模保守技術開発設備概念検討 →(30) (31)Q: 同上設計 →(32) (33)Q: 同上建設 →(36)

概念設計の基本設計

概念設計

工学設計

2015

2020頃

2025頃

2035頃

	2015	2020頃	2025頃	2035頃
11.計測・制御	安定限界、被制御量の検討	JT-60SAでの安定限界、被制御量の検証	ITER/JT-60SA等での実績DBの構築	
	計測候補の選定、開発体制の構築	候補計測器の開発、 ITER/JT-60SA等での運用実績の蓄積、計測器の仕様策定		
	制御運転点・運転裕度の仮設定	ITER/JT-60SA等での運転点の制御性、運転裕度の検証		
	運転制御シミュレーターの開発	ITER/JT-60SA等での運転制御シミュレーターの検証・高度化		
		JT-60SAを用いた実時間制御系の開発・運用・高度化		
理論、既存・海外実験による予測、実験による検証	(15)Q/大/特:安定限界の理論特性の理解→(19) (15)Q/N/大/特:被制御量の検討 →(19) (17) Q/大:遠隔位置磁気計測での平衡精度のシミュレーション→(19)	(20) Q/N/大/lj/特:安定限界、被制御量の検証→ 26) (20) Q/大/lj/特: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(35) (20) Q/大:遠隔位置磁気計測での平衡精度の検証→(26) (27) Q/大/lj/特:ITER/JT-60SA等における計測運用保守実績DB構築(35)	(20) Q/大/lj/特: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(35) (27) Q/大/lj/特:ITER/JT-60SA等における計測運用保守実績DB構築(35)	
計測開発	(15) Q/N/大/特:炉設計と整合した候補計測分類と選定→(19) (16) Q/N/大/TF:照射試験も含む計測開発体制の構築→(19)	(20) Q/N/大/産/特:候補計測器の決定と開発→(26) (20) Q/N/大/産/特:計測器のプラズマ試験、照射試験、寿命評価(35)	(27) Q/N/大/産/特:候補計測器の開発と評価→(35) (20) Q/N/大/産:計測器のプラズマ試験、照射試験、寿命評価(35) (30) Q/N/大/産/特:計測器の仕様策定→(35) (30) Q/N/大/産/特:計測保守の開発、試行→(35)	
運転点と裕度評価	(16) Q/N/大/特:運転基準点・運転許容範囲の仮設定 →(19)	(20) Q/N/大/特:運転基準点・運転許容範囲の評価→(26)	(27) Q/N/大/特:運転基準点・運転許容範囲の決定 →(35)	
オフライン予測	(16) Q/大:プラズマ運転制御シミュレーターの開発 →(19)	(20) Q/大/特:プラズマ運転制御シミュレーターの検証→(26)	(27) Q/大/産/特:プラズマ運転制御シミュレーターの高度化→(*)	
実時間制御システム	(16) Q/大:JT-60SA用実時間制御開発→(19)	(20) Q/大:実時間制御の運用(35) (20) Q/N/大/特: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→(26) (20)Q/N/大/特:学習・推定ツールの開発→(26)	-----> (20) Q/大:実時間制御の運用(35) (20) Q/大/特: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→(35) (30) Q/大/特:実時間制御の仕様作成→(35)	

概念設計の基本設計

概念設計

工学設計

2015

2020頃

2025頃

2035頃

12.社会連携	核融合アウトリーチ活動HQの 在り方検討、設置準備、計画立案	▲核融合アウトリーチ活動HQの設置	
		核融合アウトリーチ活動の推進	
	アウトリーチ教育体制 及びプログラムの検討		アウトリーチ教育の実施
	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	原型炉建設サイト選定に関する 社会連携活動の実施	原型炉建設・運転に関する社会連携活動の実施
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	(16)TF/特/Q/N/F/学:核融合OR活動 HQの在り方の検討 →(19) (20)TF/特/Q/N/F/学:核融合アウトリー チ活動HQの設置 →(20) (20)TF/特/J/N/F/学:核融合アウトリー チ活動推進計画の立案 →(20)	(20)HQ/TF/特/Q/N/F/学:核融合 アウトリーチ活動の推進(35)	----->(20)HQ/TF/特/Q/N/F/学:核融合 アウトリーチ活動の推進(35)
アウトリーチ人材育成	(18) TF/特/Q/N/F/学:アウトリーチ 教育体制及びプログラムの検討→(19)	(20)HQ/TF/特/Q/N/F/学:アウトリーチ 教育の実施(35)	--->(20)HQ/TF/特/Q/N/F/学:アウトリーチ 教育の実施(35)
社会連携活動	(16)TF/特: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→(19)	(20)HQ/TF/特:原型炉建設サイト選定に 関する社会連携活動の実施 →(26)	(27)HQ/TF/特:原型炉建設・運転に関する 社会連携活動の実施 →(35)

概念設計の基本設計

概念設計

工学設計

2015

2020頃

2025頃

2035頃

	2015	2020頃	2025頃	2035頃
13. ヘリカル方式		高性能プラズマの実証研究		高性能定常プラズマの実証研究
		ヘリカル炉特有の炉工学研究と成立性提示		ヘリカル炉工学設計
		ヘリカル炉概念設計		
		シミュレーション技術の蓄積		
			数値実験炉構築	
ヘリカルプラズマ	(17)N/大:高性能プラズマの実証(25) (15)N/大:ダイバータ部の熱負荷低減と 粒子制御(25) (15)N/大:輸送特性と高エネルギー粒子の 閉じ込め特性(25)	-->(17)N/大:高性能プラズマの実証(25) -->(15)N/大:ダイバータ部の熱負荷低減と 粒子制御(25) (15)N/大:輸送特性と高エネルギー粒子の 閉じ込め特性(25) (20)N/大/Q:定常運転の実証とプラズマ壁 相互作用(35)		(20)N/大/Q:定常運転の実証とプラズマ壁 相互作用(35)
炉工学・炉設計	(15)N/大:3次元解析によるヘリカル炉の 成立性(19) (15)N/大:大型高磁場超伝導ヘリカル マグネットの成立性(25) (15)N/大:長寿命液体ブランケットの 成立性(25) (15)N/大:低放射化構造材料開発研究 (25) (15)N/大:高熱流プラズマ対向機器・ 材料開発研究(25) (15)N/大:ヘリカル炉概念設計(26)	--->(15)N/大:大型高磁場超伝導ヘリカル マグネットの成立性(25) ---->(15)N/大:長寿命液体ブランケットの 成立性(25) -->(15)N/大:低放射化構造材料開発研究 (25) ---->(15)N/大:高熱流プラズマ対向機器・ 材料開発研究(25) ---->(15)N/大:ヘリカル炉概念設計(26)		(27)N/大/産:ヘリカル炉工学設計→(35)
数値実験炉	(15)N/大/Q:物理素過程の シミュレーション(26) (15)N/大/Q:複合物理結合・階層間結合 シミュレーション(26)	----->(15)N/大/Q:物理素過程の シミュレーション(26) ->(15)N/大/Q:複合物理結合・階層間結合 シミュレーション(26) (20)N/大:数値実験炉構築(30)		(20)N/大:数値実験炉構築(30)

概念設計の基本設計

概念設計

工学設計

2015

2020頃

2025頃

2035頃

14. レーザー方式	(引用3.)ダイバーターシミュレーションコードの開発とその検証		
	(引用3.)ダイバーターの概念設計と運転シナリオ構築		(引用7)燃料供給システムのITERでの実証
	(引用7)(燃料システム)要素技術の開発		(引用7)T大量取扱施設建設/技術実証
	(引用11)候補計測器の開発, ITER/JT-60SA等での運用実績の蓄積, 計測器の仕様策定		
物質・プラズマ相互作用の 総合的理解	(16)C1/大/N: プラズマによる物体 損耗の数値モデル化 (27) (16)C1/大/N: プラズマによる物体 損耗のモデル実験 (27) (16)C1/大/N: 材料試験装置部詳細 設計 →(20)	(16)C1/大/N: プラズマによる物体損耗 の数値モデル化 (27) (16)C1/大/N: プラズマによる物体損耗 のモデル実験 (27)	
液体金属壁開発	(16)C1/大/N: 液体金属壁基礎実験 装置詳細設計 →(20)	(25)C1/大/N: 液体金属壁基礎実験試験 (29)	(25)C1/大/N: 液体金属壁基礎実験試験 (29)
ペレット製造・入射技術	(18)C1/N/大/産: ペレット製造法の 詳細設計 →(19) (18)C1/N/大/産: ペレット入射装置の 詳細設計 →(19)	(20)C1/N/大/産: 大量ペレット製造 装置の製作 →(23) (20)C1/N/大/産: ペレット入射装置の 製作 →(25)	
トリチウムの貯蔵・ハンドリ ング技術	(16)C1/C5/N/大/Q: トリチウム貯蔵/ 供給系の詳細設計→(18) (16)C1/C5/N/大/Q: トリチウム回収系 の概念設計 →(18) (19)C1/N/大/Q: トリチウム回収系の 詳細設計 (22)	(19)C1/N/大/Q: トリチウム回収系の 詳細設計→(22) (22)C1/C5/N/大/Q: トリチウム貯蔵/ 供給系のデモ機製造→(27)	
過酷環境下における計測 技術	(15)C1/C5/N/大: レーザー生成過酷 環境の特性評価 →(18) (18)C1/N/大: レーザー生成過酷環境 の提供 (35)	----->	(18)C1/N/大: レーザー生成過酷環境 の提供 (35)

概念設計の基本設計

概念設計

工学設計

2015

2020頃

2025頃

2035頃

<p>参考 レーザー炉特有の 研究開発</p>	<p>炉心プラズマ物理検証(FIREX-I)</p>	<p>自己点火実証(FIREX-II)</p> <p>繰り返し炉工試験</p>	<p>レーザー方式原型炉設計</p>
<p>炉心プラズマ</p>	<p>(15) C1/N/大: 炉心プラズマ 基礎実験 → (17) (16) C1/N/大: 国際連携検討 → (18) (19) C1/N/大: 国際連携準備 → (22) (17) C1/N/大: 自己点火炉心プラズマ数値 設計 → (21)</p>	<p>(22) C1/N/大: 高利得炉心プラズマ数値設計 → (29) (20) C1/N/大: 自己点火実証実験 → (26)</p>	<p>(22) C1/N/大: 高利得炉心プラズマ数値設計 (29)</p>
<p>繰り返し炉工試験装置</p>	<p>(16) C1/N/大/産: 繰り返し炉工試験装置 概念設計 → (18) (18) C1/大/産/QW/N: 20 kJ/10 Hz レーザー詳細設計 → (19) (18) C1/N/大/産: 大量ペレット製造法の 詳細設計 → (19) (18) C1/N/大/産: ペレット入射装置 の詳細設計 → (19) (15) C1/大/N/産: ペレット追尾装置の 詳細設計 → (22)</p>	<p>(23) C1/大/N/産: ペレット追尾装置の製作 (28) (23) C1/N/大/産: 連続照射統合試験(28) (20) C1/大/産/QW/N: 20 kJ/10 Hz レーザー建設 → (25) (20) C1/N/大/産: 大量ペレット製造 装置の製作 → (23) (20) C1/N/大/産: ペレット入射装置 の製作 → (25)</p>	<p>(23) C1/大/N/産: ペレット追尾装置の製作 (28) ---> (23) C1/N/大/産: 連続照射統合試験(28)</p>
<p>炉工学技術</p>	<p>(16) C1/大/N: 壁/プラズマ相互作用の 総合的理解 (27) (16) C1/N/大/産: 液体金属壁基礎実験装置 詳細設計 → (20) (16) C1/N/大: 材料試験装置部 詳細設計 → (20) (19) C1/N/大/産: トリチウム回収系の詳細 設計 → (22) (19) C1/N/大/産: トリチウム貯蔵/ 供給系の製造 → (21)</p>	<p>----> (16) C1/大/N: 壁/プラズマ相互作用の 総合的理解 (27) (22) C1/C5/N/大: トリチウム貯蔵/供給系の ターゲット製造系及びトリチウム回収系へ の繋ぎ込み → (25) (22) C1/C5/N/大: トリチウム回収系の製造 → (25) (21) C1/N/大: 液体金属壁基礎実験装置製作 → (24) (24) C1/N/大: 材料負荷照射試験 → (27) (25) C1/N/大: 液体金属壁基礎実験試験 → (29)</p>	

アクションプラン項目別解説

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. 社会連携
13. ヘリカル方式
14. 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、原型炉の初期装荷トリチウムの入手手段、あるいは限られたトリチウム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については、この段階では行わず、2020年以後に実施する。

SC概念の基本設計

原型炉に向け、超電導コイル(SC)の基礎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。

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(国等が決める原則)、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。

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。

炉本体設計

建設に向けた本体設計を開始する。ただし、建設地候補決定までは建設地に異存しない範囲、または建設地絞りこみに必要な範囲から設計を行う。候補地選定 (2031 年) 後は、決定された候補地と企画・基準に沿った本体設計を実施する。

プラント・建屋設計・機器設計

建設地候補決定までは、その評価用の設計を行う。候補地選定 (2031 年) 後は、決定された候補地と企画・基準に沿った設計を実施する。

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、組み立て方法、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、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、およびコイルシステムの組み立て方法、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。

●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建設する。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。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、およ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。

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、設計および設計基準の裏付けとする。高温高圧冷却水・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（トリチウム回収系統も含む）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。

トリチウム工学試験の計画と設備設計

トリチウム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（トリチウム回収系統も含む）の概念設計を行う。

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。

トリチウム挙動の理解、トリチウム取扱技術の確立

ブランケットにおいて製造されたトリチウムの材料中、フロー中の挙動の理解を進めるとともに、関連するトリチウム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設計

原型炉ブランケット（トリチウム回収系統も含む）の工学設計を行う。原型炉ブランケットの主要たる固体増殖・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。

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。

●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。

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、バッフル部やドーム部などの高中性子照射(比較的低温負荷)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(スノーブレーク等)、及びダブルヌル構造については、近年開始されている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。開発を推進する場合は、開発戦略の策定を行う。

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。移行判断に向けて開発を継続する場合は、開発戦略の策定を行う。

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。

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。

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の原型炉適用性の判断

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の原型炉適用性の判断

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(バッフル板等の熱負荷の低い部分を想定するが、プラズマからの熱負荷がマッチングすれば高熱負荷部での使用も視野に入れる)。

・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。

●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

現在、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(1~2 T 以上))を開発し、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)の解明を行う。その成果を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共に、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共に、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か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。

●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(トリチウムと重水素)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トリチウム挙動の予備的評価(排気系への排出、炉内へのトリチウム蓄積、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)。

・実機環境におけるトリチウム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)のトリチウム挙動(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トリチウム挙動の評価を行う。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、トリチウム経済性、トリチウムの回収・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。

4. 加熱・電流駆動システム

ECH 全体概要

ITER 用 ECH システムの開発において、既に ITER の要求を満足する 1 メガワットの高出力運転を達成している。ITER の運転期間において、この高出力システムを長時間、繰返し運転する技術を確立する。

原型炉用 ECH システムでは、220~250GHz 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、発振効率改善による高出力化及び定常化、高信頼性確立に向けたミラーレス RF 入射ランチャーとジャイロトロン発振の周波数高速可変技術の開発、さらにシステム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 全体概要

ITER 用 NBI においては、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 倍以上の連続運転が求められている。そこで、見通しとしては、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ことが考えられる。原型炉 NBI に向けては、上記に加えて、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していく必要がある。

メンテナンスレス化に向けては、既存 NBI で大電流負イオン生成の要ではあるものの定期的なメンテナンスを必要とするセシウムを使わない、セシウムフリー大電流負イオン生成技術の確立、また ITER ではメンテナンスが必要な高周波負イオン源のメンテナンスレス化がカギとなる。さらに、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て実用化を図る。

●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

メンテナンスレスに必要な、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、C&R までに、原型炉に適用可能性のある方式を絞り込み、概念設計期間中に大電流化の基盤技術を確立する。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、メンテナンスレス・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立する。

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、及び基盤技術を確立する。

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 技術の開発

ITER 用高周波（RF）負イオン源では、高周波放電立上げ時の陰極使用やファラデーシールド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十年単位に削減可能な高周波放電技術を確立する。

高周波負イオン源と組み合わせて、原型炉用セシウムフリー負イオン生成技術を確立する。

●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

以下の高信頼性 NBI の基盤技術の確立を参照。

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、周波数高速可変化、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

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。

メンテナンスレスに必要な、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、C&R までに、原型炉に適用可能性のある方式を絞り込み、概念設計期間中に大電流化の基盤技術を確立する。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。

ITER 用高周波 (RF) 負イオン源にむけて、欧州では、独・IPP ガルヒンクで R&D を、NBTF で ITER 実規模試験を実施する計画である。日本は、ITER の調達活動を通じて、これら高周波負イオン源の情報を収集し、メンテナンスレス高周波負イオン源の概念設計に向けて、NBI 用高周波負イオン源開発を開始する。

高周波 (RF) 負イオン源では、一般的に発散角が大きいため、電極への熱負荷が高く、パルス長が制限されることが懸念されている。そこで、前項「長パルス用 RF 負イオン

源の研究」で整備する高周波負イオン源を利用してビーム引出し・加速試験を実施し、電極孔形状の工夫等でビーム発散角低減（7mrad 以下）を目指す。）

NBに必要な大電流セシウムフリー負イオン生成に向けた候補を数種類に絞る。また、併せて、これら候補を絞るための予備試験を実施し、概念設計を進める。

工学設計期間において、メンテナンスレス・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、高効率化に向けても、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。

NBTF 及び ITER 運転を通じて培った高電圧電源及び HV ブッシング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及び HV ブッシングの概念設計、及び工学設計を行う。

高出力イオン源を統合し、ITER 級、長パルス、高出力の負イオンビーム源の基盤技術を確立する

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。

●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が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 高効率化技術の確立

概念設計時に、光中性化セルの原理実証試験を実施する。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。工学設計時に原型炉の高出力ビームを想定した光中性化セルの実用化を目指す。

技術仕様決定時には、定電流エネルギー可変型加速器、またDT混合ビーム加速など、炉システム設計の簡略化に必要な要求が挙がることが想定される。これらについて概念設計、実証試験を行い、工学設計に取り入れる。

ITER よりもコンパクトで低コストな高電圧電源、HVブッシングの開発を行う。

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。2017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BA活動の1つとして日本原子力研究開発機構 (JAEA) /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 (Helios ~2016年、Selene 2017年~) 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京計算機を利用している。核融合研究では大規模な計算機資源を必要とするため、日本国内の旗艦大型計算機である京計算機、ポスト京計算機の利用とともに、原型炉研究開発のために占有的に利用できる大型計算機が必要である。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	~2016	2017~2020	2021~2024	2025~2028	2029~2032
計算機資源量	1.5PF	2~4PF	10~20PF	50~100PF	500PF~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成っており、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事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。

●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、基本設計段階で重点的なコード開発を行い、その後、概念設計及び工学設計段階で、継続的な改良を行う。

● ディスラプション・核燃焼プラズマ・乱流輸送第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。

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3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 SA,ITER 実験への適用と検証を行う。

● 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。

● 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、利用が必要となる。

●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イスの整備を実施し、概念設計及び工学設計段階では、ブランケットなどのトリチウムシステム系 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。

●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。

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

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 運転開始を前提としている。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 Operation 1 (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 Operation 1 (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 研究計画の改定

JT-60SA 実験開始に向けて、他装置での最新の成果及び特別チームによるターゲットとなるプラズマパラメータを取り入れつつ、JT-60SA リサーチプランを改定する。2016 年 3 月に完成した最新の JT-60SA リサーチプラン Ver.3.3 (共著者数 378 名: 日本 160 名【QST (当時は JAEA) 85 名、国内大学等 14 名、研究機関 75 名】、欧州 213 名【14 カ国、30 研究機関】、プロジェクトチーム 5 名) 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策定する。

	Phase	Expected Duration		Annual Neutron Limit	Remote Handling	Divertor	P-NB 85keV	N-NB 500keV	ECRF 110 GHz & 138GHz	Max Power	Power x Time
Initial Research Phase	phase I	1-2y	H	-	R&D	LSN partial-monoblock Carbon Div.Pumping	10MW	10MW	1.5MW x100s + 1.5MW x5s	23MW	NB: 20MW x 100s 30MW x 60s duty = 1/30 ECRF: 100s
	phase II	2-3y	D	4E19		Perp. 13MW	33MW				
Integrated Research Phase	phase I	2-3y	D	4E20	Use	LSN full-monoblock Carbon Div. Pumping	Tang. 7MW	10MW	7MW	37MW	41MW x 100s
	phase II	>2y	D	1E21		DN/SN full-monoblock Metal or Carbon Advanced Structure	24MW			41MW	
Extended Research Phase		>5y	D	1.5E21							

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（2020～2023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（2023～2025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（2026～2028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（2030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。

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 100 秒間維持

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 100 秒間維持する。

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

トーラス系物理の理解

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、トー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、トー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。

●燃料循環システム技術開発

燃料循環システム要素技術（不純物除去、同位体分離など）の開発

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 の六ヶ所核融合研究所にある原型炉 R&D 棟、及び富山大学の水素同位体科学研究センター等国内の施設を活用して研究開発を効率的に進める。また、レーザー方式のトリチウムの貯蔵・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、トリチウム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。

T 大量取扱時の燃料循環システム技術の実証

T 大量取扱施設を活用して T 大量取扱時の燃料循環システムの技術を実証する。

●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 トリチウム (T) 除去系の実証試験と計量管理の実績を蓄積し、大量・高濃度のトリチウム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 トリチウム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核融合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、レーザー方式のトリチウムの貯蔵・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

トリチウム (T) 含有熱媒体の取扱技術などを確立するため、トリチウムと材料の相互作用などトリチウム取扱に関する基礎データを取得し、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核融合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、レーザー方式のトリチウムの貯蔵・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 を活用してトリチウム (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

ブランケットトリチウム回収、及び水処理の実証試験等を実施する。また、トリチウム含有ガス・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。

T 含有ガス・水を取り扱う機器 (発電系含む) の総合試験

発電系を含むトリチウム含有ガス・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 ITER よりさらに大量のトリチウム (T) を取り扱うことから、トリチウム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る。ブランケットやダイバータの DT 環境試験施設があれば計量管理技術開発装置なども併設することが可能。廃棄物処理などの技術については ITER 計画で獲得される技術では不十分であり、大型技術を開発し、運転を検証するまでの体制構築が必要である。これらを踏まえ、トリチウム大量取扱試験施設を建設する。

●Li 確保

${}^6\text{Li}$ の確保方策の検討

トリチウム生産のためにブランケットに用いるリチウム 6 (${}^6\text{Li}$) 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。

●初期装荷 T

T 製造プロセスの検討

初期装荷トリチウム (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

初期装荷トリチウム (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

初期装荷トリチウム (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

初期装荷トリチウム (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で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・規格化

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を規格化する。

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。

原子炉による 80dpa 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 核分裂中性子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。

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トリチウム増殖材料）

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およ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。

核融合中性子照射試験

核融合中性子源を用いて、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中性子照射影響評価を行い、コンポーネント規模での増殖性能評価を行う。

●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。

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。

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。

プラズマによる炉内機器への影響評価

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、トリチウム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。

環境トリチウムの規制目標の調査・検討

トリチウム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

トリチウムについては定常時及び異常時の環境への放出量を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および異常時のトリチウム放出量に対して、トリチウム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。

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、保守方式の見直しを行う。見直し結果を受けて、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も行う。

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、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原子力機構、産業界、大学等が自主的に定め、原子力規制委員会等における最終的な基準設定は移行判断後に実施する。

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。

遠隔作業、検査・保守技術の整理

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。

故障率 DB の調査

長期に亘る原型炉開発を念頭に故障率データベース（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に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積算線量 200MGy の材料・機器の開発ロードマップを策定し、実行する。積算線量 200MGy を目標とした機能材料・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/設計/建設

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の概念検討を行う。平行して施設設計の制約となる条件を暫定する。

概念検討結果、制約条件を考慮して設計（プロットプラン、利用計画）、建設する。中規模 R&D を経て実規模 R&D の開始時期を考慮して 2035 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して設計する。

11 計測・制御

主要項目の概説とコアチームチャートとの対応

理論、既存・海外実験による予測、実験による検証

理論（モデルリング）、既存実験結果等を元にして、制御対象、制御手法決定のための基礎データ、知識体系の構築を行う（合同コアチームチャート「11.1.1 プラズマ応答特性、モデリング検証」の前半、「現実的・信頼性のある制御ロジックの確立」に対応）。更に、構築した「理論・既存・海外実験による予測」を ITER/JT-60SA 等で検証する。（合同コアチームチャート「11.1.1 プラズマ応答特性、モデリング検証」の後半、「11.2.4 原型炉の磁気計測環境下での平衡制御精度の向上」に対応）

計測開発

計測器の選定・仕様作成を最終目標に、必要な新規計測の開発、プラズマ実験装置での試験、照射試験等を行う。「核融合原型炉の計装制御 NIFS-MEMO-68」で検討は進んでいるが、未検討な部分（例えば、トリチウム増殖のための計測制御）もある。（合同コアチームチャート「11.2.1 原型炉の候補計測器の選定」、「計測器と解析コードの評価」、「11.2.3 計測器の寿命評価、耐放射線機器の開発」に対応）

運転点と裕度評価

運転基準点を設定するとともに、その近傍での振る舞いを考慮して、範囲（裕度）を設定する必要がある。計測や制御の能力（応答時間、制御振幅）を考慮しながら決定する。（合同コアチームチャート「11.3.1 運転基準点と運転許容範囲の同定」に対応）

オフライン予測

運転シナリオ作成のためのシミュレータ、実時間制御開発のためのシミュレータ等、実時間性を問われないシミュレータ（予測コード）を開発する。これは、実時間制御と第一原理計算の中間に位置するものである。（合同コアチームチャート「11.3.2 運転制御シミュレータの開発」に対応）

実時間制御システムの開発

第一原理計算、統合コード、オフライン予測を集約し、実時間制御が可能なシステムを構築する。（合同コアチームチャート「11.3.3 運転制御シミュレータの開発」、「実験データを用いたシミュレータの検証」、「現実的・信頼性のある制御ロジックの確立」に対応）

●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

β_n 、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。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。

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、その体制を構築する。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。

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、開発したシミュレータの性能を検証する。

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性能の高性能化を図る。

●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。

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。

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、制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. 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およ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。

●アウトリーチ人材育成

アウトリーチ教育体制およ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、OR 活動 HQ 主導のもと、研究機関が連携して実施する。

●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 以降の原型炉から実証炉を経て商用炉建設までの、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実証炉建設に向けた、ステークホルダー間の対話を推進する。

13. 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

100 kA 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

溶融塩およ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

ミ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。

14. レーザー方式

●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 20 cm 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トリチウム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共に、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、16 Hz 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。

●トリチウムの貯蔵・ハンドリング技術

遺漏を考慮したトリチウムの貯蔵、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

●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自己点火を目指した実験 FIREX-II を、国際連携を視野に推進する。

炉心プラズマ設計

実験でベンチマークされたシミュレーションを用いて、FIREX-I 実験の成果をベースに、自己点火、更に高利得へ向けた炉心プラズマの設計を行う。不確定な物理については、FIREX-I 及び FIREX-II の中で要素実験を行い解決していく。

●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/10 Hz 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 20 kJ/10 Hz クラス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。