JAEA-Evaluation
2016-001
DOI:10.11484/jaea-evaluation-2016-010

平成26年度　研究開発・評価報告書
評価課題「核融合研究開発」
（事後評価）

Assessment Report of Research and Development Activities in FY2014
Activity: “Fusion Research and Development”
(Result Evaluation)

核融合研究開発部門
Sector of Fusion Research and Development

March 2016
Japan Atomic Energy Agency
日本原子力研究開発機構

JAEA-Evaluation

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ（http://www.jaea.go.jp）
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2016

JAEA-Evaluation 2016-001

平成 26 年度　研究開発・評価報告書

評価課題「核融合研究開発」（事後評価）

日本原子力研究開発機構
核融合研究開発部門

（2016 年 1 月 14 日受理）

独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という）は、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」（平成 20 年 10 月 31 日内閣総理大臣決定）及びこの大綱的指針を受けて作成された「文部科学省における研究及び開発に関する評価の指針」（平成 21 年 2 月 17 日文部科学大臣決定）、並びに原子力機構の「研究開発課題評価実施規程」（平成 17 年 10 月 1 日制定、平成 21 年 8 月 19 日改正）等に基づき、「核融合エネルギーを取り出す技術システムの研究開発」に関する事後評価を核融合研究開発・評価委員会に諮問した。

これを受けて、核融合研究開発・評価委員会は、原子力機構から提出された平成 22 年 4 月から平成 26 年 11 月までの核融合研究開発部門の運営ならびに核融合研究開発の実施状況に関する説明資料の検討、及び核融合研究開発部門長による口頭発表と副部門長も交えての質疑応答・意見交換を行った。

本報告書は、核融合研究開発・評価委員会より提出された事後評価の内容、並びに、委員会による指摘事項とそれに対する措置を取りまとめたものである。

本報告書は、研究開発・評価委員会（核融合研究開発・評価委員会）が「国の研究開発に関する大綱的指針」等に基づき実施した外部評価の結果を取りまとめたものである。

日本原子力研究開発機構　核融合研究開発部門（事務局）
那珂核融合研究所：　〒311-0193　茨城県那珂市向山 801-1

JAEA-Evaluation 2016-001

Assessment Report of Research and Development Activities in FY2014
Activity: "Fusion Research and Development" (Result Evaluation)

Sector of Fusion Research and Development
Japan Atomic Energy Agency
Naka-shi, Ibaraki-ken

(Received January 14 , 2016)

Japan Atomic Energy Agency (hereinafter referred to as "JAEA") asked the assessment committee, "Evaluation Committee of Research and Development Activities for Fusion" (hereinafter referred to as "Committee") for result evaluation of "Research and Development of the Technical System for Extraction of Fusion Energy," in accordance with "General Guideline for the Evaluation of Government R&D Activities" by Cabinet Office, Government of Japan, "Guideline for Evaluation of R&D in Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology " and "Regulation on Conduct for Evaluation of R&D Activities" by JAEA.

In response to the JAEA's request, the Committee assessed the research program of the Fusion Research and Development Directorate (hereinafter referred to as "FRDD") during the period from April 2010 to November 2014. The Committee evaluated the management and research activities of the FRDD based on the explanatory documents prepared by the FRDD, the oral presentations with questions-and-answers by the Director General and the Deputy Director Generals.

Keywords: Fusion Research and Development, Fusion Energy

This evaluation report presents the result of third-party evaluation conducted based on the "General Guideline for the Evaluation of Government R&D Activities" by Cabinet Office, Government of Japan, etc.

目次

１．　概要 1
２．　核融合研究開発・評価委員会の構成 2
３．　審議経過..... 3
４．　評価方法..... 5
５．　評価結果（答申書）..... 7

参考資料（日本原子力研究開発機構作成資料） 25

Contents

1. Outline 1
2. Evaluation Committee of Research and Development Activities for Fusion 2
3. Status of assessment 3
4. Procedure of assessment 5
5. Results of assessment (Committee Report) 7

References (documents prepared by Japan Atomic Energy Agency) 25

This is a blank page.

１．概　要

独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という）は、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」（平成 20 年 10 月 31 日内閣総理大臣決定）及びこの大綱的指針を受けて作成された「文部科学省における研究及び開発に関する評価の指針」（平成 21 年 2 月 17 日文部科学大臣決定）、並びに原子力機構の「研究開発課題評価実施規程」（平成 17 年 10 月 1 日制定、平成 21 年 8 月 19 日改正）等に基づき、「核融合エネルギーを取り出す技術システムの研究開発」に関する事後評価を核融合研究開発・評価委員会に諮問した。

これを受けて、核融合研究開発・評価委員会は、原子力機構から提出された平成 22 年 4 月から平成 26 年 11 月までの核融合研究開発部門の運営ならびに核融合研究開発の実施状況に関する説明資料の検討、及び核融合研究開発部門長による口頭発表と副部門長も交えての質疑応答・意見交換を行った。その結果、下記の総合評価が得られた。

震災等予期せぬ災害に見舞われた第２期中期計画期間の中で、その影響を最小限にとどめ、国際公約である ITER 計画や BA 活動の機器調達を計画通り進めるとともに、限られた人的資源の中で炉心プラズマ研究・核融合工学研究の全般にわたって目標を上回る成果を挙げたことは高く評価出来る。核融合炉実現のための技術開発と理論解析に世界でもトップの成果を出しており、大学等との連携も積極的であり、人材育成への貢献も大きい。とくに ITER 計画においては、我が国の調達機器を遅延なく製作し、ITER 建設に積極的に関与しリーダーシップを発揮してきた点は極めて高く評価できる。また ITER の運営にあたっても、建設的な改善提案を積極的に提示し、ITER 機構や他極と連携を図って努力してきた点も高く評価できる。また、BA 活動では、JT-60SA の建設が順調に進むなど、日欧で密に連携を取りながら研究開発を推進しており、この点も極めて高く評価できる。今後は、ITER 計画の適切な実施のために極内機関としての責任を果たすことはもちろんであるが、ITER 機構との適切な協力作業を通して、スケジュールの円滑な進捗のために、引き続き努力されたい。なお、ITER 計画および BA 活動共に、大学や産業界との連携・協力をさらに強化することも必要だが、実施機関である原子力機構のスタッフが少なすぎるのが極めて大きな問題であり、早急に人員増の努力をすべきである。また、新法人への統合移管に関して、これまでに培われた経験と知識が上手く引き継がれるように期待したい。さらに、新法人においても、大学等との共同研究が青森サイトにおいてもうまく実施できるように、一日も早い設備の移設や新設、しくみづくりを期待したい。

２．核融合研究開発・評価委員会の構成

本委員会は、平成 18 年１月１日に設置され、以下の委員から構成されている。

委員長　寺井　隆幸　　東京大学大学院 工学系研究科　附属総合研究機構　機構長・教授
（平成 21 年より、それ以前は委員）

委員　　阿部　勝憲　　八戸工業大学エネルギー環境システム研究所長
（平成 26 年より）　　機械情報技術学科　教授

小川　雄一　　東京大学大学院新領域創成科学研究科　教授
（平成 24 年より）

金子　修　　自然科学研究機構 核融合科学研究所 副所長
（平成 21 年より）

岸本　泰明　　京都大学大学院エネルギー科学研究科　教授
（平成 24 年より）

小磯　晴代　　高エネルギー加速器研究機構　加速器研究施設
（平成 24 年より）　　加速器第四研究系　研究主幹・教授

時松　宏治　　東京工業大学大学院総合理工学研究科
（平成 26 年より）　　環境理工学創造専攻　准教授

橋爪　秀利　　東北大学大学院工学研究科　量子エネルギー工学専攻　教授
（平成 26 年より）

畑山　明聖　　慶應義塾大学理工学部物理情報工学　科基礎理工学専攻　教授
（平成 26 年より）

堀池　寛　　大阪大学大学院 工学研究科環境・エネルギー工学専攻 教授
（平成 18 年より）

松山　政夫　　富山大学水素同位体科学研究センター長・教授
（平成 26 年より）

（委員については、五十音順）

３．審議経過

（１）第１回核融合研究開発・評価委員会：平成 18 年 3 月 17 日
・委員会規定に基づく委員長の選出
・核融合研究開発・評価委員会の趣旨について
・平成 17 年度における研究開発実績について
・上記報告内容に対する質疑応答・意見交換

（２）第２回核融合研究開発・評価委員会：平成 18 年 10 月 31 日
・平成 18 年度上期における研究開発の現状について
・上記報告内容に対する質疑応答・意見交換
・若手研究者との意見交換

（３）第３回核融合研究開発・評価委員会：平成 19 年 3 月 15 日
・平成 18 年度における研究開発実績について
・上記報告内容に対する質疑応答・意見交換

（４）第４回核融合研究開発・評価委員会：平成 20 年 3 月 4 日
・平成 19 年度における研究開発実績について
・上記報告内容に対する質疑応答・意見交換

（５）第５回核融合研究開発・評価委員会：平成 21 年 2 月 20 日
・委員会規定に基づく委員長の選出
・平成 20 年度における研究開発実績について
・上記報告内容に対する質疑応答・意見交換

（６）第６回核融合研究開発・評価委員会：平成 21 年 9 月 11 日
・中間評価の進め方について
・核融合研究開発の成果及び現状と次期中期計画骨子について
・上記報告内容に対する質疑応答・意見交換

（７）第７回核融合研究開発・評価委員会：平成 22 年 2 月 23 日
・平成 21 年度における研究開発実績について
・上記報告内容に対する質疑応答・意見交換

（８）第８回核融合研究開発・評価委員会：平成 23 年 8 月 4 日
・平成 22 年度における研究開発実績について
・上記報告内容に対する質疑応答・意見交換

（９）第９回核融合研究開発・評価委員会：平成 24 年 3 月 16 日
・平成 23 年度における研究開発実績について
・上記報告内容に対する質疑応答・意見交換

（１０）第１０回核融合研究開発・評価委員会：平成 25 年 3 月 15 日
・平成 24 年度における研究開発実績について
・上記報告内容に対する質疑応答・意見交換

（１１）第１１回核融合研究開発・評価委員会：平成 26 年 2 月 28 日
・平成 25 年度における研究開発実績について
・上記報告内容に対する質疑応答・意見交換

（１２）第１２回核融合研究開発・評価委員会【事後評価】：平成 26 年 11 月 28 日
・委員会規定に基づく委員長の選出
・事後評価及び事前評価の実施について
・上記報告内容に対する質疑応答・意見交換

（１３）事後評価結果のとりまとめ：平成 26 年 11 月～平成 27 年 3 月

（１４）答申：平成 27 年 3 月 25 日

４．評価方法

以下の評価作業手順及び評価項目に従い、核融合研究開発部門より提出された平成 22 年 4 月から平成 27 年 11 月までの核融合研究開発部門の運営、核融合研究開発の実施に関する説明資料の検討、及び核融合研究開発部門長による口頭発表と副部門長も交えての質疑応答・意見交換を行った。

（１）　評価作業手順

① 評価方法についての議論と評価方法の決定
② 核融合研究開発部門における運営及び研究開発の実施についての部門長による説明と質疑応答・意見交換
③ 提出資料に基づき、評価意見を整理
④ 答申書の取り纏め

（２）評価項目

１）総合評価

これまでの取組み、成果、今後の展開について

２）個別評価

・研究開発の達成度
・成功・不成功の原因の把握・分析
・当初の研究開発計画の妥当性
・研究開発成果の波及効果の把握・普及
・将来への研究開発の展開、新たな課題への反映の検討

（３）評価対象期間

平成 22 年 4 月より平成 27 年 3 月末

核融合研究開発に関する事後評価　議事次第
（第１２回核融合研究開発･評価委員会）

日時：平成２６年１１月２８日(金)、13：00～17：45

場所：航空会館　201 会議室（東京都港区新橋　1-18-1）

議題：

１．あいさつ	森副部門長	13：00～13：05
２．規程に基づく委員長の選出について	石田室長	13：05～13：10
３．平成２５年度独法評価結果等について	石田室長	13：10～13：15
４．事後評価及び事前評価の実施について		13：15～13：20
５．第２期中期目標期間における研究開発実績の要点について		
（１）ＩＴＥＲ計画の実績と成果	草間部長	13：20～14：05
（報告３０分、質疑応答１５分）		
（２）ＢＡ活動の実績と成果	飛田部長／大平部長／池田部長	14：05～14：55
（報告 IFERC:10 分・IFMIF:10 分・ｻﾃﾗｲﾄﾄｶﾏｸ:15 分、質疑応答 15 分）		
（３）炉心プラズマ研究開発の成果	鎌田部長	14：55～15：20
（報告１５分、質疑応答１０分）		
（４）核融合工学研究開発の成果	山西部長	15：20～15：45
（報告１５分、質疑応答１０分）		
（５）研究開発全般について	石田室長	15：45～16：00
（報告１０分、質疑応答５分）		
６．次期中期計画の概要について	森副部門長	16：00～16：30
（報告２０分、質疑応答１０分）		
７．自由討論		16：30～17：35
８．その他（今後の予定など）		17：35～17：45

５．評価結果（答申書）

平成２７年３月２５日

独立行政法人　日本原子力研究開発機構
理事長　松浦　祥次郎　殿

研究開発・評価委員会
（核融合研究開発・評価委員会）
委員長　寺井隆幸

研究開発課題の評価結果について（答申）

当委員会に諮問〔２６原機（融）０１２〕のあった下記の研究開発課題の事後評価について、その評価結果を別紙のとおり答申します。

記

研究開発課題「核融合エネルギーを取り出す技術システムの研究開発」

以上

別紙

「核融合エネルギーを取り出す技術システムの研究開発」の事後評価結果

当研究開発・評価委員会は、第１期中期計画の開始（平成１７年１０月）以降における核融合研究開発部門の「核融合エネルギーを取り出す技術システムの研究開発」に関する活動実績及び研究成果に対し、毎年、年度評価を行い、進捗状況を確認するとともに、さまざまな改善点等を指摘してきた。それらを十分に踏まえた上で、研究開発の達成度、成功・不成功の原因の把握・分析、当初の研究開発計画の妥当性、研究開発成果の波及効果の把握・普及、将来への研究開発の展開、新たな課題への反映の検討などの評価の視点に基づき、第２期中期計画に対し、事後評価を実施したので、その評価結果をここに取りまとめる。

Ⅰ．総合評価

震災等予期せぬ災害に見舞われた第２期中期計画期間の中で、その影響を最小限にとどめ、国際公約である ITER 計画や BA 活動の機器調達を計画通り進めるとともに、限られた人的資源の中で炉心プラズマ研究・核融合工学研究の全般にわたって目標を上回る成果を挙げたことは高く評価出来る。核融合炉実現のための技術開発と理論解析に世界でもトップの成果を出しており、大学等との連携も積極的であり、人材育成への貢献も大きい。とくにITER計画においては、我が国の調達機器を遅延なく製作し、ITER 建設に積極的に関与しリーダーシップを発揮してきた点は極めて高く評価できる。また ITER の運営にあたっても、建設的な改善提案を積極的に提示し、ITER 機構や他極と連携を図って努力してきた点も高く評価できる。また、BA 活動では、JT-60SA の建設が順調に進むなど、日欧で密に連携を取りながら研究開発を推進しており、この点も極めて高く評価できる。今後は、ITER 計画の適切な実施のために極内機関としての責任を果たすことはもちろんであるが、ITER 機構との適切な協力作業を通して、スケジュールの円滑な進捗のために、引き続き努力されたい。なお、ITER 計画および BA 活動共に、大学や産業界との連携・協力をさらに強化することも必要だが、実施機関である原子力機構のスタッフが少なすぎるのが極めて大きな問題であり、早急に人員増の努力をすべきである。また、新法人への統合移管に関して、これまでに培われた経験と知識が上手く引き継がれるように期待したい。さらに、新法人においても、大学等との共同研究が青森サイトにおいてもうまく実施できるように、一日も早い設備の移設や新設、しくみづくりを期待したい。

Ⅱ．総合的な提言

本研究開発をより良いものにするため、以下に、総合的な観点に基づく提言を示す

こととする。

・重要な機器開発・製造あるいは材料開発など、原子力機構の設計や指導により多くの企業が関わっていることをもっと積極的に広報してはいかがか。中小企業や町の工場も含めてものづくり技術が全日本で核融合開発に向かっていることを伝えれば、宇宙分野などに負けないで応援されると思う。

・将来計画に向けては、次期中期計画期間中に ITER は初プラズマ、BA は計画期間終了を迎え、新たなフェイズに移ることが明らかになっている。現在の機器調達を主とした活動から開発研究活動へと移行するにあたり、中心となる人材の養成は喫緊の課題である。優秀な若手研究者が活躍できる場を提供出来るよう努力していただきたい。併せて、原型炉構築に向けた設計や開発研究の加速も求められており、大学との連携・協力を図りながら、全日本的な体制のコアとしての役割を果たしていただきたい。

・ITER や JT-60SA が建設期を終了し、実験フェーズに入ったとき、国際競争の中で日本がリーダーシップを発揮し、成果を挙げるための様々の方策を十分に検討して対応する必要がある。ITER の中心課題である燃焼プラズマ研究は、JT-60 実験のモデリングや理論・シミュレーションにより積極的に進められ所定の成果を挙げているが、予算的制約が厳しく、欧米に比べると必ずしも十分とは言えない状況がある。中でも、BA シミュレーションセンターは 2017 年度に当初期間を終了するが、これまで培った経験・実績を維持・発展させるとともに、ITER における実験研究を国際的にリードする観点からも、継続運用などの方策を積極的に検討することが必要である。

・本研究の規模・先進性・重要性に見合う人員配置に向けて、引き続き配慮をお願いしたい。

・IFMIF/EVEDA における原型加速器実証については期間を延長し、十分な試験時間を確保すべきである。

・青森県での核融合フロンティア計画は高く評価できるが、研究者のためのインフラ整備のために、地方自治体への依頼のみならず、所内でのご努力も引き続き、期待したい。

・厳しい時間的制約や大震災など影響を受けながらも、極めてチャレンジングで壮大な研究開発に、同機構部門は総力を挙げて取組んでいる。どこの独法でも人的資源が限られているが、同機構担当者のアクティビティは相当高く、数々の輝かしい実績と研究業績を挙げていると評価できる。人的資源を増やさないと、激務により担当者が少しでも故障すると、研究開発の全体進捗にも影響を及ぼすのではないかと懸念される。人材育成のみならず、機構として積極的な人材採用も望まれる。産業界との技術シーズマッチングを行うイベントを機構部門として行われることもご検討いただければと思う。石油ガスの資源開発を行う別の独法は積極的に行っている。

・大学等との連携研究は、件数も大事であるが、全日本で核融合研究を進めると

いう意味で、JAEA での研究との相補性など、全体計画における連携研究の位置付けを明確にして進めるべきと思う。

・原型炉の設計は、ITER や JT-60SA の成果を踏まえる必要性があるため大変であることは理解できるが、逆に設計に大きな影響を与えるパラメータを決めるために、JT-60SA に求める成果などを提案するなど、相互の連携を取りながら、計画を進めて欲しい。

・限られた人的資源の中で多岐にわたる先端的な研究開発を行い、着実な研究開発成果を挙げてきたと思われる。長期にわたる研究開発の継続や人材確保のためには、核融合コミュニティだけが孤立することなく、広く一般社会からの理解、支援が不可欠という視点も忘れないことが成功につながると考えられる。

・全体として非常に良く仕事が進められ、成果が挙げられているので、十分 S 評価に値する。

Ⅲ．個別評価

評価の視点ごとの評価結果、提言を示すこととするので、参考にして、「核融合エネルギーを取り出す技術システムの研究開発」を進めていただきたい。

１．研究開発の達成度

（１）ITER 計画及び BA 活動

１）ITER 建設活動

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　S:9 名、A:2 名〕

甚大な震災被害の影響を乗り越え、当初想定していなかった様々な技術課題の解決策を提示・克服しつつ、国際合意したスケジュールを遵守して 9 割に及ぶ分担物納機器の調達取決め締結に至ったことは、日本の課題解決能力や技術力、信頼性の高さを示すものであり、極めて高く評価できる。また、実施した全ての項目について、開発目標以上の成果を達成している。TF コイル製造における巻き線／構造物製作の超高精度化の達成、NBI 用 HV ブッシングの開発など、ブレークスルーとなる成果が着実に得られている。ITER 建設を国内機関及び実施機関として着実に履行し、その責務を果たしている。

２）幅広いｱﾌﾟﾛｰﾁ活動

（国際核融合ｴﾈﾙｷﾞｰ研究ｾﾝﾀｰ、国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計）

(S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する)

〔評価結果　S:3 名、A:6 名、B:2 名〕

新天地に BA サイトを短期間で立ち上げ、基幹となる技術項目における国際的拠点を構築していることは特筆に値する。低放射化構造材料や増殖・増倍材料の開発で目覚しい成果を挙げるとともに、安全性研究にも取り組んでいる。国際核融合エネルギー研究センターでは、ITER・原型炉の鍵を握るブランケットやトリチウム技術開発が着実に進展するとともに、国内研究者との協力体制を構築するなど、安全性まで含めた原型炉の基本概念設計・評価に向けた取組みが順調に進展している。また、スーパーコンピュータは、高い利用率を実現するとともに、大学を含む国内のシミュレーション研究を支える中核的な存在となっている。遠隔実験センターは、当センターからの ITER の制御性や具体的な実験への参加方法など、検討事項も多いが、遠隔実験のためのソフトおよびハードの検討・開発が着手されている。材料照射施設でも、原型加速器の設置やリチウム試験ループの建設・実証実験が進展している。これらは総合的に極めて高く評価できる。人的資源が限られる中、国内連携を強化しながら、原型炉共同設計作業、R&D、計算機シミュレーションセンター運営など順調に推移している。当初目標を達成するとともに、新規課題を追加し、当初計画を上回る成果を上げたが、IFMIF-EVEDA 計画における一部の遅れが見られている。原型加速器実証試験については、期間を延長し、ビーム運転に十分な時間を確保すべきである。これらに加え、原型炉設計活動の加速が望まれる。安全性研究の実施など、当初目標以上に達成している点は、評価できる。

３）幅広いｱﾌﾟﾛｰﾁ活動

(ｻﾃﾗｲﾄﾄｶﾏｸ、 JT-60 装置解体、既存設備の保守・改修、装置技術開発)

(S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する)

〔評価結果　S:8 名、A:3 名〕

わが国の技術力をコアに日欧間の緊密な協力のもと進めている。当初のスケジュール通り順調に建設・組立が進んでおり、日欧協力の見本とも言え、極めて高く評価できる。JT-60 の解体を計画通り終了するとともに、JT-60SA で再利用する関連機器の保守・改修、各種機器開発・調達、機器の受入れ・組立てが日欧共に計画通り進展している点は極めて高く評価できる。また、定常化の鍵を握る中性粒子ビームやジャイロトロンの開発も ITER 建設活動とも連携を取りつつ、当初予定を上回る成果を挙げている点は極めて高く評価できる。さらに JT-60U 本体の解体を無事故・無災害で計画どおり終了した点やジャイロトロンの高性能化など、高く評価される。SA 本体組立、PF コイル製作、加熱機器なども順調に進捗しているように思われる。また、高精度の製作精度の達成、部品点数 8 万点を組上げることで代表されるように、大規模装置を高精度に組上げることに成功しており、高く評価できる。EU の製

作の遅れを挽回する形で国内設計製作がほぼ計画通り進められ、研究計画もグローバルな枠組み下でまとめられた。

４）国内連携・協力、国内研究との成果相互還流

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　S:3 名、A:6 名、B:1 名、C:1 名〕

ITER 計画全般を通じて、調達・共同研究などの国内連携協力活動はうまくいっていると判断する。また、核融合フォーラム活動などにより、情報交換が適切に行われた。定常・高ベータ化などの物理研究を目指した JT-60 は、国内重点化装置としても位置付けられていることから、国内の大学・国公立研究機関の研究者の参加の下に実験計画が策定され、高いレベルでの連携・協力体制ができている点は高く評価できる。ITER 計画及び BA 活動における共同研究、IFERC-CSC の利用促進など、国内連携・協力体制の構築は成果を収めている。また、核融合エネルギーフォーラムの活動は一定の成果を挙げている。さらに、大学等との共同研究の仕組みをつくり全日本で取り組んでおり、今後の波及効果に繋がることが期待される。ただし、現時点では、成果の相互還流が具体的に見えない。

（２）炉心プラズマ研究開発

(燃焼プラズマ制御研究、定常高ﾍﾞｰﾀ化研究、予測コードによる評価、理論・ｼﾐｭﾚｰｼｮﾝ研究)

(S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する)

〔評価結果　S:6 名、A:4 名、B:1 名〕

炉心プラズマ研究に実験、理論で顕著な成果を挙げた。公募型研究で全日本としての取り組みを行い、若手育成に貢献している。予算手立てが無い中で、学術的に非常に有益な研究成果を挙げている。実験、モデリング、理論・シミュレーション、計測器開発、いずれも、少ない人的資源にもかかわらず、目標を上回る多くの成果を達成している。JT-60SA リサーチプランの策定・改訂、JT-60SA の計測機器開発、大学等との連携・協力等において、大きな成果が得られた。特に、若手研究者が貢献している。JT-60SA の建設に伴い JT-60 実験が終了したが、この間も JT-60 で取得された実験データをベースに、外国装置への実験参加やそれによるデータと JT-60 データとの比較・検討や理論・シミュレーション研究と密接な連携を図りながら、ITER を想定した燃焼プラズマ制御の鍵となる多くの物理的成果を挙げてきたことは極めて高く評価できる。特に、この間、理論・シミュレーション研究が格段の進展を見せ、乱流輸送や MHD 現象の再現やそれに基づく物理過程の解明がなされるようになった点も高く評価される。なお、JT-60SA に関する検討は成されているが、ITER

に対しては中期計画に掲げた「総合性能の予測」、「燃焼プラズマ最適化および制御のための理論的指針」はまだ得られていないのではないか。また、JT-60SA が建設中であるが、やはり ITPA 活動への継続的な寄与に腐心すべきである。

（３）核融合工学研究開発

（増殖ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ開発研究、構造材料開発研究、基礎的核融合工学研究、炉ｼｽﾃﾑ研究）

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　S:4 名、A:7 名〕

国際的な競争原理の基に各国が独自に進めている TBM、炉材料、トリチウム・中性子増殖などの研究開発が予定通り進展している点は高く評価できる。特に、微小球増殖材の大量製造法や海水からのリチウム回収法の開発は核融合の実現性の観点からも重要な成果である。TBM 開発のモックアップ試作や増殖材製造、構造材料開発の大型溶解などで世界をリードしている。構造材の HFIR 重照射データは炉の成立を決めるものであり重要である。トリチウム取り扱いや核データ整備などにおいても成果を挙げている。TBM に関するモックアップ、先進材料の照射研究、先進増殖材料開発等において、想定した以上の成果が得られている。ブランケット、炉構造材、トリチウム安全取り扱い技術、加熱装置の高効率化など、ITER や原型炉設計に向けた基礎研究が進展しているように思われる。TBM を始めとして中期計画を順調にこなしている。材料開発・加熱装置性能改良に特段の成果がみられた。

（４）大学等との連携・協力、人材育成

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　S:1 名、A:7 名、B:3 名〕

大学等との連携・協力のため種々の有効な仕組みをつくり、多数の人材育成に貢献している。また、国際トカマク物理活動等を展開し、若手研究者の育成に大きく貢献している。さらに、たくさんの大学等との共同研究を通して、大学における基礎基盤研究の支援、人材育成、大学等からの若手研究者の受け入れに大きく貢献している。長期間を必要とする核融合研究を推進するには人材育成を視野に入れた大学等との連携・協力が不可欠であるが、ITER・BA 活動、炉心プラズマ・工学研究の各々の場でこれらの連携・協力を実施する体制を重視して努力している点が高く評価できる。一方、連携・協力を実施するための予算措置等は厳しい状態にあることから、長期的視野に立った方策の検討を期待する。各部門において大学等との連携・協力、若手人材育成の観点からの精力的努力が行われているように思われる。なお、共同研究に参画している人数が、平成 17 年をピークとして、その後減少傾向がみられることから、第３期中期計画に向けての対策が必要であろう。また、施設利用はもっとあっても良い。連携により得られた具体的な成果が不明である。

２．成功・不成功の原因の把握・分析

（１）ITER 計画及び BA 活動

１）ITER 建設活動

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　S:7 名、A:4 名〕

類例のない先端的な機器開発のため、複数の企業の取りまとめを効果的に行い成功している。計画の進捗のため日本側からの改善行動が有効であった。新たに発生した課題に迅速に対応し、CS 導体製作過程において発生した CS コイル導体撚線の短ピッチ化等の技術課題を克服し、仕様を満足させた。また、東日本大震災での被害、タングステンダイバータ開発などでは、当初の予定にない不測の事態が生じたが、それらに対して的確に対応した点は極めて高く評価できる。また、調達仕様を明確にする技術開発とともに、開発過程で現出した問題点や技術課題を迅速に把握・分析して解決策を提示・克服するのみならず、当初計画性能を上回る成果（CS 導体性能、ジャイロトロンの電力変調や高効率伝送など）を挙げた点など、極めて高く評価できる。さらに、ITER 計画実施に当たって、多国間協力での事業管理に伴うリスクを低減するための方策を先導した。ただし、計画実施の遅れは解消されておらず、引き続き今後の努力に期待したい。

２）幅広いｱﾌﾟﾛｰﾁ活動

（国際核融合ｴﾈﾙｷﾞｰ研究ｾﾝﾀｰ、国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計）

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　S:1 名、A:8 名、B:2 名〕

幅広い視点からの評価・検討を要する原型炉設計やシミュレーション研究の特性を把握・分析し、大学・国公立研究機関の協力・参加体制を導入して国内活動の強化を図った点は極めて妥当であり、高く評価できる。東日本大震災への対応など、非常に適切かつ精力的に解決された。また、日欧の機器や技術基準のすり合わせに努力した。テレビ会議を併用した日欧間での頻繁な意見調整により、事業を円滑に推進している。計算機シミュレーションセンター運営では、CSC 研究会などで広くユーザー側からの要望も吸い上げ、円滑な運営を行っている。なお、IFMIF は震災の影響や欧州の調達の問題などもあり、遅れているが、今後は着実に組立て、運転開始に向けて努力していただきたい。高圧ガス保安法の許認可取得に時間を要するのはガス業界では常識であり、遅れの挽回に期待したい。

３）幅広いｱﾌﾟﾛｰﾁ活動

（ｻﾃﾗｲﾄﾄｶﾏｸ、 JT-60 装置解体、既存設備の保守・改修、装置技術開発）

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　S:3 名、A:8 名〕

日欧の統合プロジェクトチームを立ち上げ、優れた実施体制のもと効率的に研究開発を進めている。旧装置の廃止解体や、その上への新規装置の設計において、非常に適切な判断が下されて来た。事業調整会議、技術調整会議などによる計画・設計レビュー、PID による取り合い調整など、問題点の把握とそれに基づく、スケジュール管理が十分機能し、適切に行われているように思われる。また、資源の効率的運用が成果として現れているように推察される。現場レベルでの欧州との密な情報交換が成功の秘訣であると言えよう。十分な把握と分析ができていると判断する。今後、JT-60 の解体の知見を活用することを望む。

４）国内連携・協力、国内研究との成果相互還流

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　A:7 名、B:4 名〕

原型炉設計は長期にわたる。今後、ITER 計画及び BA 活動、JT-60SA 装置技術開発で構築された連携・協力体制の維持と若手育成が強く望まれる。そのためには、産業界、一般社会からの理解、成果相互還流に今後も継続的に注意を払う必要がある。六ヶ所での BA 活動に関しては、交通の便や宿泊施設などの点で、国内の研究者を幅広く結集させるには難があると言わざるを得ない。今後のさらなる改善を期待する。なお、活動の効果等の分析はあまりされていないのではないか。

（２）炉心プラズマ研究開発

（燃焼プラズマ制御研究、定常高ﾍﾞｰﾀ化研究、予測コードによる評価、理論・ｼﾐｭﾚｰｼｮﾝ研究）

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　S:1 名、A:10 名〕

適切な研究課題の選択・資源配分がなされ、適切に実施できている。理論と実験を学術的に牽引するべく、適切な人的・時間的な資源配分を行ったものと推察される。例えば、JT-60SA 実験計画の策定では、機構のみでなく、国内大学等から多数の研究者が連携・協力し、議論している。このようなプロセスを踏み、多くの意見を集約し進めていることが、上記一成果の一因であると考えられる。実験研究と共に、物理機構のモデル化や現象の予測・制御を行う統合コードの開発、および、第一原理シミュレーションに基づく数値トカマク実験コードの開発は、ITER の燃焼プラズ

マの予測や原型炉の設計において不可欠であるが、この間、これら実験解析や理論解析の能力が格段に進展していることから、状況の把握・分析が適切になされており、高く評価できる。

（３）核融合工学研究開発

（増殖ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ開発研究、構造材料開発研究、基礎的核融合工学研究、炉ｼｽﾃﾑ研究）

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　A:10 名、B:1 名〕

TBM 開発において核融合ネットワークなどを用いた全日本的な体制を導入するなど、適切な現状把握・分析がなされており、高く評価できる。適切に把握し、遅滞無く進めている。

（４）大学等との連携・協力、人材育成

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　A:7 名、B:3 名、C:1 名〕

現在は ITER や JT-60SA の建設期にあるが、実験の開始された場合の競争力確保や原型炉に向けた活動の活性化など、長期的視野に立った情勢の把握・分析がなされ、可能な方策が取られている点は高く評価できる。長期に及ぶ核融合開発にとって、継続的な人材確保と世代間の着実な技術移転は極めて重要な問題であり、大学においても共通の問題をかかえている。今後とも、知恵を出し合っていく必要がある。なお、もっと大学や企業の若手にアピールする機会を設けるべきである。また、大学等との連携・協力を活性化させる検討をすべきではないか。人材育成の観点からは若手の正規職員の採用を図るべきである。

３．当初の研究開発計画の妥当性

（１）ITER 計画及び BA 活動

１）ITER 建設活動

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　A:11 名〕

ITER スケジュールを遵守し、適切に ITER 機器の調達を実施した。国際合意したスケジュールに則るものであり、また、挑戦的な開発要素を含む先進技術が多く含まれることを考えれば十分に妥当である。また、幾多の困難があったかと推察されるが、計画で想定されていなかった震災災害を乗り越え、TF コイル導体の製作など、

当初計画どおり進んでおり、妥当であると考えられる。

２）幅広いｱﾌﾟﾛｰﾁ活動
（国際核融合ｴﾈﾙｷﾞｰ研究ｾﾝﾀｰ、国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計）
（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）
〔評価結果　A:5 名、B:6 名〕
ITER が建設段階に入った現在、原型炉やそれを支えるシミュレーション研究の活動を設定した計画は極めて妥当であり、高く評価できる。一方、ITER 遠隔実験センターからの実験の参加形態や具体的イメージが必ずしも明確でないことから、今後の格段の進展が望まれる。炉設計、IFMIF、遠隔実験センターなどでは、BA 活動スタート時の検討が不十分であったと言えよう。現在は、その遅れを取り戻すべく順調に活動が活性化しているので、さらなる加速を期待する。IFMIF/EVEDA において設計変更がスケジュールの遅延に結びついている。当初計画を実施段階で具体化することにより、適切な実施計画となっているが、IFMIF-EVEDA 計画において、機器の開発・製作が遅れたことが、残念であった。超伝導加速器に変更した時点で、建設スケジュール等の詳細な再検討が必要だったのではないか。他国での遅れが最大の原因だが、高圧ガス保安法関連の申請に対する準備不足も計画の遅れの要因である。しかしながら、その遅れの原因は把握されているので、今後のキャッチアップが期待される。

３）幅広いｱﾌﾟﾛｰﾁ活動
（ｻﾃﾗｲﾄﾄｶﾏｸ、 JT-60 装置解体、既存設備の保守・改修、装置技術開発）
（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）
〔評価結果　S:3 名、A:8 名〕
国際的に合意したスケジュールに従い順調に進展しているように思われ、当初計画は妥当であると思われる。当初計画どおり進捗したことのみならず、ジャイロトロンのように目標超過達成もあり、評価される。トロイダルコイル製造にかかる時間が当初計画より長くなり、プラズマ実験開始時期が遅れることとなった。

４）国内連携・協力、国内研究との成果相互還流
（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）
〔評価結果　A:9 名、B:2 名〕
コメント無し

（２）炉心プラズマ研究開発

（燃焼プラズマ制御研究、定常高ﾍﾞｰﾀ化研究、予測コードによる評価、理論・ｼﾐｭﾚｰｼｮﾝ研究）

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　S:1 名、A:10 名〕

実験・モデリングおよび理論・シミュレーションを一体として相補的・総合的に進める研究計画は妥当である。また、実験と理論・シミュレーションが密接に連携・協力して様々なモデリングの構築を行う方針も妥当である。これらから、研究開発計画は極めて高く評価できる。非常に高い成果を挙げておられ、リーダーと担当者の高い能力が存分に発揮されたものと推察される。成果から考えて妥当であると考えられる。

（３）核融合工学研究開発

（増殖ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ開発研究、構造材料開発研究、基礎的核融合工学研究、炉ｼｽﾃﾑ研究）

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　A:9 名、B:2 名〕

ITER のスケジュールと整合した適切な研究開発が順調に進んでいることから、高く評価できる。着実に技術開発を行っている。ただし、炉システム研究の位置付けが不明瞭である。

（４）大学等との連携・協力、人材育成

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　A:9 名、B:1 名、C:1 名〕

妥当であったと判断する。ただし、まだ大学への発注形態が、通常の物品発注と同じ形態、基準で行われており、大学や産業界と手を携えて共に新たな価値を発見していく、という姿勢に欠け、見直しが必要である。

４．研究開発成果の波及効果の把握・普及

（１）ITER 計画及び BA 活動

１）ITER 建設活動

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　S:5 名、A:4 名、B:2 名〕

計画の理解促進のため学会や産業界へ積極的に説明展示などを行っており、特に

産業界に参入促進を図った。超伝導マグネットなど高度な技術開発は今後の他分野への応用展開が期待される。巨大構造物である ITER の大電流超伝導コイルや中性粒子ビーム、遠隔保守機器などの製作過程で獲得した様々の精緻な先端技術は、放射線に曝される過酷な宇宙環境を含む 21 世紀の大規模プロジェクト研究推進の指針となる成果として高く評価される。学会や産業界への積極的な報告も十分に実施されている。ITER 計画の実施に関して、膨大な業務の合間に、一般、学界、産業界への膨大な広報活動を実施するとともに、ITER 機構職員の窓口として活動しており、高く評価される。研究成果の広報だけでなく、開発したハードウェアのノウハウの保持や移転などにも期待したい。大型構造物の高精度な製作や、レーザーの医療応用への可能性など、非常に広い波及効果が期待でき、多数の優れた波及効果事例が報告されている。長期にわたる核融合開発においては、このような波及効果の事例を、一般、産業界に広く PR していく視点も重要である。ITER のために開発された極限技術を、核融合以外の分野でも活用すべく、より積極的に産業界と連携・協力して進めていただきたい。ただし、巨大事業である ITER にしては広報体制が貧弱である。

２）幅広いｱﾌﾟﾛｰﾁ活動

（国際核融合ｴﾈﾙｷﾞｰ研究ｾﾝﾀｰ、国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計）

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　S:1 名、A:7 名、B:3 名〕

大学等との共同研究の仕組みをつくり全日本で取り組んだことは、材料や評価技術など今後の波及効果に繋がる。一般向けや学会等での研究成果の発表や広報に努めており、適切である。リチウム資源とトリチウムの回収技術や中性子増倍材合成技術などを通して波及効果に対して一定の貢献をしていることから高く評価できる。専門家からの高い評価だけでなく、広く一般にも普及することが核融合の社会的受容性を高める上で必要であり、地元への啓発活動は評価できる。

３）幅広いｱﾌﾟﾛｰﾁ活動

（ｻﾃﾗｲﾄﾄｶﾏｸ、 JT-60 装置解体、既存設備の保守・改修、装置技術開発）

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　S:3 名、A:6 名、B:2 名〕

JT-60SA の意義や建設を積極的に広報している。JT-60 解体及び JT-60SA 建設作業において高い安全性を示した。研究成果を学会等で報告するとともに、見学者やマスメディアに広くアピールできた。大型トカマクの解体を安全を確保しつつ効率的に行い、数万点に及ぶ解体物の放射化物管理を行った実績は今後の核融合炉に対する社会の理解を得る観点から重要であり、高く評価できる。また、定常化の鍵となる中性粒子ビームやジャイロトロンの開発、トムソン散乱計測システムや干渉計な

どの先進計測技術開発も様々な波及が期待される。大型構造物の切断／解体技術や、伝送技術など、数多くの技術が多様な分野で応用されており、非常に高く評価できる。多数の波及効果事例が報告されている。産業界との共同研究の事例報告により、企業の国家プロジェクトへの参加意識・連帯感が高められる。

（２）炉心プラズマ研究開発

（燃焼プラズマ制御研究、定常高ﾍﾞｰﾀ化研究、予測コードによる評価、理論・ｼﾐｭﾚｰｼｮﾝ研究）

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　A:8 名、B:3 名〕

研究成果の国際学会や学術誌での発表等が適切に行われた。膨大な成果を発信している。モデリングや理論・シミュレーションと連携した JT-60 のこの間の成果は、燃焼プラズマの理解や制御に向けた核融合開発研究としての波及に加え、乱流輸送や MHD 現象などを基礎としたプラズマ物理の学理に対する貢献や波及は大きく、これらは高く評価される。特に、ジャイロ運動論に基づく乱流輸送などの大規模シミュレーションを駆使した核融合研究は計算科学の波及・発展にも大きく貢献している点は注目に値する。炉心プラズマ研究開発の核融合コミュニティ以外への波及は、なかなか困難な点もあると考えられるが、長い目で核融合研究が一般社会から受容されるためには、その“可視化”が重要と考えられる。“京”を用いた研究例などが、一般にも多いに興味を持ってもらえる成果と考えられる。

（３）核融合工学研究開発

（増殖ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ開発研究、構造材料開発研究、基礎的核融合工学研究、炉ｼｽﾃﾑ研究）

（S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する）

〔評価結果　S:2 名、A:7 名、B:2 名〕

トリチウム除去技術など、産業界との共同開発も含め、多くの具体的な波及効果例が報告されている。また、海水からのリチウム回収、新セラミック造粒技術、トリチウム室温酸化触媒、水素処理に関して、大きな波及効果が期待される。とくに海水からのリチウム回収は極めて高く評価できる。なお回収と同時に、Li-6 と Li-7 の分離も出来ればよい。

５．将来への研究開発の展開、新たな課題への反映の検討

（１）ITER 計画及び BA 活動

１）ITER 建設活動

(S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する)

〔評価結果　S:1 名、A:9 名、B:1 名〕

様々な技術課題を克服しつつ計画性能を上回る成果やそれに基づく他極への技術支援の実績は、今後、各極が作成した機器・装置の組立て・統合化や運転・保守のフェーズにおいても日本が指導力を発揮するベースを与えるものであり、高く評価できる。ITER サイトでの立ち上げ調整を視野に入れた準備が進められている。ITER サイト内での拠点機能を強化するとともに、人材を多数派遣することにより、ITER 計画の速やかな進捗に貢献することが期待される。多国間研究協力での事業管理に伴うリスク低減メカニズムの提唱を行っており、今後、ITER 機器製作・調達の円滑な推進における主導的立場が期待できる。ITER への日本人の派遣者を増やす努力を継続して続けていただきたい。特に、将来を見据えて若手を ITER に派遣する必要がある。なお、将来の人材育成も重要だが、これだけの膨大なワークボリュームを遂行するには人的資源が限定的であるように推察・懸念される。

２）幅広いｱﾌﾟﾛｰﾁ活動

(国際核融合ｴﾈﾙｷﾞｰ研究ｾﾝﾀｰ、国際核融合材料照射施設の工学実証・工学設計)

(S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する)

〔評価結果　S:4 名、A:5 名、B:2 名〕

原型炉開発に向けて安全性を含めた設計活動を行い、さらに若手人材の育成に取り組んでいる。国際競争の特性を持つブランケット開発や原型炉など、核融合の実用化にとって鍵となる研究開発が順調に進展していることから高く評価できる。また、国内の研究者との協力体制を充実させる方針は長期的観点から高く評価できる。さらに、BA 終了後を見据えた研究基盤の強化に積極的に取り組んでおり、極めて高く評価される。合同コアチームが編成され、原型炉に向けた包括的な研究開発体制が見えてきた。また、IFMIF の組立ても本格化してきており、これからの研究の発展を期待する。BA 後を見据えた基盤強化への積極的な取り組みは評価される。今後のさらなる人材確保と育成が必要である。BA の終了後は施設の有効利用を図るべく欧州側と調整し、核融合フロンティア計画との整合を図っていただきたい。なお、基盤的な研究と、原型炉開発に直結した研究との関連が明確に理解できる研究計画を提示して欲しい。

３）幅広いｱﾌﾟﾛｰﾁ活動

(ｻﾃﾗｲﾄﾄｶﾏｸ、 JT-60 装置解体、既存設備の保守・改修、装置技術開発)

(S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する)

〔評価結果　S:2 名、A:8 名、B:1 名〕

実験計画も国内および欧州と連携を図りながら構想されており、極めて高く評価できる。今後は、具体的な運転体制への検討に進むと思われる。ITER でも実験計画や運転体制に関する議論が本格化すると予想されるので、JT-60SA の日欧協力がその見本となることを期待する。今後、装置の組立てが本格化するが、実験の開始も含め、日欧間の情報・意見交換などの意思疎通のシステムが益々重要性を増すことになる。それらに対する実績・検討も十分にあり、高く評価できる。JT-60SA 完成後は閉じ込め研究の世界拠点となることを期待する。日欧間の緊密な意見交換の体制が整っているが、これを将来に向けて、継続していくことが重要である。なお、リサーチプランは世界の現状を見据えて常に更新を心がけていただきたい。

（２）炉心プラズマ研究開発

(燃焼プラズマ制御研究、定常高ﾍﾞｰﾀ化研究、予測コードによる評価、理論・ｼﾐｭﾚｰｼｮﾝ研究)

(S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する)

〔評価結果　S:2 名、A:9 名〕

ITER および JT-60SA における実験研究に備えてシミュレーションコードの改良・開発が進んでいる。また、JT-60SA リサーチプランでの検討が進んでいる。ITER で実現する燃焼プラズマは未踏の領域であることから、燃焼プラズマの理解に向けた研究の進展が一層求められる。このため、理論研究や第一原理シミュレーション研究の結果と各種実験結果とのベンチマークを通して現象の理解とモデル化を深化させる研究方針は高く評価できる。ITER や JT-60SA での実験に向け、統合コードや物理モデル、シミュレーションコードの改良を実験データとのベンチマークを行うことにより実施するというアプローチは適切であると判断する。JT-60SA や ITER の制御予測をリードすることを期待したい。現有資源から多大な成果を得られる模範的な事業と評価される。なお、JT-60SA 建設に若手研究者がかなりの時間と労力を割かれているが、このような大型装置の建設に関われる数少ないチャンスであると捉えることも出来る。一方、研究者としての経験を積むことも重要なので、国内外のプラズマ実験装置への若手研究者の派遣なども可能な範囲で積極的に心掛けていただきたい。上述のような着実な進展を基盤として、今後も大いにその進展が期待される。ただし、トカマク国内重点化装置共同研究にかかわる人数は、平成 23 年度に増加後、微減する傾向が続いている。このようなアクティビティを、長期的・継続的に、いかに維持していくかが、重要と考えられる。

（３）核融合工学研究開発

(増殖ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ開発研究、構造材料開発研究、基礎的核融合工学研究、炉ｼｽﾃﾑ研究)

(S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する)

〔評価結果　S:1 名、A:8 名、B:2 名〕

TBM 試作や安全性評価試験により核融合エネルギー取り出しが具体的に想定できるので、原型炉実現へ向けて極めて重要である。TBM やトリチウム・中性子増殖など核融合実現の鍵となる技術開発の実績をベースに、原型炉段階での国際競争力確保に向けた方策が適切に検討されている。TBM 機器の設計製作、構造材料やトリチウム増殖機能材料、加熱システムの高効率化、トリチウム安全処理システムの高度化等に期待したい。途上国の水処理などにも利用可能な印象を受けた。事業化や産業化との連携にも期待したい。なお、原型炉に向けた合同コアチームとの積極的な連携を図ってもらいたい。また、TBM を除く開発成果が次期中期計画にどのように展開されているのか不明である。

Ⅳ．個別評価のまとめ

１）評価シート提出委員：計 11 名

２）評価項目と評価基準

1 研究開発の達成度
2 成功・不成功の原因の把握・分析
3 当初の研究開発計画の妥当性
4 研究開発成果の波及効果の把握・普及
5 将来への研究開発の展開、新たな課題への反映の検討

(S 極めて高く評価できる　A 高く評価できる　B 評価できる　C 概ね評価できる　D 検討を要する)

３）各評価項目に対して付けられた評価レベル

区分	対象分野	1 達成度	2 原因の把握	3 計画妥当性	4 波及効果	5 将来への展開
ITER 計画 BA 活動	ITER 建設活動	SSSSSSSSSAA	SSSSSSSAAAA	AAAAAAAAAAA	SSSSSAAAABB	SAAAAAAAAAB
	BA(IFERC, IFMIF)	SSSAAAAAABB	SAAAAAAAABB	AAAAABBBBBB	SAAAAAAABBB	SSSSAAAAABB
	BA(JT-60SA)	SSSSSSSSAAA	SSSAAAAAAAA	SSSAAAAAAAA	SSSAAAAAABB	SSAAAAAAAAB
	国内連携・協力、国内研究との成果相互還流	SSSAAAAAABC	AAAAAAABBBB	AAAAAAAAABB		
炉心プラズマ研究開発	燃焼プラズマ制御研究、定常高ﾍﾞｰﾀ化研究、予測コードによる評価、理論・ｼﾐｭﾚｰｼｮﾝ研究	SSSSSSAAAAB	SAAAAAAAAAA	SAAAAAAAAAA	AAAAAAAABBB	SSAAAAAAAAA
核融合工学研究開発	増殖ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ開発研究、構造材料開発研究、基礎的核融合工学研究、炉ｼｽﾃﾑ研究	SSSSAAAAAAA	AAAAAAAAAAB	AAAAAAAAABB	SSAAAAAAABB	SAAAAAAAABB
全体	大学等との連携・協力、人材育成	SAAAAAAABBB	AAAAAAABBBC	AAAAAAAAABC		

参考資料
（日本原子力研究開発機構作成資料）

参考資料 1　　研究開発課題の事後・事前評価について（諮問）
参考資料 2　　事後評価説明資料
参考資料 3　　核融合研究開発・評価委員会　事後評価指摘事項への対応措置

This is a blank page.

参考資料 1

研究開発課題の事後・事前評価について（諮問）

This is a blank page.

２６原機（融）０１２
平成 26 年 9 月 25 日

核融合研究開発・評価委員会
　委員長　殿

独立行政法人日本原子力研究開発機構
理事長　　松浦　祥次郎

研究開発課題の事後・事前評価について（諮問）

「研究開発・評価委員会の設置について」(17(達)第 42 号) 第3条第 1 項に基づき、次の事項について諮問します。

記

〔諮問事項〕

・「核融合エネルギーを取り出す技術システムの研究開発」に関する事後評価
・「核融合エネルギーを取り出す技術システムの研究開発」に関する事前評価

以　上

This is a blank page.

参考資料 2

事後評価説明資料

○事後評価用研究開発実績（H22～H26）

This is a blank page.

核融合研究開発部門

事後評価用研究開発実績

（第２期中期目標期間：平成 22 年 4 月 1 日～平成 27 年 3 月 31 日）

１．研究開発課題：国際熱核融合実験炉（ＩＴＥＲ）計画及び
幅広いアプローチ（ＢＡ）活動

研究開発進捗状況、成果の発現状況

【中期計画】国際的に合意した事業計画に基づき、ITER 建設活動及びBA 活動を国内機関及び実施機関として着実に履行し、その責務を果たす。
ITER 計画では、我が国が調達責任を有する超伝導コイル等の調達活動を進めるとともに、ITER 機構への人材提供の窓口としての役割を果たす。

「イーター事業の共同による実施のためのイーター国際核融合エネルギー機構の設立に関する協定（ITER協定）」に基づき、ITER計画における我が国の国内機関として、「ITER国際核融合エネルギー機構（ITER機構）」を支援するとともに、国際的に合意されたスケジュールに従って、我が国が調達責任を有する機器の調達を遅滞なく進めた。

トロイダル磁場（TF）コイル用超伝導導体（TF導体）は、平成19年にITER機構と締結した調達取決め（PA）に則り、日本で製作するTF導体(33導体)の製作を平成26年7月に完了した。中心ソレノイド（CS）用超伝導導体（CS導体）は、平成21年に締結したPAに則り、日本が調達責任を有するCS導体(49導体)の製作のうち、初めの5導体の製作を完了し、物納先である米国への引渡した(平成26年6月)。また平成26年度には全てのCS導体製作の契約の締結を完了する予定。

TFコイル（一体化）・構造物は、平成20年にPAを締結し、日本が調達責任を有する9基のTFコイル、10基のTF構造物の契約を平成23年より順次締結し、平成25年度までに全ての製作契約の締結を完了した。平成26年現在、TFコイル2号機、TF構造物の3号機までの製作に着手した。

ダイバータ調達では、平成21年に締結したPAに基づき、プロトタイプの製作と性能試験を行ったが、平成23年11月のITER理事会でのダイバータの設計変更により、その後の製作は停止した。遠隔保守機器は、平成23年に締結したPAに則り、その詳細設計に着手し、その設計に基づいて実機製作の契約を平成26年度に締結する予定。

中性粒子入射加熱装置は、平成24年に締結したPAに則り、日本が調達責任を有するNB試験装置用機器の製作契約を締結し、その製作が進捗している。高周波加熱装置は、平成24年に締結したPAに則り、平成26年に実機ジャイロトロンの製作に着手した。計測機器は、平成22年に締結したPAに則りマイクロフィッションチェンバーの詳細設計に、平成25年に締結したPAに則り、ポロイダル偏向計等の詳細設計に着手した。また

これらの計測装置の試験・調整を行うための先進計測開発棟の建設を平成26年度に完了する予定。トリチウム除去系は、仏原子力安全規制の対象機器であることから、ITER機構と共同で調達行うことを日本から提案し、ITER機構と協議を行い、その共同実施のための取決めを平成26年に締結する予定。テストブランケットモジュール（TBM）の概念設計を完了し、それに基づいてその製作を実施するための取決めをITER機構と平成26年に締結した。

平成23年3月に発生した東日本大震災により、那珂核融合研究所所有のITER用超伝導導体の試験装置とその建屋が甚大な被害を受けた。これによりITER超伝導導体の調達が遅れ、ITER建設スケジュールに大幅な遅延が想定されたが、日本が行ったスケジュールの見直しと迅速な復旧工事により、遅延を最小限に食い止め、これに基づいたITER建設スケジュールが国際的に合意された。

また ITER 計画の円滑な実施のために、ITER 機構及び他極との調整を集中的に行うユニーク ITER チーム（UIT）活動の具体化を提案するとともに、ITER 機構及び他極との円滑な意志決定を行う ITER 共同経営責任チーム（ICET）を日本が提唱し、ITER 機構及び他極の支持を得て同チームが設立され、効率良くプロジェクトを進めるため改善・促進を図っている。また、これらの活動のため、ITER 機構に職員を長期間派遣し、ITER 機構と国内機関との共同作業を支援している。さらに、ITER 計画に対する我が国の人的貢献の窓口及び ITER 機構からの業務委託の連絡窓口としての役割を果たしている。

○ ITER 建設開始時のスケジュールに従ってITER 機構が実施する設計レビューに伴う要請への対応と調達技術仕様の最終化のために各極の国内機関が分担することなったITER タスクについては、完了済みが22件である。この他、ITER 機構からの受託研究（有償タスク）については、28件を完了し、4件が実施中である。

○ 日本国内でのITER 機構の職員公募の事務手続き(当該5年間で募集件数234件、応募数128件)を支援し、平成26年度には日本人専門職員は合計24人 となった。このうち、シニア級以上は、当該5年間に機構長１人(5年)、中心統合・技術部門長１人(4年)、機構長オフィス長１人(5年)、ITER理事会事務局長１人(5年)、中心統合・技術部門/プロジェクト管理部長１人(3年)、トカマク部門/真空容器部長１人(2年)、トカマク部門/トロイダル磁場コイル副部長１人(3年)、プラズマ運転部門/ダイバータ・プラズマ壁相互作用・チーフ科学官１人(4年)、中心技術・プラント部門/燃料供給設備・セクション・リーダー１人(4年)、核融合科学・工学部門/プラズマ安定性・制御・科学官１人(2年)、安全・保安部/品質保証ディビジョン・上級技術官１人(3年)、中心統合・技術部門/プロジェクト管理部/管理セクションリーダー１人(2年)、中心統合・技術部/据付・運転ディビジョン・上級技術官１人(1年)、制御・加熱・計測部門/制御システムセクション・リーダー１人(3年)、中央統合・技術部門/CAD・設計コーディネイトセクション・リーダー１人(3年)の延べ49人・年である。また、支援職員については平成26年度には合計6人であった。

○ 上記ITER 機構直接雇用職員の他にITER 機構へ11 人・月のリエゾン派遣及び

約19人・月のVisiting Researcherの派遣を行った。また、ITER 機構の内部設計レビュー、統合調達工程の調整会合をはじめ各種技術会合に国内チーム員等を平成26 年10月31日時点までに延べ3635人参加させた。さらに、ITER 理事会、運営諮問委員会、科学技術諮問委員会、TBM 計画委員会、会計検査委員会及び原子力損害賠償責任専門家会合に出席し、ITER 計画の方針決定等に参画・貢献した（当該5年間にITER 理事会：議長2 名、委員5名、専門家23 名参加、運営諮問委員会：委員6 名、専門家18 名参加、科学技術諮問委員会：委員5 名、専門家11 名参加、TBM 計画委員会：委員5 名、専門家5 名参加、会計検査委員会：委員2 名、運営評価調整委員会:委員1 名､原子力損害賠償責任家会合委員会:専門家1 名参加)。

○ ITER 機構と７極の国内機関による共同作業体制により迅速な問題解決と意志決定を図る「ユニークITER チーム（UIT）」の設置について、日本から管理職級スタッフを定期的にITER 機構に派遣してITER 機構及び他の国内機関と問題解決のための協議・調整を行い、ITER 機構を支援すると共に日本の調達活動の円滑化を図った。

○ ITER 機構が当該5年間に研究機関及び企業に対して募集した1件の研究委託及び102 件の業務委託について、それぞれ国内向けに情報を発信し、延べ24 社からの応募書類をITER 機構に提出した。また、ITER 機構業務を支援するエキスパートの募集135 件についても、それぞれ国内向けに情報を発信し、日本からの応募2件のうち2件が採用された。

○ 国内機関としての品質保証計画書及び品質保証関連文書（管理基準文書、管理要領書等）に基づいて、調達の遂行に必要な品質保証活動を実施した。

○ 国民の理解をより深めるため、ITER の建設に関する情報の積極的な公開・発信を行った。

- 我が国が調達を担当する機器の入札及びITER 計画への産業界からの積極的な参画を促進するため、当該5年間にITER関連企業説明会を計8回開催し、ITER 計画の状況及び機器調達の状況等について報告し、意見交換を行った。
- ITER 計画の理解促進を目的にITER 計画の説明展示を計43回（出展し、ITER 計画の概要と現況、日本が調達する機器（超伝導コイル、加熱機器ほか）等の情報を発信した。
- 学会等において、当該5年間にITER機器の製作等に関する計357件（低温工学・超伝導学会 54件、プラズマ核融合学会 49件、核融合エネルギー連合講演会 38件、土岐コンファレンス 10件、SOFT会議 19件、高温プラズマ計測会議 8件、計測自動制御学会 6件、日本物理学会 3件、日韓計測ワークショップ 8件、IAEA核融合エネルギー会議（FEC） 20件、CEC/ICMC会議 6件、IEEE応用超伝導会議 12件、他 124件）の報告を行う等、広く情報提供を行った。
- プラズマ核融合学会誌へ隔月で定期的・継続的にITER 関連最新情報を掲載した。
- ITER機構職員募集説明会を企画し、国内で計37回（東海、那珂、つくば、東京、京都、神戸、東大阪、名古屋、広島、岡山、奈良、高山、福岡、北九州、札幌、盛岡、新潟、八戸、金沢、福井、福島）を実施するとともに、より効果的・効率的な情報提供のための登録制度を運営した（平成26年10月末現在180名が登

録）。

- 原子力機構のホームページによる情報発信を行った。

○ ITER 協定の国内機関として実施した調達及び調達準備の代表的な成果を以下に示す。

１．超伝導コイル

- トロイダル磁場（TF）コイル用超伝導導体の製作に関して、我が国は標準ダブルパンンケーキ(DP)用 760m 導体 24 本及びサイド DP 用 415m 導体 9 本の調達責任(合計 33 本)を持つ。導体の製作では、760m の超伝導撚線を肉厚 2mm の金属管に引き入れ縮径形成により導体を製作する約 1 km 長のラインを持つ専用工場を建設し（H21 年 1 月竣工)、連続的に金属管を自動溶接する技術、直径 0.5mm 以下の球状の溶接欠陥も検出できる検査技術及び撚線に損傷を与えないよう 4 トン以下の引張り力で引き入れる技術などを開発し、要求スケジュールを満足できるよう月 1 本以上の製造能力をもつ体制を確立した。また、引張り力を制御するには撚線のうねりを 2mm 以下に抑制する必要があることが分かり、撚線製作時の供給ドラム側の張力を 10%以下の範囲で常に均一化制御することにより、うねりの少ない撚線製作の技術を開発した。導体に用いる超伝導素線は長さ 23,000 km(約 100 トン)に及ぶこれまでにない規模となるため、臨界電流値などの性能や形状の検査結果のデーターベースを構築し、統計的に管理することで品質や製作プロセスの異常を早期に発見するシステムを構築し、品質の安定化を図った。これらの技術開発により、H23 大震災で素線・撚線の製作工場が被災したが、全量 33 本導体の製作を ITER 機構と合意したスケジュールに基づき予定通り終了した。
- 中心ソレノイド(CS)コイル用超伝導導体の性能確証試験での繰り返し通電試験において、導体の超伝導性能が低下（分流開始温度の低下）することが確認された。この性能低下の原因が長周期の曲げ（座屈）が原因であることを突き止め、これを改善する方法として、導体に用いる撚線の撚りピッチを短くすることによって撚線の剛性を高める工夫を行った。導体サンプルを製作して通電試験を行ない、繰り返し通電の電磁力に対しても性能が低下しないことを実証し、問題を解決した。この結果を受けて、ITER 機構との合意に基づき撚りピッチを短くする仕様変更を行なった。全 7 モジュールのうち、第 1 モジュール(全 7 本)に用いる導体 5 本を予定通り本年 6 月に米国に出荷し、日本の調達責任の 10%の導体製作を完了した。
- 那珂研究所所有の ITER 用超伝導導体の試験装置を用いて、ITER と同様の条件で CS 導体及び TF 導体を試験するため、米国国内機関と取決めを締結し、CS インサートコイル及び TF インサートコイルの製作を進めた。両コイルは平成 26 年度に完成予定である。
- 実機トロイダル磁場コイル及びコイル構造物（コイル容器と支持構造体）の調達に関しては、日本が調達責任を有する 9 機の TF コイル及び 10 機の欧州用 TF コイル構造物の契約を締結し、以下の通り ITER 機構と合意したスケジュールに基づき調達活動を予定通り進展させた。TF コイルの実規模試作では、±0.01%での高精度

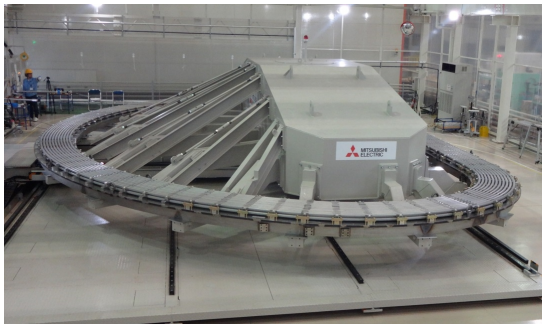


図１　第一号機 TF コイル巻線

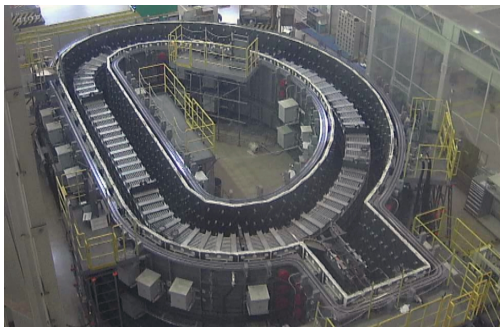


図２　第一号機 TF コイル巻線熱処理

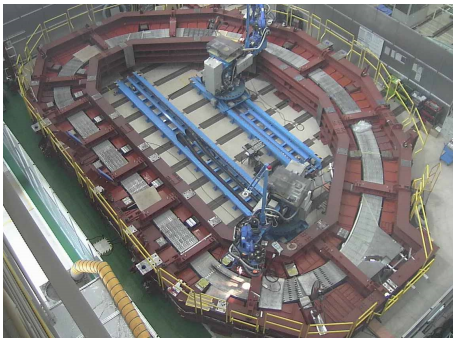


図３　ダミー巻線カバー・プレート溶接

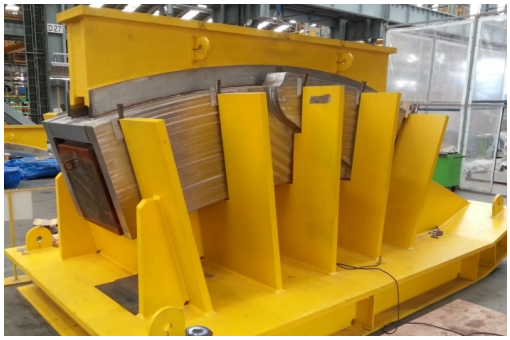


図４　第一号機構造物溶接準備

巻線技術を開発する等、TF コイル、構造物製作で新たに必要となった高度な製作技術の開発を成功裏に進めた。この結果を受けて、第１号機のラジアル・プレート（RP）・セグメントの機械加工及び７体の巻線（図１）を完了し、４体の巻線の熱処理（図２）を完了した。また、第２号機の RP 製作に着手した。構造物材料については実規模試作により着実に溶接変形量を把握し、第１号機の構造物の材料調達を完了するとともに、残り 17 機分の材料調達に着手した。さらに、実規模ダミー巻線のカバー・プレート溶接作業を完了（図３）するとともに、実機構造物セグメントの試作を完了し、第１号機構造物の製作に着手した。

２．ブランケット遠隔保守機器

- ブランケット遠隔保守機器（保守ロボット）のシステム要求条件（SRD）や基本設計を明確にした概念設計の完了（平成 23 年２月）を受けて、平成 23 年 12 月に調達取り決めを締結した。
- 調達取り決めに基づいた詳細設計活動の一環として、①耐放射線（ガンマ線）機器の技術開発、②オペレータが容易に操作できるヒューマン・マシン・インターフェース（HMI）技術開発、③冷却配管内アクセス型（内径 42mm、肉厚 3mm）溶接・切断ツールの技術開発を進め、設計仕様を明確にした。
  - 保守ロボットの主要な機構部品である AC サーボモータ、ケーブル、コネクターの耐放射線性機器開発を進め、ガンマ線照射試験より ITER の要求条件である１MGｙを越える耐放射線性能を確認した。これにより、電気絶縁材やグリー

ス潤滑材の材料仕様を最終化した。

- ヒューマン・マシン・インターフェース（HMI）技術開発の一環として、3 次元デジタルモックアップによる機械運動シミュレータ技術、保守ロボットの撓み予測シミュレータ技術、カメラの視覚情報からロボット位置を特定するロボットビジョン技術などを統合化し、遠隔保守ロボットと他機器（ブランケットなど）との干渉を回避する予測動作を実現した。これにより、HMI 技術の基本仕様を明確にした。
- 溶接ツールはレーザ溶接型とし、溶接前後の観察機能、溶融金属から発生するスパッタやヒュームの防塵機能を備えたレーザー溶接ツールを開発した。また、切断ツールは切り粉の発生が無く、きわめて良好な切断面を得ることができるディスクカッター型切断機構を開発した。

- これらの技術開発に基づいて詳細設計を進め、H26 年 2 月に予備設計レビュー（PDR）を完了した。さらに、当該機器のうちパッケージ#1（ビークル・マニピュレータ、軌道・軌道支持）機器に関する最終設計レビュー（FDR）を H26 年 7 月に受け、製作前の調達仕様を最終化した。これを受けて、パッケージ#1 機器の製作契約手続に着手した。

３．電子サイクロトロン加熱電流駆動（EC）装置

調達及びその準備作業は順調に進展し、予定していた全ての作業を当初計画通り完了させた。

- ジャイロトロンの調達取決めの締結に向けて ITER 機構と協議を重ね、ジャイロトロン本体の製作、現地での据付作業、ローカル制御による動作確認試験を行う調達取決めを平成 25 年 9 月に締結した。平成 26 年度は、ジャイロトロンの詳細設計及び超伝導コイルなどの機器の製作に着手した。
- ジャイロトロンの調達準備の一環として、原子力機構が有するジャイロトロン出力試験装置を用いて、ITER と同じ機器設計で、ITER のプラント制御デザインハンドブック(PCDH)で指定されるシステム構成に準じ、かつ、ITER CODAC（計測・制御系）の体系でハードウエアを駆動・制御する、ITER 用 EC 模擬システム（図５）の開発を行った。開発した上記の模擬システムを用いて、ジャイロトロンの各電源の制御を行ない、世界で初めて、ITER 準拠の制御システムによるジャイロトロンの 170GHz の RF 発振を実証した。
- 真空窓や伝送系での異常な熱負荷を低減するには不要モード（167GHz）の抑制が重要で、その一つが、ジャイロトロンの発振立上げ時での不要モードの抑制である。この抑制には電子ビームの加速電圧の高速立上げが有効であることを突き止め、新たに開発した 2 重アノードスイッチを用いて、主電源電圧を一定の状態で、時定数の早いアノード電圧のみで高速発振制御が可能であることを示した。この高速発振立上げにより、発生する不要モード(167GHz)を数マイクロ秒に抑えることに成功し、制御性の高いジャイロトロンの発振制御の実現に見通しを得た（図６）。
- ITER では、不安定性（新古典テアリングモード）の抑制のために、ジャイロトロン出力の変調性能が要求されている（1kHz で 100%、5kHz で 50%電力変調）。上記の 2

重アノードスイッチの開発によってジャイロトロン出力の制御性が格段に高まり、要求性能を上回る 5kHz での 100%電力変調に成功した。これは、現在に至るまで原子力機構のみが成功している成果である。

- 水平ポートランチャーの開発においては、プラズマ中でのマイクロ波の収束性を高めるため、ランチャーでの RF ビーム設計の改良を行った。ランチャーの１つのミラーからは、8 本の 1MW ビーム（合計８MW のビーム）が放射される。ITER 用ランチャーを設計する上で特に考慮すべき条件は、1)現存するトカマクにはない厚い中性子遮蔽壁(約 50cm)に取り付けられるスリットを通過させなければならないこと、2)入射ミラー上の熱負荷、3)プラズマ中の一点でマイクロ波を集束すること、である。従来、工学的観点から上記の 1)及び 2)を優先して設計されていたため、プラズマ中でマイクロ波が大きく分散していた(図７：左)。今回、プラズマ中のマイクロ波分布を考慮しつつ導波管やミラーの傾きを代表する 11 個のパラメータを、最急降下法で最適化し、ミラー熱負荷、スリットを通過する際のパワー損失を最小化する最適化設計プログラムを開発した。これによりミラーの熱負荷を抑えたまま、遮蔽壁での損失の増加を 0.5%に留め、マイクロ波の集束を飛躍的に改善することに成功した(図７：右)。
- ITER 機構の要請により、プラズマ周辺部の電流駆動効率を向上させるため、プラズマに入射するマイクロ波ビームをトロイダル方向スキャンからポロイダル方向スキャンへの設計変更を行った。要求される 20°～25°の角度可変性と 20MW 入射できるランチャーの RF ビーム設計に成功した。

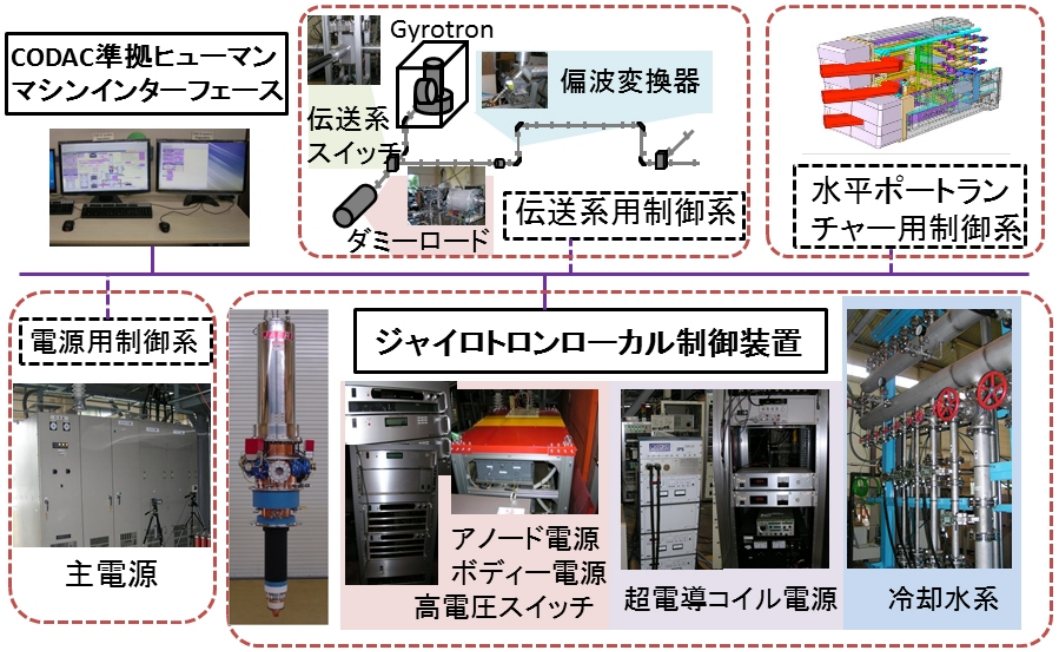


図５　ITER 用 EC 模擬システムの構成図

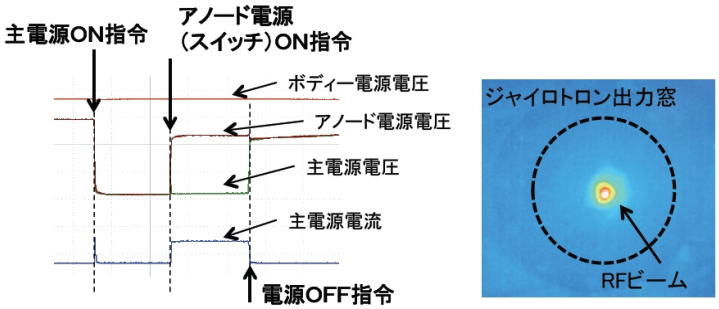


図６　〔左〕ジャイロトロンの高速発振立上げ時の電圧・電流シーケンス。ボディ電圧(30kV)を一定に保ち、アノード電圧を数マイクロ秒で 0kV から 40kV まで高速で立ち上げる。〔右〕ジャイロトロン出力窓上に設置したスクリーン上の RF ビームの熱画像（1 ミリ秒幅の RF ビーム発振による温度上昇)。

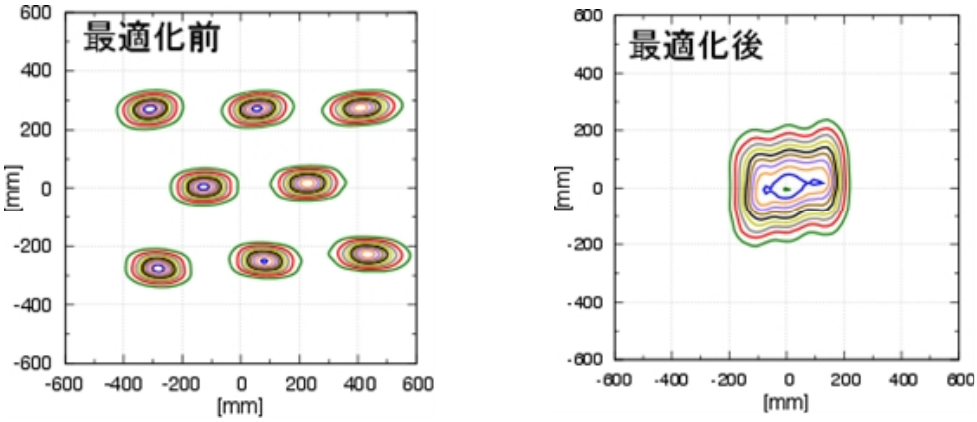


図７　水平ポートランチャーから出力された 8 本の RF ビームのプラズマ中心位置における RF パワー分布　。（左）これまでの設計。（右）集束された改良設計。

４．中性粒子入射（NBI）装置

調達及びその準備作業は順調に進展し、予定していた全ての作業を当初計画通り完了させた（図８)。

- 本中期計画中に、NBI 装置の日本調達範囲を ITER 機構との協議により確定し、さらに、NBI 実機試験施設（NBTF）用電源高電圧部及び高電圧ブッシングの調達取決めを、H24 年 2 月に ITER 機構との間で締結した。
- 電源高電圧部の調達に関しては、調達準備として、NBI 電源の心臓部である 1MV 絶縁トランスの設計の最終化のために、ITER 機構から「１MV 絶縁変圧器モデルとブッシングの試作・試験タスク」を請負い、同トランスの製作技術を確立した（平成 25 年 3 月プレス発表)。
- 機器調達に関しては、H24 年 12 月に、業者と契約を締結した。H25 年 7 月から H26 年 10 月にかけて、日本調達機器(合計 14 台)の全ての機器の最終設計を取り纏め、

ITER 機構の最終設計レビューに合格し、機器製作を開始した。

- H26 年 6 月、最初の完成品である試験用電源の製作を完了し、「超小型・屋外対応の直流 130 万ボルト耐電圧試験装置の開発に成功」と題したプレス発表を H26 年 10 月 8 日に実施した。H26 年度内に、直流発生器 5 台のうち、2 台の製作を完了する見込みである。
- 高電圧ブッシングの調達に関しては、同ブッシングの構成部品ごとに、「大型セラミックリング(5 体)」、「同リングとコバール板とのロー付接続(5 式)」、「繊維強化

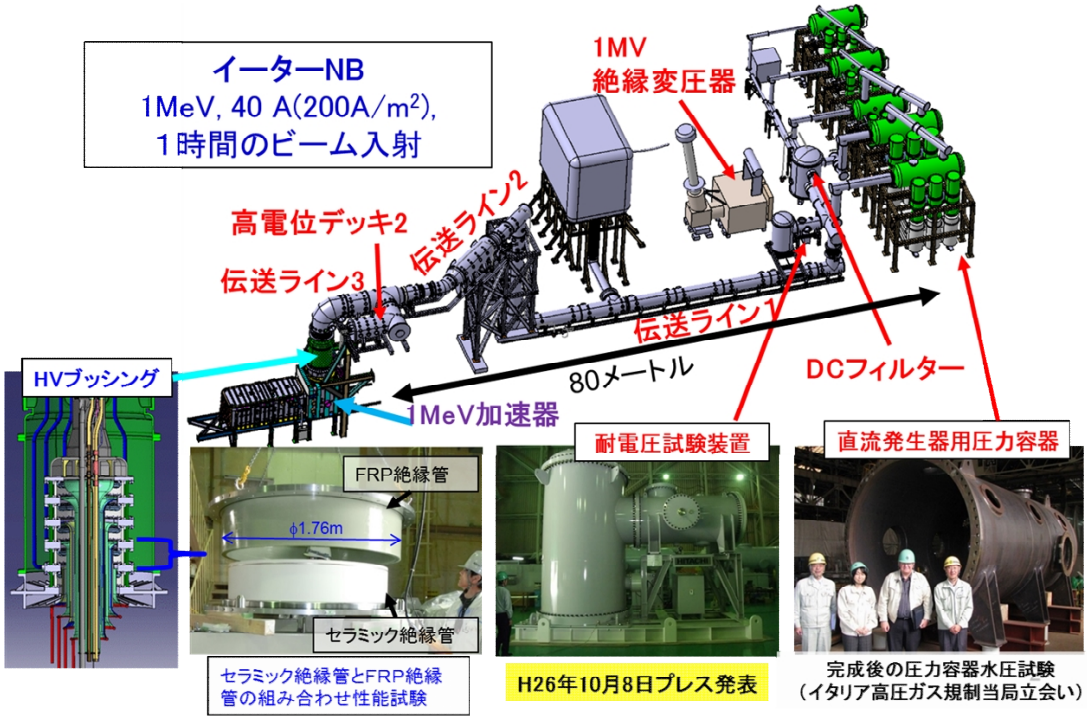


図8 NB 開発:調達の進捗状況

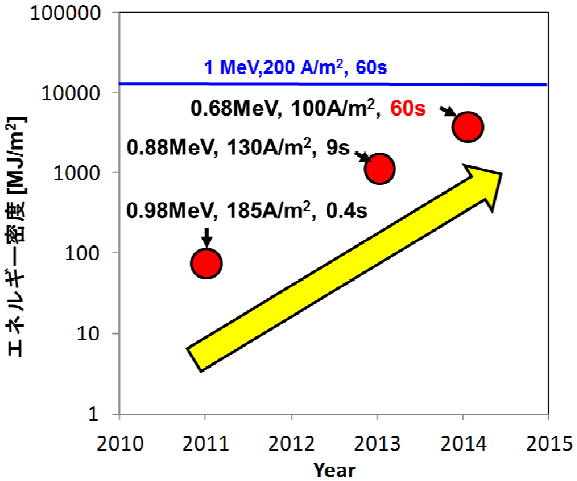


図9 負イオンビーム加速試験の進展

プラスチック絶縁管(5 体)」及び「金属部品製作と組立」の契約を、それぞれ、H24 年 11 月、H24 年 10 月、H26 年 1 月、H26 年 3 月に締結した。契約と並行し、高電圧ブッシングの金属部品の設計最終化のために、実機と同じ形状のスクリーンシールドを取り付けた試験体を試作して耐電圧試験を行い、ITER の仕様である電圧 120 万ボルトで 1 時間、106 万ボルトで 5 時間を満足することを確認した。

- 大型セラミックリングの製作に関しては、5 体全ての製作を H25 年度内に終了した。大型セラミックリングのコバール板とのロー付接続に関しては、5 式全ての製作を H26 年 5 月に完了した 。FRP 絶縁管の製作については、5 体の内 3 体の製作を完了した。残り 2 体は H26 年度内に完成する見込みである。
- 製作したコバール板をロー付接続したセラミックリングと FRP 絶縁管とを組み合わせた性能試験を開始し、全 5 式のうち 1 式については ITER で要求される耐電圧及び耐圧力性能を満足することを確認した。残り 4 式の試験は H26 年度内に完了する見込みである。
- 金属部品と組立に関しては、中間電位フランジ等の金属部品の製作に着手し、H26 年度内に約 30%を完成する見込みである。
- ITER 実機用の負イオン加速器の調達準備として、ITER モックアップ加速器を用いたビーム加速試験を実施した。H22 年度に ITER の要求値 1 MeV、200 A/m^2 をほぼ満足する 0.98 MeV、185 A/m^2 のビーム加速に成功した（パルス幅は 0.4 秒)。その後、震災からの復旧のため一時試験を中断したが、H25 年度より負イオンビームの長パルス化に着手した。これまでに、0.88 MeV, 130 A/m^2 で最大 9 秒、0.68 MeV, 100 A/m^2 で 60 秒のビーム生成に成功している（図９)。今後、さらなる高出力・長パルス化を図る。

５．計測装置

調達及びその準備作業は順調に進展し、予定していた全ての作業を当初計画通り完了させた。

- 平成 24 年 4 月に調達取決めを締結したマイクロフィッションチェンバー(小型核分裂計数管）に続き、ポロイダル偏光計、周辺トムソン散乱計測装置、ダイバータ不純物モニター及びダイバータ赤外線サーモグラフィーの調達取決めを平成 25 年 8 月に ITER 機構との間で締結した。これらの調達取決めの締結に先立ち、調達準備の一環として、機器及びシステムの設計や機器開発を実施した。
- マイクロフィッションチャンバーでは、調達取決めの締結後、真空容器内機器の詳細設計を進めるとともに、真空容器内部に設置する機器の健全性を実証するための各種試験を行った。ITER での配線ルートを模擬した信号ケーブル（無機絶縁[MI]ケーブル）の耐熱性試験（図 10）では、ITER で想定される熱サイクルによる熱負荷よりも厳しい条件を MI ケーブルに与えても、信号ケーブルとしての性能に影響がないことを示した。また、ノイズ試験（図 11）を実施した結果、マイクロフィッションチェンバーの信号伝送系は伝播ノイズに対して十分な耐性を有していることを確認した。これらの試験を結果を含め、真空容器内機器に対する予備設計レビューが平成 26 年 5 月に ITER 機構において実施された。レビューでは、

ITER に設置可能な真空容器内機器の設計が適切に行われていると評価され、原子力機構が行ってきた真空容器内機器の詳細設計が承認された。さらに、真空容器内機器のうち、MI ケーブルに対しては、平成 26 年 10 月に最終設計レビューが実施され、ITER 真空容器内の環境に適用可能であるとの評価がなされた。これにより、当初の予定通り、26 年度中に MI ケーブルの製作を開始できる見通しとなった。検出器及び真空容器外機器の詳細設計を平成 26 年度より開始した。

- ポロイダル偏光計計測装置では、有限要素法を用いて電流分布を解析する際の新しいメッシュ生成法を考案し、特許を出願した。さらに、偏光計で得られるデータより電流分布、電子密度分布及び電子温度分布を同時に求める手法を考案し、特許を出願した。また、ポロイダル偏光計測装置と動的シュタルク効果分光で得られる計測データを組み合わせた場合の電流分布（安全係数分布）計測精度を初めて総合的に評価し、第 24 回 IAEA 核融合エネルギー会議にて発表した。さらに、上記のポロイダル偏光計測に関する研究開発の成果により、平成 24 年度吉川允二核融合エネルギー奨励賞を受賞した。また、真空容器内に設置する回帰反射鏡、

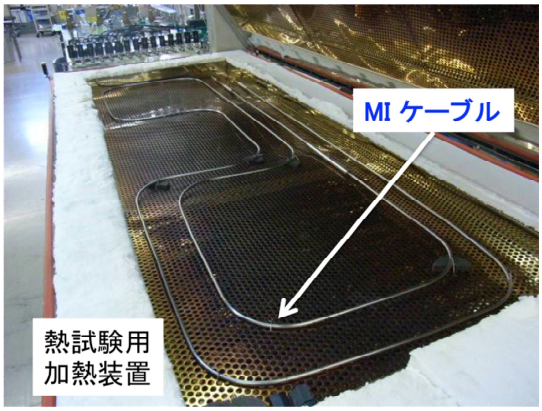


図 10 MI ケーブルの耐熱性試験

図 11　MI ケーブルのノイズ試験

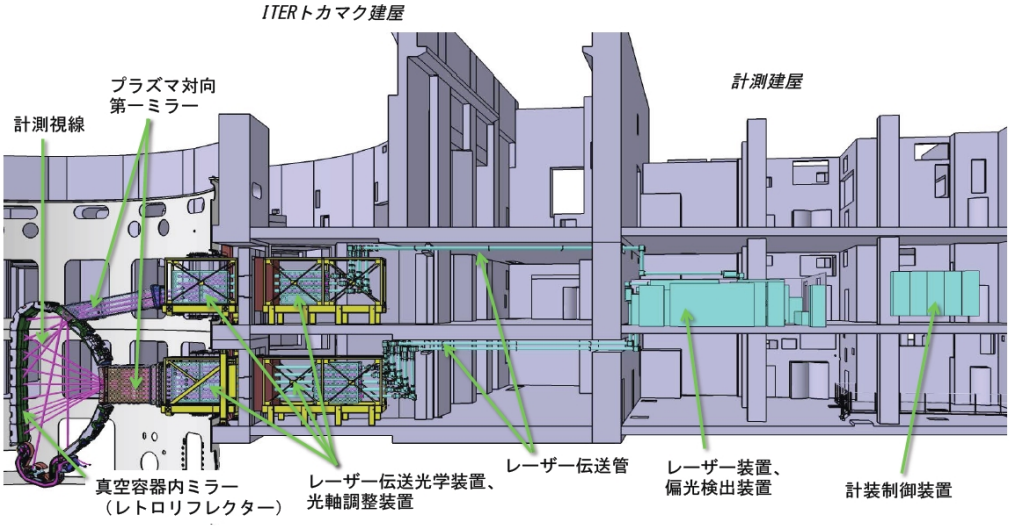


図 12　ポロイダル偏光計測装置の主要機器配置

ポートプラグ内に設置するプラズマ対向ミラーモジュール、レーザー光学伝送系、偏光検出装置等に関する設計検討を実施した。上記の物理検討及び光学系の設計検討により、ITER 機構を支援して、概念設計を完成させた。調達取決め締結後は、ITER 機構と協議して計測視線及び主要機器配置を最適化し（図 12）、これに基づき詳細設計を進めている。また、ポロイダル偏光計測用の遠赤外レーザーについては、中部大学及び核融合科学研究所との共同研究で開発を進めている。併せて、偏光計測により電流分布だけではなく電子密度分布及び電子温度分布の同時測定も可能とする新手法を開発するとともに、プラズマ平衡計算に新手法（メッシュレス法）を導入し、従来より 10 倍～100 倍程度の高速化を実現した。

- 周辺トムソン散乱計測装置では、原型 YAG レーザー装置の高出力化調整を進め、目標（5J）を上回る 7.66J で繰返し周期 100Hz のビーム性能を達成し、世界最高出力の計測用レーザー装置の開発に成功した(図 13)(平成 24 年 3 月プレス発表)。このレーザーの開発において保守性に優れたレーザー増幅器を新たに開発した（平成 24 年 2 月特許出願)。この計測用レーザー装置を韓国国立研究所の超伝導トカマク KSTAR に設置して、トカマク環境下での試験を行ない、トムソン散乱計測に十分使えることを確認した。また、ITER の過酷な環境で長寿命なビームダンプとして新たにシェブロン型ビームダンプを考案した(平成23年5月特許出願)。モリブデンミラー試料へのレーザー照射実験を行い、シェブロン型ビームダンプ設計の妥当性を基礎実験により検証した。その結果、シェブロン型ビームダンプが従来型ビームダンプと比較して寿命が 4 桁以上長くなることを明らかにした。さらに、調達取り決めに基づき、レーザー入射光学系、集光光学系、検出光学系について詳細設計を進めている。
- ダイバータ不純物モニターでは、ダイバータシミュレーションコードと衝突輻射モデルを用いてダイバータプラズマから放射される炭素イオン線の発光機構を分析し、電離過程が支配的なもの、再結合過程が支配的なもの及び両過程が同程度であるものに分類し、ダイバータプラズマでの不純物イオンの流入束評価に必要なスペクトル線の候補を選定した。また、受光量を増加させることを目的に光学系の設計を見直した。水平ポート光学系では、石英と高ガンマ線耐力を有する高純度フッ化カルシウムを組合せた色消しレンズを採用した結果、要求されている空間分解能 50 mm を満たしつつ、受光量を約 10 倍増大できる見通しを得た。また、先端部光学系の冷却流路を含めた機械設計を行うとともに、設置場所で予想される核発熱量に基づき熱解析を実施した。その結果、ミラー表面での熱伸びを 0.03 mm 以下に抑えることができ、光学性能への影響が少ない機械設計とすることができた。以上の物理検討、光学設計、機械設計の結果に基づき、ITER 機構を支援して概念設計を完了させた。調達取決め後は、上部ポート、水平ポート、下部ポートの３つの光学系についてポート統合も含めた詳細設計を進めている。さらに、紫外領域でのその場感度較正に使用するための新しいキャッツアイ型光学素子やモリブデン製球面ミラーの性能評価を実施した。

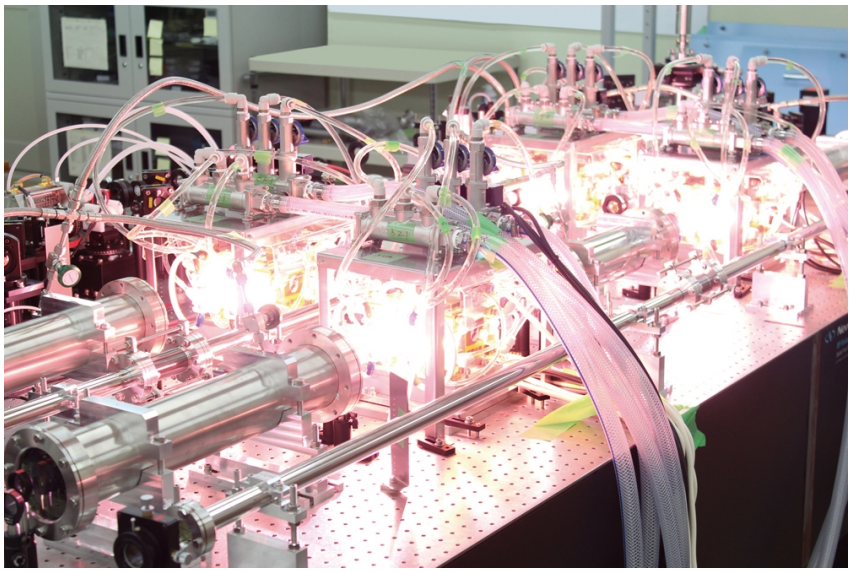


図 13　周辺トムソン散乱計測装置用の原型 YAG レーザー装置

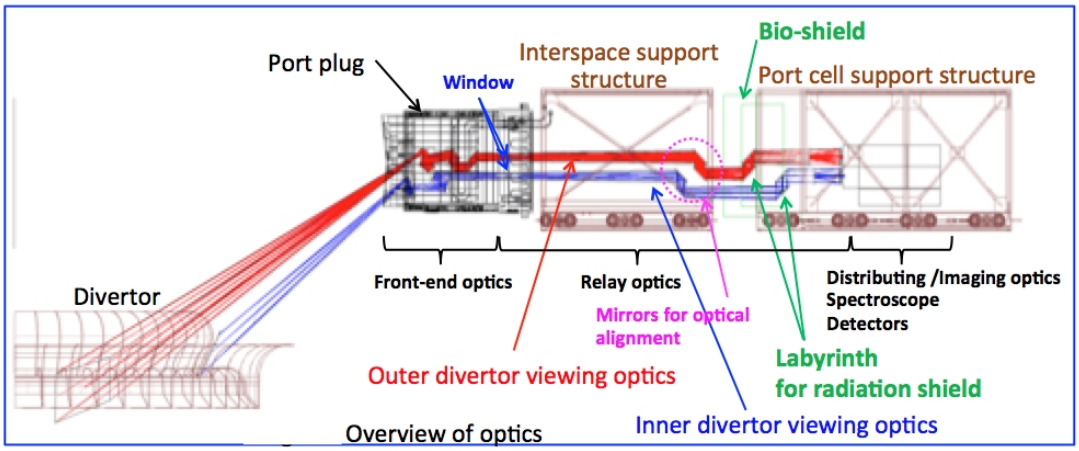


図 14　　ダイバータ IR サーモグラフィーの光学系

- ダイバータ IR サーモグラフィーでは、測定対象から放射される光の分光放射輝度評価をはじめとする物理検討や測定光学系に対する要求仕様の検討を行い、測定系の光学設計を行うとともに、各機器の配置及び機械設計を実施した。これらの結果に基づき、ITER 機構を支援して計測要求性能を満足させる概念設計を完了させた。調達取決め後は、概念設計に基づいた詳細設計の準備を進めていたが、ITER 機構より調達取決めの締結前に確保されていた空間の 2/3 で光学系設計を行なうように、との要請があった。そのため、詳細設計では光学系設計の大幅な見直しを行ない、計測要求性能である位置分解能(3 mm)を確保出来る見通しを得た(図 14)。IR サーモグラフィーの校正方法として、測定対象のタングステン・ダイバータ表面に IR レーザーを照射し、そこからの散乱光の一部を測定し、放射率の変化を評価するその場較正システムについて、検証実験を進めた。
- ダイバータ熱電対（調達取決め締結前）については、熱電対をダイバータタイル

に装着する方法について検討を進めた。熱電対を溶接して設置する前段階として、熱電対を溶接するための金属プレートをダイバータタイルに接合する必要があるため、ダイバータタイルに、SUS プレート及び Ni プレートを接合する試験を行った。Ni プレートを接合出来ることが試験で示され、その結果を ITER 機構の概念設計レビューに報告した。また、ダイバータ熱電対計測システムの制御・データ収集系の設計を行なった。その設計に基づき、ITER 機構から貸与された ITER 標準・計装制御機器（キュービクル）に、統括制御システム下で動作するダイバータ熱電対用のデータ収集ソフトウェアを実装し、シーケンスに沿って通信及びデータ収集を行い、設計通りに動作することを確認した。

- 計測装置に共通する計装制御系については、ITER 標準の計装制御機器上に統括制御システムを試作し、同機能が妥当であること及び開発効率が向上することを確認した。この成果に基づき、ポロイダル偏光計測装置、周辺トムソン散乱計測装置、ダイバータ不純物モニター及びダイバータ赤外サーモグラフィーの計装制御系の詳細設計を進めた。

６．テストブランケットモジュール

- テストブランケットモジュール(TBM)の概念設計検討に着手し、モジュール筐体の電磁力及び熱構造解析、代表起因事象の影響を評価するための安全解析などを実施した。多大な解析時間を要する電磁力解析に関しては、10°セクター全体を解析対象とし、TBM、遮蔽ブランケット、真空容器、ポートなどの主要な ITER 構造物を含む有限要素モデルを構築し、ITER 機構で定めた解析条件に従って解析を実施した結果、TBM に発生する応力は、許容範囲内となることを明らかにした。熱構造解析では、表面熱負荷、核発熱、冷却材の圧力を負荷した筐体の温度及び応力分布を評価し（図 15)、定常負荷に対する構造成立性を確認した。また、トリチウム回収システム(TES)及び冷却システム(WCS)の概念設計を実施し、特に TES の要求性能に対応するシステム構成機器の仕様と、機器配置など ITER 本体施設との境界条件を明らかにするとともに、安全上の要求に基づいた WCS の系統設計の確認を行い、特に安全確保に重要な遮断弁の仕様を整理した。また、TBM の後方に設置する中性子遮蔽体構造の概念設計（図 16）を実施し、ITER 運転時に発生する核発熱に対して適正な温度範囲（図 17）となるような構造概念を明らかにした。安全解析では、二流体モデルコードである TRAC－PF1 を整備して、冷却材の喪失などの事象が生じた場合のモジュールと冷却系統の過渡応答を解析し、ITER の安全確保に影響を与えないことを示した。その結果を予備安全性報告書に反映し、ITER 機構の承認を得た。これらの設計の進展を踏まえ、調達取決めを ITER 機構と締結した。

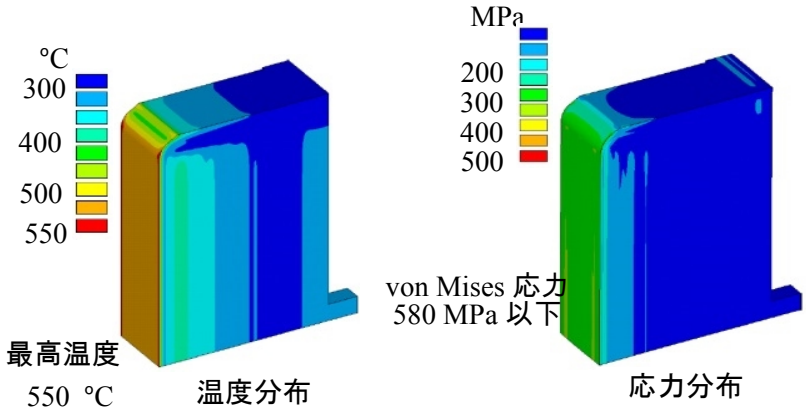


図 15　ITER 運転中の定常負荷における TBM の温度、応力解析結果

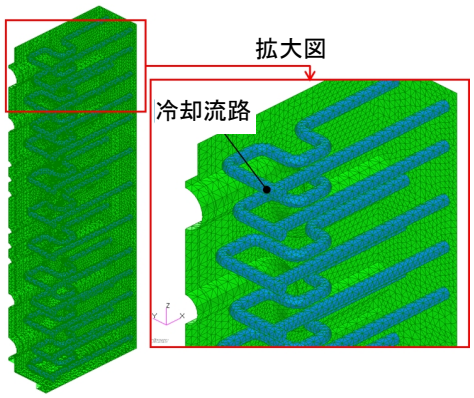


図 16　TBM 遮蔽体の構造概念

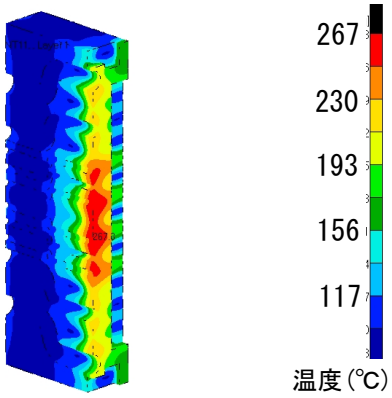


図 17　ITER 運転中の核発熱が負荷された場合の TBM 遮蔽体の温度分布解析結果

7．ダイバータ

- 我が国が分担するダイバータ外側垂直ターゲットの調達に関して、平成 21 年に ITER 機構との間で締結した調達取決めに基づき、ダイバータ実規模プロトタイプ用プラズマ対向ユニット及びステンレス製支持構造体の製作を完了した。本中期計画中には、実規模プロトタイプ用プラズマ対向ユニット（1 号機、2 号機：図 18）を製作し、ロシア・エフレモフ研究所に輸送して電子ビームによる高熱負荷試験を実施した。調達取決めの技術仕様に基づき、炭素繊維複合材（CFC 材）製のターゲット部に対して、熱負荷 10MW/m^2（1000 サイクル）及び 20 MW/m^2（300 サイクル）、タングステン製のバッフル部に対して熱負荷 5 MW/m^2（1000 サイクル）の条件にて

高熱負荷試験を実施した結果、ターゲット部、バッフル部は安定した除熱性能を維持し、性能評価試験に合格した。並行して、ステンレス製支持構造体の製作を実施し、これを完了した。(図 19)

- 平成 23 年 11 月の ITER 理事会において、ターゲットにタングステン材を用いたフルタングステンダイバータを ITER の運転初期から用いることが決定された。原子力機構は、ITER 機構からの要請によりタスク（有償）を締結し、フルタングステンダイバータの開発を行った。同タスクの第一段階として、タングステン材を用いた小型ダイバータ試験体を製作し、ロシア・エフレモフ研究所において高熱負荷試験を実施した。タングステン製ターゲット部を想定した熱負荷 20 MW/m^2（1000 サイクル：設計サイクル数の 3 倍強に相当）の条件の下で繰返し加熱を実施したところ、除熱性能の劣化は観察されなかった。また、タングステン表面の最高温度は再結晶温度 1300℃を大きく超える温度（最大 2600℃程度）まで上昇し、図 20 に示すように、その加熱面は結晶粒成長および粗面化が観察されたが、亀裂等の損傷は確認されなかった。本成果を受けて、第 17 回 ITER 科学技術諮問委員会（STAC-17）は、ダイバータ用タングステン材に対して、日本のタングステンの製造法に基づく仕様とすることを勧告し、日本の試験結果が大きく貢献することとなった。この結果を受け、タスクの第 2 段階として、平成 26 年度よりフルタングステンダイバータ実規模プロトタイプの製作を開始した。

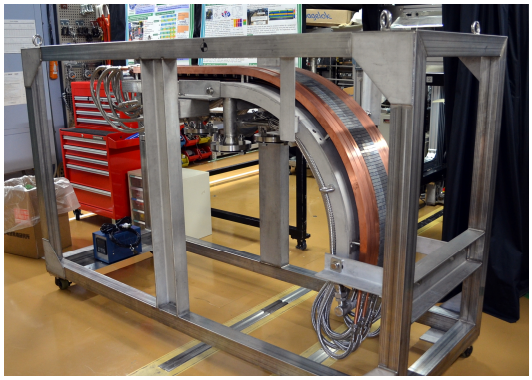


図 18　完成した実規模プロトタイプ用プラズマ対向ユニット（2 号機）

図 19　完成したステンレス製支持構造体

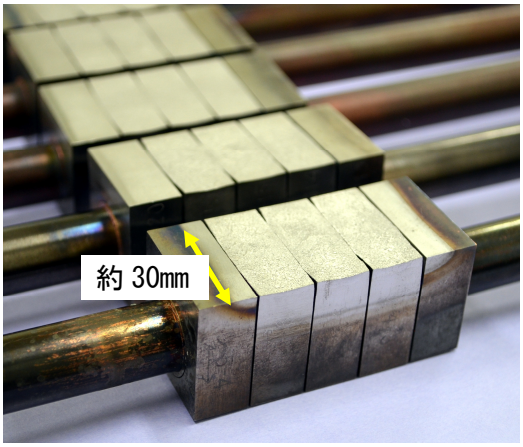


図 20　高熱負荷試験後の小型ダイバータ試験体（タングステン製）

８．トリチウム

- ITER 機構から受託したトリチウム除去系（DS）の設計に新規採用された湿式スクラバ塔[#1]に関する実機の 1/5 規模のパイロットプラントにかかるタスク（有償）について、東日本大震災の被災により施設復旧のために遅延が生じたものの、トリチウムを用いた所期の試験項目を全て遂行し、タスク報告書を提出しタスクを完了した。試験の結果、ITER トリチウム除去系に求められるトリチウム除去性能（通常運転条件下で 99.9%及び火災条件下で 90%以上）であることを実証し、タスクで定められた目標性能を達成した。（図 21）
- 上記のタスク等を通して ITER 機構が行う DS の概念設計活動及び予備設計活動を支援した。各々の設計レビューの結果、これら DS の設計は妥当なものとして承認された。
- 予備設計の終了に受け、DS の調達を本格的に、かつ、低リスクで行うため、ITER 機構との間で調達の枠組みに付いて協議を重ねた結果、ITER 機構と原子力機構が共同で調達を行うことに合意し、共同調達に向けた取決めを締結した。

[#1]：ＩＴＥＲトリチウム除去設備において触媒にて酸化して水蒸気状になったトリチウムを向流型水−水蒸気交換により水側に移行させて除去する塔。

核融合研究開発部門

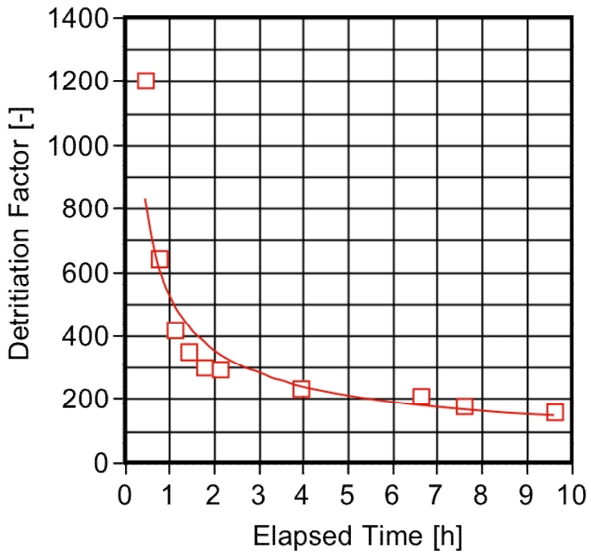


図 21　湿式スクラバ塔のトリチウム除去係数の水蒸気/水比による変化。スクラバ塔のトリチウム除去係数は 99.9%以上であることを実証し、計算コードの予測比とよく一致することを確認した。

＜特記事項＞

○ ITER TF コイルの実規模高精度巻線について、目標値を上回る高精度の巻線長管理を達成した。上下対称の実規模ダミー標準ダブル・パンケーキ（ダミーrDP）では熱処理作業、導体をラジアル・プレートの溝に挿入するトランスファの作業を完了し、導体絶縁作業を開始し、TF コイルの調達は当初計画通りに進んでいる。

○ 日本が調達を担当する TF コイル第４期（量産フェーズ）の製作に関わる契約を締結し、残りの４機分及び欧州が担当する TF コイルのための構造物 10 機分の契約手続きを進めている。

○ ダイバータプロトタイプの高熱負荷試験においては、CFC 及び W アーマー部共に、20 MW/m^2、1,000 サイクルを満足する性能を実証し、日本の高い技術力が評価された。

○ ITER 用に開発した世界最大のセラミックリング製作が評価され、第 68 回（平成 25 年度）日本セラミックス協会賞技術賞を受賞。

核融合研究開発部門

【中期計画】BA 活動では、以下の3 事業を推進する。①サテライト・トカマク計画事業では、JT-60SA の超伝導コイル等の製作を進めるとともに、本体の組立てを行う。

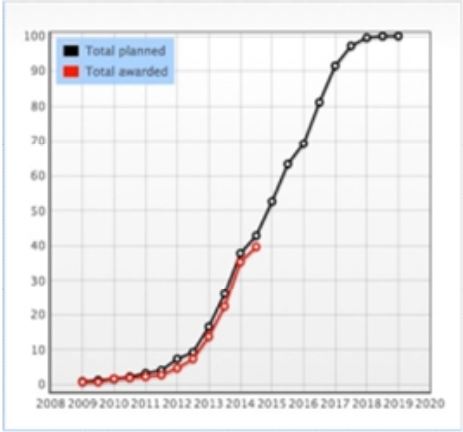


図１　SA の年計画に対する出来高

サテライト・トカマクの機器製作・組立及び日欧の調整の全てを、東日本大震災の影響による一時的な遅延も影響なく、BA 運営委員会で承認された事業計画のとおり進めた。図 1 に計画に対する出来高を示す。

超伝導導体では、計画どおり、平衡磁場（EF）コイル用導体と中心ソレノイド（CS）用導体の性能評価を完了し、要求性能を満足することを確認しつつ、EF コイル用導体全 62 中 55 本、及び CS 用導体全 28 本中 20 本を製作した。平成 24 年度に最初の EF コイルである EF4 を目標の 10 倍の真円度で完成させた後、那珂核融合研究所内の超伝導コイル巻線棟において、治具を用いて平衡磁場コイル巻線を製作し、2 体目である EF5、3 体目の EF6 を平成 25 年 12 月に完成させた。

東日本大震災直後の平成 23 年 4 月に那珂核融合研究所の真空容器組立棟に搬入して始まった真空容器セクターの製作については、平成 26 年 4 月までに、全 10 セクター(360 度分)の製作を完了した。また平成 26 年 3 月までに、真空容器ポートベローズ全 55 体の製作を完了した。真空容器支持脚及びポート 240 度分の製作を進め、平成 26 年度中に完成予定である。

ダイバータでは、ダイバータタイル素材、モノブロックターゲット、CFC タイル・黒鉛タイル、ダイバータカセットの製作を順調に進め、平成 25 年 2 月までに全数の製作を完了した。

クライオスタット胴部用ステンレス板材の製作については、平成 24 年 7 月までに終了し、スペイン研究機関へ貸与した。ダイバータカセット配管用遠隔保守装置の調達では、遠隔切断装置を平成 24 年 7 月に完成し、残る遠隔溶接装置も平成 25 年 3 月に完成した。

サーマルシールドの製作に関する調達取り決めを平成 25 年 1 月に締結し、2 件の製作の契約をそれぞれ平成 26 年 2 月と 3 月に結び、現在製作を進めている。

平成 25 年 1 月に、最初の欧州調達大型機器であるクライオスタットベースを搬入して、分割構造体を本体室に設置し、JT-60SA の組立を開始した。また、電源機器用冷却設備の調達に関しては、平成 25 年 9 月に契約を締結し、速やかに詳細設計を開始した。

トロイダル磁場コイルやクライオスタット等の欧州分担機器の設計レビューを行

い、構造や製作精度等の設計審査を行うとともに、これらの機器と日本分担機器である真空容器、ポロイダル磁場コイル、サーマルシールド（熱遮蔽）等との取り合い条件を明確化し、日欧で合意した。さらに、これら本体機器の組立手順の詳細化を進めるとともに、組立架台に関する耐震性を含めた詳細設計等の組立て用治具の仕様検討を行った。装置組立に関しては、真空容器内機器の組立手順の概念検討を完了し、真空容器内機器の組立方法に関する基本概念を確立した。真空容器及び真空容器サーマルシールドの組立に関する調達取り決めを平成 25 年 1 月に締結した。また、平成 26 年 9 月に欧州（イタリア）が製作を担当する電源機器（クエンチ保護回路）を那珂核融合研究所に搬入した。

JT-60SA リサーチプランに関しては、国内では、核融合エネルギーフォーラムの物理、工学及び社会と核融合の各クラスターと連携し、及び欧州の研究コミュニティと幅広い検討を実施し、平成 22 年に Ver.2.1、平成 23 年に Ver.3、平成 25 年 12 月に JT-60SA リサーチプラン Ver.3.1 と順次改訂を進めている。

＜超伝導コイル及び低温機器の製作＞

平衡磁場コイル（EF）と中心ソレノイド（CS）用超伝導導体の材料である超伝導撚線とジャケットの製作は順調に進捗し、各々平成 23 年度および平成 24 年度に完了した。撚線とジャケットを組み立てる導体製作は、平成 26 年 11 月までに計画どおり EF 導体全 62 本中 55 本、CS 導体全 28 本中 20 本を製作した。また、この EF コイル用と CS 用の導体の性能試験や CS 導体接続部の性能試験を日本国内で効率的に実施するために、核融合科学研究所との共同研究により、核融合科学研究所の装置を用いてその性能を確認した。

EF コイル製作（全 6 体）では、平成 24 年度に最初の平衡磁場コイル EF4（直径 4.4m）を誤差の要因となるパンケーキ間の接続部を周方向に分散する等の工夫を行い、目標の 10 倍の真円度で完成させた。この成果を踏まえて大型サイズのため国内搬送できない EF5（直径 8.2m）、EF6（直径 10.5m）を那珂核融合研究所内の超伝導

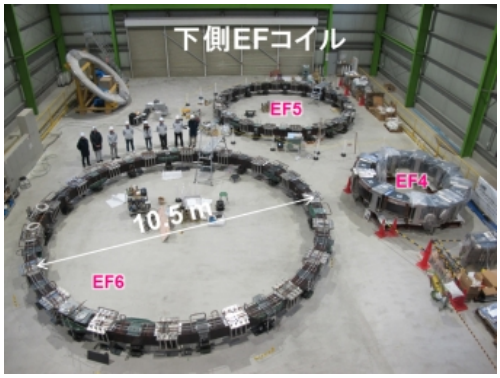


図 2　完成した三つの下側 EF コイル

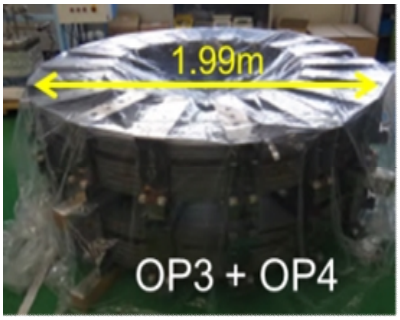


図 3　CS 巻線機と完成した二つのパンケーキ

コイル巻線棟において、冶具を用いて製作し、EF4 と同じく高い真円度で平成 25 年 12 月に完成させた。平成 26 年度からは、EF1、EF2 の巻線の製作を開始した。メーカー工場で行っている CS 製作（全 4 モジュール）では、最初のモジュールのパンケーキ全 7 個の巻線が終了し、うち 5 個の熱処理も完了した。

極低温の超伝導コイルへの室温部からの放射熱や伝導熱を低減するサーマルシールドの設計が完了し、平成 25 年 1 月に調達取り決めを締結した。更に、真空容器側・下ポート側サーマルシールドの製作契約を平成 26 年 2 月に、水平/斜めポート側・下部クライオスタット側サーマルシールドを同 3 月に契約し、現在製作を進めている。また、超伝導コイルへの極低温の給電機器と冷媒分配機器の調達取決めを平成 26 年 7 月に締結し、製作契約を平成 26 年 10 月に結んだ。

一方、欧州の担当する機器に関する日欧の調整も順調に進んだ。トロイダル磁場（TF）コイルは、18 体の調達取り決めに加え予備 1 体を欧州が製作することになった。この結果、イタリア・ENEA が 9 個＋1 個、仏・CEA では 9 個の巻線を製作することになった。平成 26 年 11 月時点で、既に ENEA では 3 個のコイル巻線、CEA では 1 個の巻線が完成した。また、高温超伝導電流リードは、平成 22 年 2 月の調達取り決め締結を受け、ドイツ・KIT において 4 本（全 26 本）の製作が終了しており、うち 2 本の極低温での性能検査も完了した。ヘリウム冷凍機では、平成 24 年 11 月に調達取り決めを締結し、その後、平成 27 年 4 月からの日本への搬入・据付に向けて、工場での性能確認試験を実施中である。これまでにコールドボックスとヘリウム圧縮機の一部の試験が終了し、要求性能を満たすことを確認した。

＜真空容器、支持脚、ポートの製作＞

真空容器は、高さ 6.6m、直径 10m のドーナツ状の 2 重壁大型構造物であり、10 体に分割した真空容器セクターを製作した。平成 22 年 6 月に 20 度セグメント上半分の試作体により溶接変形を抑えた製作手法を構築した。これを受けて実機製作を進め、平成 24 年度末までに真空容器 40 度セクター6 体(VV-D02, D03, D04, D01, D05, D06)、合計 240 度分の製作を完了した。これに続いて平成 25 年 11 月に 40 度セクター7 体目(VV-D07)と 30 度セクター１体(VV-D08)の製作を完了した(図 4)。引き続き、平成 26 年 2 月に 30 度セクター2 体目(VV-D09)、平成 26 年 4 月に最終接続部 20 度セクター(VV-D10) の製作を完了した（図 5)。いずれも製作精度±5mm を実現した。以上よ

図 4　真空容器 40 度セクター（奥 VV-D07）と 30 度セクター（手前 VV-D08）の完成

図 5　真空容器最終接続部 20 度セクター完成（VV-D10）

り、合計 360 度分の真空容器製作を完遂した。

真空容器のポートに関しては、平成23年度の120度分18体の製作完了に引き続き、240 度分 37 体の製作を継続している。平成 26 年 8 月に垂直ポート 12 体（全数）と水平ポート 1 体の製作を完了した。残り 24 体の製作を平成 27 年 3 月までに完了する予定である。真空容器支持脚に関しては、計 9 脚分の板ばねの加工・製作、支持柱の製作を継続中である。ポートベローズについては平成 23 年 3 月に 12 体の製作を完了した後、平成 24 年 3 月に 20 体、平成 25 年度 3 月に 11 体、平成 26 年 3 月に 12 体の製作を完了し、全数 55 体の製作を完遂した。

＜JT-60SA 組立開始＞

欧州からの搬入機器として最初となったクライオスタットベース（7 分割、直径約 12m、計 250 トン、スペイン製）が、平成 25 年 1 月に日立港に到着し(図 6)、分割された機器を 7 回（1 回／日）に分けて陸上輸送で那珂研の JT-60 実験棟組立室に搬入した。搬入完了後に、分割された機器の組立を開始し、クライオスタットベースの組立を同年 3 月に完了した（図 7)。欧州側の良好な製作精度と日本側の現地組立調整により、真空容器を載せる位置等の高さ精度を約±0.5mm（目標+2mm、-2.5mm）で設置することができた。

図6　クライオスタットベース分割機器の荷降ろし（日立港）

図 7　クライオスタットベース設置完了

＜ダイバータ機器の製作＞

ダイバータ機器は、モノブロックターゲット、炭素タイル（炭素繊維強化複合材（CFC）製及び黒鉛製)、ダイバータカセット、ヒートシンク、冷却水配管で構成される。CFC 素材については、平成 25 年 2 月末までにダイバータボルト固定タイル用全数 2264 個、モノブロックターゲット用全数 11500 個の製造と炭素タイル全数（黒鉛製 1020 個及び CFC 製 3504 個[静電プローブ用タイル 68 個を含む)）の製作を完了した（図 8)。15 MW/m^2 の高熱負荷に耐えるモノブロックターゲット（全数 100 体）に関しては、赤外サーモグラフィー法による全数性能検査を実施し、平成 25 年 2 月末までに製作を完了した（図 9)。これらが装着されるダイバータカセット（全数 36 体）に関しては、フレームの溶接、各部の機械加工と組立を行い、

製作を完了した(図 10)。

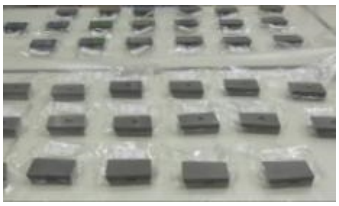


図 8　炭素タイルの一部

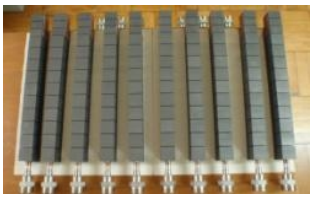


図 9　モノブロックターゲットの一部

図 10　ダイバータカセット(6 体分)

＜遠隔保守装置の製作＞

平成 25 年 3 月末までに、ダイバータカセットの冷却水配管の接続部に用いる遠隔切断装置（図 11）と遠隔溶接装置（図 12）の製作を完了した。遠隔切断装置では切断刃を配管内部から、遠隔溶接装置ではレーザー溶接を配管内部から行うことで、遠隔で配管の切断或は溶接を行うものである。遠隔切断装置では、遠隔溶接に必要な再現性の良い切断面を得る必要があるが、約 150 本の切断後においても良好な切断特性の維持を確認した。一方、遠隔溶接装置では、遠隔切断装置で切断した冷却配管（試験体）を用いて、その溶接試験を実施した。この結果、目標とする冷却配管間ギャップが 0.5mm 以下で内側溶接が可能なことを確認した。

図 11　遠隔配管切断装置駆動部と切断ヘッド

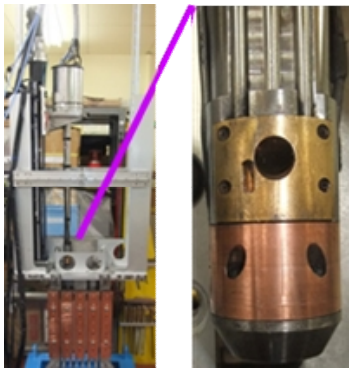


図 12　遠隔配管溶接装置駆動部と溶接ヘッド

＜クライオスタットの製作＞

クライオスタット胴部については、原子力機構がクライオスタット胴部用ステンレス板材(SUS304、低コバルト材 0.05wt%)の調達を担当して欧州に納品し、スペインの研究機関(CIEMAT)がこの板材を用いてクライオスタット胴部を製作する。このクライオスタット胴部用ステンレス板材の調達のため、平成 23 年 10 月末にスウェーデンに製造工場がある製造メ

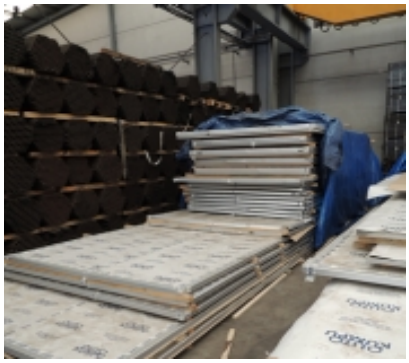


図 13　クライオスタット胴部用ステンレス板材（製造、貸与完了）

ーカーと契約を締結し、平成 24 年 6 月までに板材製造を完了した。寸法検査、外観検査等の工場立会検査を実施した後、スウェーデンのデゲルフォースからスペインのアビレスまで板材（計 68 枚、総重量 360 トン）の合計 16 台によるトラック輸送を行った。7 月末までに CIEMAT の指定する工場に板材の輸送・搬入を終了し、CIEMAT への板材貸与を完了した（図 13）。

＜電源機器用冷却設備の調達＞

主に欧州が製作する超伝導コイルの電流制御を行うサイリスタ変換器やプラズマの安定な立ち上げに必要なプラズマ着火用高電圧発生回路、及び超伝導コイルのクエンチ保護回路などに使用する電源機器用冷却設備の調達に関しては、平成 25 年 9 月に契約を締結し、精力的に詳細設計および機器製作を進めた。PF コイル電源用については工場試験までを完了した。残る TF コイル電源用は平成 26 年 12 月に工場試験を行い、予定通り据付試験調整を平成 26 年度末までに完了する予定である。

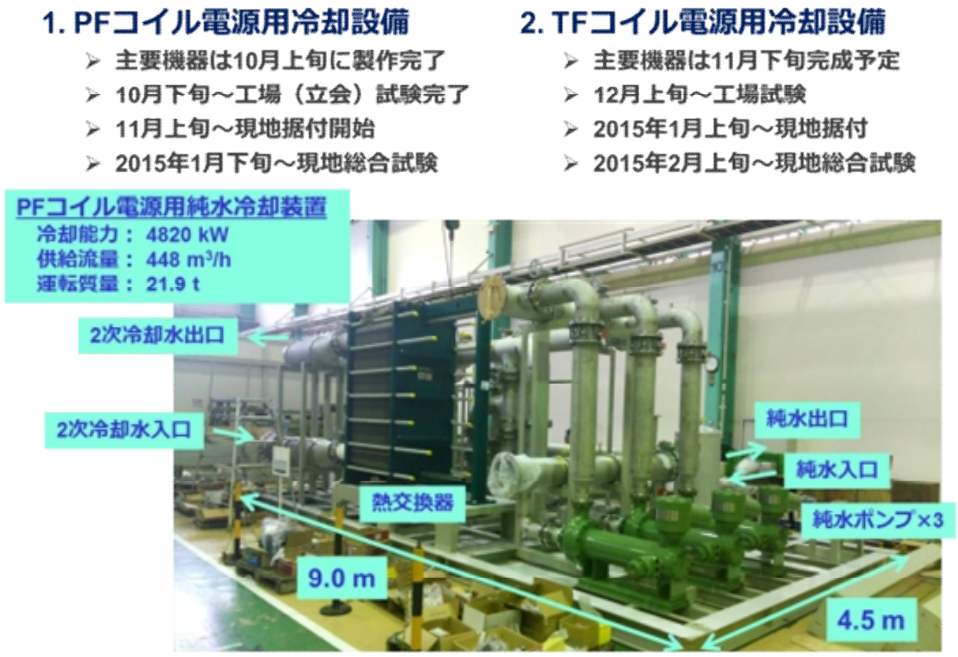


図 14　電源機器用冷却設備の調達状況と PF コイル電源用純水冷却装置

＜取り合い調整と組立検討＞

JT-60-SA の製作にあたっては、狭隘な空間に、製作精度や熱伸縮、組み立て手順・空間を考慮して様々な機器を組み合わせる必要があり、そのため、日欧で緊密な取り合い調整を実施した。トロイダル磁場コイル(TFC)、TFC 間構造物(OIS)やクライオスタットなどの欧州分担機器の設計レビューを行い、構造の健全性や製作精度などの技術的な審査を行うとともに、これらの機器と日本分担機器である真空容器（VV)、EF コイル／CS コイル、サーマルシールド（真空容器サーマルシールド(VVTS)、ポートサーマルシールド（PTS)、クライオスタットサーマルシールド(CTS)）等の取り合い条件を明確化し、日欧の調達に反映させた。その例を図 15 に示す。

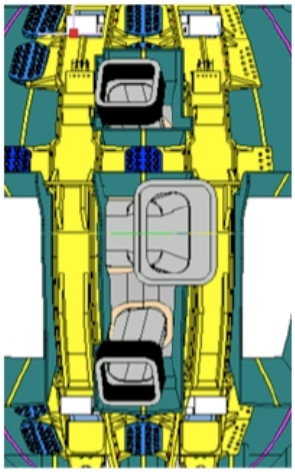


図 15　欧州調達機器である TFC（黄色）と、日本調達機器である VV ポート（灰色）や PTS（緑色）の CAD を用いた取り合い調整

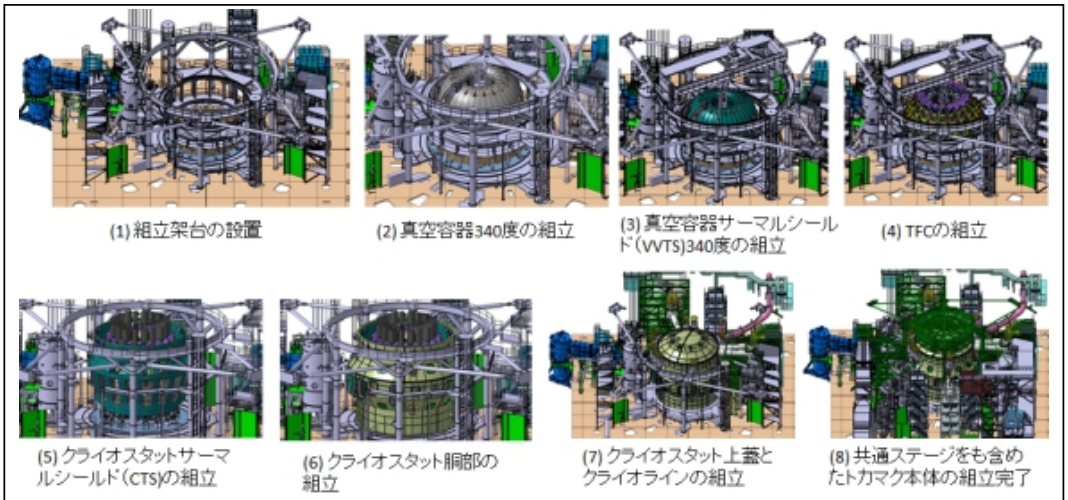


図 16　トカマク本体機器の組立シーケンス・組立手順

本体組立に関しては、図 16 に示すように、TFC や VV などのトカマク本体機器の組立シーケンス・手順の詳細化を進め、TFC 組立までの調達準備を完了した。平成 26 年度中にトカマク本体機器組立終了までの組立工程に関する詳細化を実施する。

＜容器内機器の検討＞

プラズマの着火と安定性を阻害する誤差磁場を補正するため真空容器内に設置する誤差磁場補正コイルの基本設計を完了し、コイル支持構造を検討しベーキング時に発生する熱応力解析に耐える支持方法を考案した。支持構造の製作性等を

確認する試作を平成 27 年 3 月までに実施する。あわせて、コイル給電線との接続構造等の検討を進め無機絶縁導体の接続部の防湿処理方法を確認する試作を平成 27 年 3 月までに実施する。電磁気センサー本体と信号ケーブルの詳細レイアウトと設置方法の検討をした。検討結果は、平成 26 年度に契約される電磁気センサーと信号ケーブルの製作仕様に反映された。

＜JT-60SA リサーチプランの策定＞

平成 22 年度以降、国内及び欧州の研究コミュニティとの幅広い共同検討体制を構築し(図 17)、平成 23 年 12 月に JT-60SA リサーチプラン Ver.3.0 を完成させて、日欧の Web サイトで一般に公開した。その後も改訂を進め、Ver.3.1 を平成 25 年 12 月に完成させた。共著者数は 331 名で、日本 150 名（原子力機構 76 名、国内大学等 15 研究機関の研究者 74 名)、欧州 176 名（10 カ国、24 研究機関)、プロジェクトチーム 5 名である。

JT-60SA リサーチプランは、国際熱核融合実験炉（ITER）及び原型炉の課題を克服するために、JT-60SA を用いてどのような研究を進めていくかについて、運転領域開発、MHD 安定性と制御、輸送と閉じ込め、高エネルギー粒子挙動、ペデスタル及び周辺プラズマ、ダイバータ・プラズマ壁相互作用、核融合炉工学、理論モデル・シミュレーションコードに関する 8 つの研究領域毎に、JT-60SA の実験研究を担う若手研究者を中心に企画・提案したものである。

国内の検討体制としては、上記研究領域毎に原子力機構と大学等からの検討代表者が取り纏め役となり、核融合エネルギーフォーラムにおいて精力的に改訂作業を進めた。その意見集約の場として国内検討代表者が集まる「JT-60SA 研究計画検討会」を新たに組織し、平成 22 年以降合計 4 回開催した。この間、プラズマ・核融合学会第 27 回年会(平成 22 年)でのシンポジウム「JT-60SA の研究計画と国内体制の構築」や、同学会第 30 回年会(平成 25 年)でのシンポジウム「JT-60SA 実験に向けた日欧活動の進め方と研究体制」を行い、多くの意見・提案を得ることができた。平成 24 年 11 月号のプラズマ・核融合学会誌に、若手研究者や学生を対象にした研究計画の特集記事を掲載した。平成 26 年度 11 月に、JT-60SA 実験計画に関する全て国内検討項目を包括した共同研究を立ち上げ、より強固な国内協力体制の元にリサーチプランの策定を進める予定である。

国内と平行して、日欧の共同検討も大きく進展させた。平成 22 年に欧州の主要 5 研究機関で JT-60SA 研究計画のセミナーを開催する等して議論の輪を広げた。その結果、欧州の研究コミュニティ（EFDA）が JT-60SA を用いた研究を正式に扱うこととなった。これを受け、日欧で運営する JT-60SA 研究ユニットの議論の場として、「研究調整会議」を平

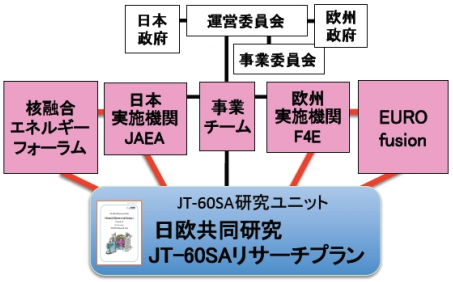


図 17　JT-60SA リサーチプランの検討体制

成 23 年に設置した。特に、平成 25 年 5 月の第 2 回会合から、上記の「JT-60SA 研究計画検討会」を融合させ、日欧全ての検討代表者が集合する会議体とした。平成 26 年 5 月の第 3 回会合では、欧州で平成 26 年度から組織された欧州の核融合研究全体を包括して調整・運営する EUROfuion（EFDA の後継)の中に作られた JT-60SA を用いた研究を所掌するセクションの長期計画（2014-2018）を議論し、日欧で合意した。

上記の日欧の研究コミュニティでは、JT-60SA のプラズマ性能の詳細検討を進め、予測コードを用いて JT-60SA の各種放電シナリオや運転領域に関する詳細検討を行った。得られた成果を IAEA 核融合エネルギー会議や欧州物理学会等多くの国際会議において発表し、議論を深めた。現在、10 項目の共同研究を進めており、これらの結果を踏まえて、平成 27 年にリサーチプラン Ver.3.2 を取り纏める予定である。

＜調達取り決めの締結・調整＞

欧州が担当するトロイダル磁場コイルのプレアセンブリーに関して、技術仕様及び日本側が準備する設備との取り合い条件等について合意し、平成 26 年 6 月に調達取決めを締結した。また、日本が分担するトロイダル磁場コイル用フィーダー等に関し、技術仕様について欧州側と合意し、平成 26 年 7 月に調達取決めを締結した。これにより、合計 25 件（日本調達分 14 件、欧州調達分 11 件)、サテライト・トカマク総事業費に対して 88%（日本分 80%、欧州分 89%）の調達取り決めが締結されたこととなった(図 18)。

核融合研究開発部門

機器等	調達取決めの名称	貢献配分(kBAUA)		PA進捗状況 (H26年11月)
		日本	EU	
トロイダル磁場(TF)コイル	トロイダル磁場コイル		88.9	2010年7月締結
	トロイダル磁場コイルスペア		5.2	2014年3月締結
	高温超伝導電流リード		3.4	2010年2月締結
	トロイダル磁場コイルの試験		18.6	2012年1月締結
	トロイダル磁場コイル用フィーダー等	3.2		2014年7月締結
ポロイダル磁場(PF)コイル	ポロイダル磁場コイル用導体	37.1		2007年10月締結
	ポロイダル磁場コイル製作用建築物	3.1		2008年6月締結
	ポロイダル磁場コイル	46.4		2009年2月締結
	ポロイダル磁場コイル計測等	1.2		協議中
真空容器	真空容器 I	60.8		2012年1月改訂
	真空容器 II(サーマルシールド)	3.3		2013年1月締結
	真空容器組立棟	1.4		2009年10月締結
真空容器内機器	容器内機器用材料	3.3		2008年1月締結
	ダイバータ機器	17.9		2009年2月締結
電源及び制御設備	ポロイダル磁場コイルとトロイダル磁場コイル用クエンチ保護回路		19.2	2009年12月締結
	中心ソレノイドコイル用スイッチングネットワークユニット		7.1	2010年12月締結
	トロイダル磁場、ポロイダル磁場、高速プラズマ位置制御コイル電源		20.1	2011年2月締結
	電源機器用冷却設備	5.1		2013年3月締結
	抵抗性壁モード制御コイル用電源・制御設備		1.2	協議中
クライオスタット	クライオスタットベース		4.3	2009年12月締結
	クライオスタット	2.9	13.0	欧州分2011年7月締結
	クライオスタットの材料(日本=>欧州)	3.5		2011年7月締結
冷凍設備	冷凍設備		35.3	2012年11月締結
組立	組立(下記以外)	17.7		協議中
	TFコイルプレアセンブリー		3.0	2014年6月締結
	クライオスタットベース組立	2.2		2012年2月締結
	真空容器とサーマルシールド組立	8.0		2013年1月締結
高周波加熱装置	高周波加熱装置	1.3		協議中
	高周波加熱装置の電源		3.7	協議中
遠隔操作	遠隔操作設備(下記以外)	0.7		協議中
	遠隔保守(切断機・溶接機)	2.3		2011年9月締結
	調達取り決め合計	221.3	222.9	
	締結済み(H26年11月時点)	197.4	218.1	
	BA事業費	236.4	236.4	
	PA締結済み割合(対BA総事業費)	0.835	0.922	

図 18　JT-60SA に関する日欧の調達取決めの状況（平成 26 年 11 月現在）
青：既締結分、黄：協議中。

核融合研究開発部門

＜全体事業計画の調整＞

事業長及び欧州実施機関と共同で、欧州が分担するトロイダル磁場コイルのコイル製作の遅れ等を考慮した各機器の工程の改訂を行い、初プラズマを平成 31 年 3 月とする改訂工程を作成した。改訂工程及びスペア TF コイルの製作を含む改訂貢献表は第 10 回 BA 運営委員会(平成 24 年 4 月)に承認された。また、平成 25 年に発生した TF コイルケース材料の強度不足に伴う TF コイル製作スケジュール遅延の恐れに対し、全体事業スケジュールを守るべく、各作業の加速の探索を続けるよう欧州実施機関と調整している。

＜事業チーム支援＞

専門家を事業チームに派遣するとともに、日欧及び事業チームで構成する統合プロジェクトチームに、日本側実施機関として、専任スタッフ 140 名程度を参画させた。事業チームを支援するとともに、欧州側実施機関との間で、事業調整会議（TV 会議、2-3 週間隔）を開催し、日欧の運営管理上の調整・合意、要調整課題の摘出等を行い、技術調整会議（約 4 ヶ月間隔、日欧交互開催）及びそれに付随する機器毎の設計レビュー会合を開催し、相互の技術評価や取り合いの調整・合意を進めた。また、事業委員会開催のための支援を行うとともに、委員及び専門家を参加させた。

＜特記事項＞

JT-60SA の建設状況については、これまでに、平成 25 年 1 月 28 日の JT-60SA 組立開始、平成 26 年 1 月 22 日の EF コイル本体室搬入、平成 26 年 6 月 4 日の真空容器の組立開始の計３回、報道関係者に公開し、テレビ、新聞等で大きく報道されており、今後も引き続き、国民に向け広く広報して行く。

最新の製作技術と測定技術を用いることにより、EF4 コイルは当初目標の 1/10 の 0.6mm の公差で完成し、高精度な巻線方式を確立した。

核融合研究開発部門

【中期計画】②国際核融合エネルギー研究センター事業では、原型炉設計活動と予備的な研究開発を継続するとともに、計算機シミュレーションセンターの運用を開始する。また、理解増進、サイト管理等ホスト国としての責務を果たす。

○国際核融合エネルギー研究センター（IFERC）に関する活動

・IFERC 事業長以下、原型炉設計調整センター及び計算機シミュレーションセンター業務を実施するための専門家を派遣するとともに、IFERC 事業に必要な支援要員約 20 人を定常的に提供し、事業遂行の責務を果たした。

・原型炉設計においては、平成 23 年度から日欧共同設計作業に移行し、原型炉設計に関する技術調整会合、タスク会合等を通じてシステムコードのベンチマーク作業を完了すると共に、ダイバータ、遠隔保守や燃料増殖等の重要設計課題及び安全性に関する課題検討を実施して原型炉設計活動を着実に進展させ、中期計画の目標を達成した。

・原型炉 R&D 棟において多目的 RI 設備（材料分析装置群、ブランケット材料製造装置、トリチウム除去及び分析装置等）の設計・製作を行い、計画どおりに据付け及び許認可を取得、平成 24 年 2 月に放射線管理区域設定を完了し、中期計画の目標を達成した。

・原型炉 R&D 棟において SiC/SiC 複合材料の試験設備を整備し、SiC/SiC 複合材の高温強度データの取得、寿命及び強度異方性の評価のための破損検出技術の開発、セラミックス材料の物理的特性評価のため照射下伝導度評価及び物質移動測定技術を開発等を行い基盤データを取得した。また、欧州が製作した腐食／浸食試験装置の据付調整・調整運転を完了し、本格的な腐食試験の準備を整えた。これらにより、中期計画の目標を達成した。

・トリチウム技術については、トリチウム計量管理、材料中のトリチウム挙動、トリチウム耐久性に関する基礎データを取得し、中期目標を達成した。平成 26 年度には JET の ITER 模擬ダイバータ実験で使用したタイル(ダスト)の六ヶ所への移送を完了し、トリチウム分析を開始した。

・ 低放射化フェライト鋼の研究開発では、世界で初めて電気炉溶解による20トン低放射化フェライト鋼F82H製造を実施し、原型炉規模での製造技術の見通しを得た。高輝度レーザー等の先進溶接技術や熱間等方圧加圧（HIP）法の界面評価に見通しをつける接合部の破壊試験技術を開発した。核融合中性子照射効果予測技術開発に向けて、既存データを整理して照射データベースを構築するなどフェライト鋼に関する研究開発を多方面から進め、中期目標を達成した。

・ 先進中性子増倍材としてのベリリウム金属間化合物（ベリライド）の製造技術に関する基盤技術を確立するとともに、試作ベリライドの基本特性評価を実施し、既存材のベリリウム金属よりも高温下で優れた安定性を有していることを明らかにし、中期目標を達成した。

・ 先進トリチウム増殖材としてのチタン酸リチウム微小球の造粒試験を行うとともに、試作チタン酸リチウムの基本特性評価を実施し、既存材よりも高温下で優れた安定性を有していることを明らかにした。また、トリチウム放出特性評価のための試験設備整備及び予備評価試験を実施し、中期目標を達成した。
・ 核融合計算機シミュレーションセンターに係る活動については、目標性能を上回るスーパーコンピュータを H23 年 12 月に国際核融合エネルギー研究センターに導入し、平成 24 年 1 月に初期運用を開始（Linpack 性能 1.2 Pflops）、同年 4 月から課題公募による利用を開始した。平成 26 年 1 月には加速演算器による増強システムの設置を導入し、同年 2 月から運用を行っている。計算機は運用開始以来、極めて高いシステム利用率（90%前後）を維持し中期計画目標を達成すると共に、多数のシミュレーション研究の推進に貢献した。
・ ITER 遠隔実験センターに係る活動については、遠隔実験センターの機能、開発概要、日欧分担、スケジュールをまとめた全体計画を日欧共同で策定した。全体計画に基づき具体的開発内容について検討を行い、遠隔実験ソフトや遠隔実験解析ソフトの開発を開始した。ITER 遠隔実験センターの中心的な設備となる遠隔実験室の検討等、平成 27 年度から本格化する遠隔実験センター構築のための準備を整えた。
・ 核融合計算機シミュレーションセンター活動やITER遠隔実験センター活動に供するため、学術情報ネットワークSINET4に六ヶ所から接続する専用回線を構築した。

それぞれの活動内容の詳細と主な結果は以下のとおりである。

(1)原型炉設計研究開発調整センターに係る活動

(i) 原型炉の概念設計活動

・日欧共同作業による原型炉概念設計を目的とする本活動では、平成 22 年度に共同設計作業の具体的内容を日欧で策定し、日欧共通の調達取決めに基づいて平成 23 年 5 月から、IFERC 事業チーム、日本チーム及び EU チームの共同による原型炉設計作業を開始した（図１）。
・原型炉設計に全日本体制で取り組むため、原型炉設計に関する共同研究を平成 23 年度から開始し、大学等の多数の国内研究者が参画可能な設計体制を整えた。年々規模を拡大し、平成 26 年度には共同研究 15 件、共同研究者数 90 名（うち学生 20 名）とした。
・ 共同作業の円滑な推進のため、全体調整のための技術調整会合（計 5 回）、及び個別課題に関する作業のためのタスク会合（計 19 回）を随時開催し、システムコードのベンチマーク、モデル比較・改良、並びにダイバータや遠隔保守などの重要設計課題の検討を実施した。平成 25 年度以降は新規の調達取決めに基づく安全性研究を立ち上げ、設計基準外事象に相当する大規模な仮想事故に対する安全解析に着手した。
・ システムコードのベンチマーク作業では、主要設計パラメータに関して日欧双方のコードの一致を確認し、それ以降は、原型炉へ向けた工学モデル及びプラント

モデル改良、並びに原型炉設計領域の分析作業を進めた。

・ 既存技術からの大きな技術的飛躍を必要とするダイバータ除熱、遠隔保守、炉内機器については複数の設計案の比較分析を行い、有力な候補案に絞り込みを行った。ダイバータについてはデタッチメントのシミュレーションと工学設計、遠隔保守については定期交換時に発生する放射性廃棄物の処理・保管シナリオの分析（図２）で大きな進展があった。安全性の研究では、主半径 8m、核融合出力 1.8GW 級の原型炉では、万が一、冷却材の全量喪失が起こっても炉内機器の溶融が生じないことを解析で示した。

図１ 設計タスク会合（H24 年 3 月）

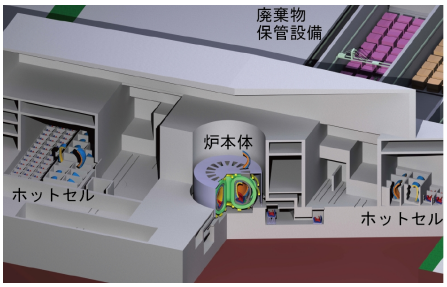


図２ 廃棄物シナリオに基づく建屋概念の例

（ii）原型炉設計研究開発活動

SiC/SiC 複合材料

・ SiC/SiC 複合材料の高温複合材料強度試験システムを整備し（図 3)、高温強度データのひとつである高温強度異方性マップを取得した。また、寿命及び強度異方性の評価のための破損検出技術を開発し、本技術を適用することで主要な破壊様式を特定することを可能とした。
・ イオン模擬照射による核融合中性子照射効果評価により、照射効果データのひとつである照射クリープの評価を実施した。特に、核変換効果に関するデータを獲得した。また、照射効果を取り込んだ機械的特性予測技術の検討を開始した。
・ SiC/SiC 複合材料等のセラミックス材料の物理的特性評価として、模擬照射下伝導度評価及び物質移動測定技術を開発し、それらの適用性を確認すると同時に、基盤データベースの整備を行った。
・ SiC/SiC 複合材と液体リチウム鉛金属の共存性評価のため、欧州が製作した腐食／浸食試験装置の搬入・据付調整・調整運転を完了し、本格的な試験のための準備を進めた。

核融合研究開発部門

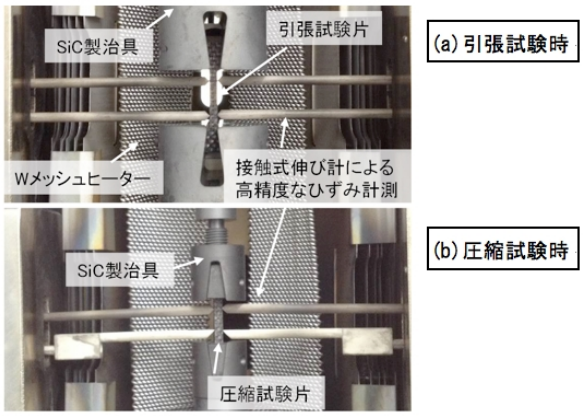


図 3 高温複合材料試験装置

トリチウム技術

- 六ヶ所 BA サイト原型炉 R&D 棟に設置する多目的 RI 設備（トリチウム除去設備、グローブボックス、トリチウム貯蔵ベッド、各種トリチウム計測装置等）の設計・製作を行い、原型炉Ｒ＆Ｄ棟に据え付けた(図 4)。RI 使用許可のための安全評価を進め、許認可取得を完了し(平成 23 年 7 月)、平成 24 年 2 月に管理区域設定を行った。
- これにより RI 実験を可能とし、本施設を使用した原型炉設計に向けた研究活動及び大学等との共同研究を進め、トリチウム計量管理、材料中のトリチウム挙動、トリチウム耐久性に関する基礎データを取得した。
- 平成 26 年度から JET の ITER 模擬ダイバータ実験で使用したタイル(ダスト)に関するタスクを追加し、JET から六カ所サイトへのタイルの移送を完了し、ダスト試料中のトリチウム分析に着手した。

図 4 原型炉 R&D 棟に据え付けたトリチウム取扱用グローブボックス

核融合研究開発部門

原型炉ブランケット用材料工学（低放射化フェライト鋼）

- 低放射化フェライト鋼 F82H の材料規格、製作規格整備に向け、世界で初めて電気炉溶解による 20 トン F82H 製造を実施し、原型炉規模での製造技術の見通しを獲得した。さらに、溶接に関わる基盤技術情報の整備を進めたほか、高輝度レーザー等の先進溶接技術の適用可能性についても見通しを得た。検査技術開発においては熱間等方圧加圧（HIP）法による接合部の破壊試験技術を開発し、実構造における HIP 界面評価に見通しを得た。
- 核融合中性子照射効果予測技術開発に向けて、既存データを整理して照射データベースを構築した。さらにモデリング・シミュレーション技術開発として、イオン照射実験によるボイドスウェリング条件の整理を進め、さらに照射場依存性を考慮したスウェリングモデルの開発を進めた。
- 構造強度に関わる照射構造物挙動評価法の基盤技術構築として、溶接部等の構造不連続部における変形局在化を明らかにし、塑性拘束影響を中心とした評価を進める方針を得た。

原型炉ブランケット用先進中性子増倍材

- 先進中性子増倍材としてのベリリウム金属間化合物（ベリライド）の製造技術開発として、今まで合成すら困難であったベリライド製造技術に関して、プラズマ焼結合成法で製造したベリライド電極棒を原料として用い、回転電極造粒法によってベリライド微小球試作に世界で初めて成功し、ベリライド合成及び造粒に関する基盤技術を確立した（図 5 参照）。また、そのベリライド微小球の基本特性評価として、水蒸気との反応試験を実施し、高温下において既存材のベリリウム金属よりも水素生成量が小さく安定であることを明らかにした。

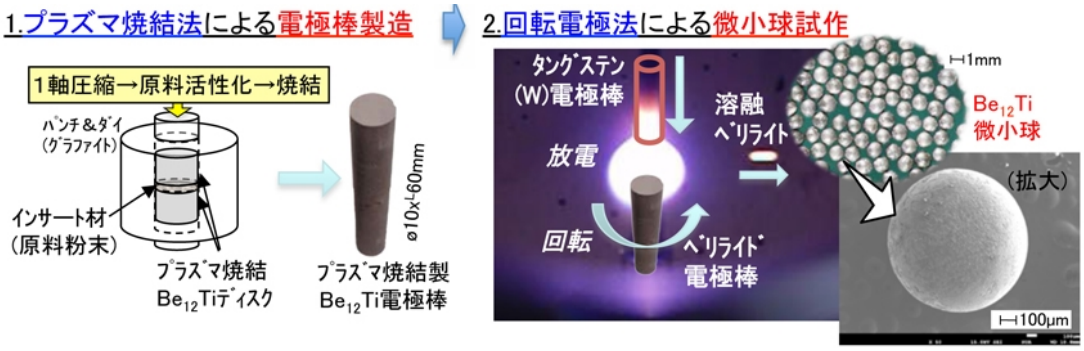


図 5　ベリライド造粒プロセス概略図

原型炉ブランケット用先進トリチウム増殖材

- 先進トリチウム増殖材としてのチタン酸リチウム($Li_{2.15}TiO_{3+y}$)について、試作したチタン酸リチウムの基本特性評価として、高温エックス線回折測定による結晶構造解析を実施し、高温でも化学的安定性が高い材料であることを明らかにした。また、高温質量分析計による蒸発特性評価を実施し、リチウムが金属リチウム及び水酸化

リチウムの化学形で蒸発することを明らかにし、先進トリチウム増殖材の最高使用温度を設定するための重要な基礎情報を得た。更に、新たに原型炉設計活動に必要なトリチウム放出特性評価に関する試験設備整備を開始し、トリチウム増殖材を装荷したブランケット模擬体系に DT 中性子を照射する新たな実験体系を考案・整備し、核融合中性子源施設 FNS（東海村）において予備評価試験を実施した(図 6)。

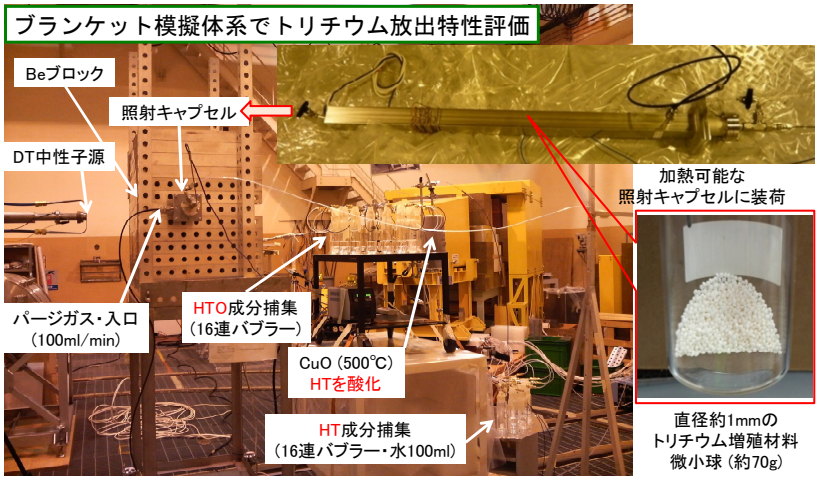


図 6 核融合中性子源施設(FNS)におけるトリチウム放出特性評価の実験体系

(2)核融合計算機シミュレーションセンター(CSC)

- 調達分担に基づいて、日本は核融合 CSC 計算機設置のための建屋、周辺設備（冷却設備及び電源設備）の工事を計画どおりに完了、欧州は計算機本体、非常用電源及びストレージの据付けを平成 23 年 12 月に完了し、平成 24 年 1 月に計算機の運用を開始した（図 7）。運用に際し、日本はユーティリティの供給とプログラム支援等のユーザーサポートを行う利用者支援チームを派遣し、CSC の管理・運営体制を整えた。
- Linpack 性能として 1.237 Pflops を得るとともに（平成 24 年 6 月時点で世界 12 位）、平成 24 年 1 月から日欧各 2 課題を選定し計算機の性能を最大限に引き出す「灯台プロジェクト」を実施、同年 4 月には課題公募方式の運用に移行した。
- 平成 26 年 1 月には、加速演算器による増強システムの設置を完了、2 月よりユーザーへの共用を開始した（増強システムのみの Linpack 性能は 225.1 Tflops)。
- 運用開始以来、定期保守時を除き計算機はほぼ常時稼働し、利用率は 90%前後の非常に高い実績を維持している（図 8)。この間、CSC 利用による査読付論文の発表数は平成 26 年 9 月時点で 275 編（日本 89, EU 186）に達し、多数のシミュレーション研究に貢献した。

図 7 CSC 計算機（Helios）

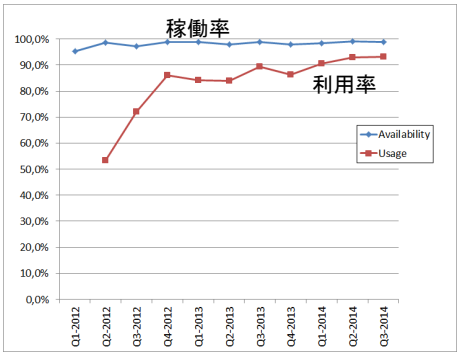


図 8 CSC 計算機の稼働率と利用率実績

(3) ITER 遠隔実験センター(REC)

・第 9 回 BA 運営会委員会の承認に基づき、日欧専門家による ITER 遠隔実験センターの準備作業会に日本側専門家として参画し、9 回の作業会を通して、遠隔実験センターの機能、開発概要、日欧分担、スケジュール等の ITER 遠隔実験センター全体計画を日欧共同で策定した。平成 25 年以降、ITER 遠隔実験センターの整備のための技術調整会合を定期的に開催し、当全体計画に基づき具体的開発内容ついて合意し、調達取決めを順次締結している。平成 26 年から、遠隔実験システムソフト及び実験データ解析ソフトについて、調達取決めに基づき開発を開始した。

・ ITER 遠隔実験センターの中心的な設備となる遠隔実験室の構築、及びその他の整備項目に関して日欧間で概ね合意し、平成 27 年度以降の本格的な実験室構築の準備を整えた。

○六ケ所 BA 活動支援

・ BA 活動前半で必要となる IFERC、IFMIF/EVEDA 建屋建設工事を完了するとともに、BA 活動後半で必要となる共同研究棟の設計を完了し、建設の準備を進めた。

・ 六ヶ所サイトの整備については、サイト内に建設する研究施設等に必要なユーティリティーについて施設の建設工事を完了し、その実施に必要な諸手続の支援を行った。

・ IFERC ネットワークの接続回線の供給に関する調達取決めに基づき、学術情報ネットワーク SINET4 への接続を開始した。

・拠点活動支援として、欧州から事業チームに派遣されている研究者の滞在支援、地元をはじめ国民の理解をより深めるための広報活動等を継続した。

各々の活動内容の詳細と主な結果を以下に示す。

(1) IFERC、IFMIF/EVEDA 建屋建設

・BA 活動前半で必要となる IFERC 関連建屋及び IFMIF/EVEDA 開発試験棟及びその附属設備について、欧州側実施機関と締結した実施設計及び建屋建設に関する調達取

決めに基づき、それぞれの建屋の工事を完了し、平成 22 年 3 月末に計算機・遠隔実験棟、原型炉 R&D 棟及び IFMIF/EVEDA 開発試験棟が当初計画通り竣工した。

・BA 活動前半での日欧原型炉設計活動の進展により必要となった原型炉 R&D 活動の拡充を図るため、新規の材料試験設備・機器を設置するための共同研究棟の設計を行った。

(2)サイト整備、拠点活動支援

・六ヶ所の整備については、配電設備を予定通り平成 22 年 3 月に完成させ、全てのユーティリティー施設を稼働させた。

・ 国際核融合エネルギー研究センターの研究施設の維持・管理を開始するとともに、研修・食堂棟を平成 23 年３月に竣工し、同年 4 月に供用を開始した。

・IFERC 事業については、平成 22 年 12 月の BA 運営委員会での合意により、サイト活動として日本の貢献分担に位置付けられた項目（六カ所での BA 活動のために、国際核融合エネルギーセンター(サイト)を運営し維持するための電力・暖房の提供、ネットワーク、設備点検／保守、工作室等の整備／維持、サイト活動（保守、維持管理）の支援要員の提供）の提供を行った。

・ IFERC 事業を進める上で不可欠な広帯域ネットワークを六ヶ所サイト内で構築し、原子力機構のネットワークセキュリティーポリシーに準拠して、運用・保守を行った。また、本 IFERC ネットワークと学術情報ネットワーク SINET4 の最寄りのデータセンター（弘前市）までの専用線を設けネットワークの接続を完了した。これによって、ITER 遠隔実験センター活動のためのネットワーク環境を整えると共に核融合計算機シミュレーションセンター活動にも大きく貢献した。さらに、国立情報学研究所への強い働きかけによって、データ転送のボトルネックになっていた弘前-仙台間の SINET4 通信速度が 2.4Gbps から 10Gbps へ増力され（平成 26 年 4 月）、六ヶ所–欧州間を 10Gbps レベルの広帯域で結ぶネットワーク環境を整えた。本件の対応については欧州から高く評価された。

・拠点（青森研究開発センター）と協力し、放射線障害防止法等の法令に基づく許認可申請に向けた所内的な手続を進め、原型炉 R&D 棟に関する RI 取扱許認可を平成 23 年 7 月 7 日に取得するとともに、管理区域を平成 24 年 2 月 27 日に設定した。また、施設の安全管理、維持管理等については、合同の作業工程会議を定期的に開催するなどして拠点の関係部署及び欧州実施機関と連携を取り円滑に進めた。

・欧州から事業チームに派遣される研究者の滞在支援として、ビザ取得の支援、住宅のあっせん、生活環境整備（住宅の修理、電話回線変更等の支援)、生活支援（通院、救急、引越し等）及び各種手続（滞在延長、運転免許証・車検・保険等の更新等）を実施した。

・地元をはじめ国民の理解をより深めるため、積極的に新聞・TV へ情報提供を行うとともに BA 活動を紹介するパンフレットを製作・配布した。また、関係自治体等への協議、説明、イベント等への支援・参加、教育機関などでの講演、講義、出前授業、サイエンスカフェなどに積極的に応じ協力した。また、施設公開、施設見学などにおいても積極的に対応した。

核融合研究開発部門

＜特記事項＞

○ 表彰など：

1)原型炉設計 ― 核融合エネルギー連合講演会「若手優秀発表賞」(H24 年)、プラズマ・核融合学会「若手学会発表賞」(H24 年)、同学会「学術奨励賞」(H26 年)、日本原子力学会「核融合工学部会奨励賞」(H26 年) を受賞。

2)先進中性子増倍材 ― 核融合エネルギー連合講演会「若手優秀発表賞」(H24 年、H26 年) 日本原子力学会「核融合工学部会奨励賞」(H25 年)、第 11 回ベリリウム技術に関する国際会議 (BeWS-11) において「第一回マリオダルドーネ教授記念賞」(H25 年) を受賞。

3)先進トリチウム増殖材 ― ISFNT 会議において「Miya-Abdou 賞」(H25 年)、理事長表彰「研究開発功績賞」(H25 年) を受賞。

4)核融合炉構造材料開発 ― プラズマ・核融合学会「若手学会発表賞」(H25 年)、日本原子力学会「核融合工学部会奨励賞」(H22 年)、日本原子力学会「材料部会奨励賞」(H26 年)、ICACC2014 会議「最優秀ポスター賞」(H26 年) を受賞。

○ 国際会議での招待講演：

1)原型炉設計 ― ISFNT (H25 年)、土岐コンファレンス (H25 年)、TOFE(H26 年) にて招待講演。

2)核融合炉構造材料開発 ― ICFRM15(H23 年)、ISFNT10 (H23 年)、ICACC2012 (H24 年)、ICFRM16 (H25 年)、ISFNT11 (H25 年) にて招待講演。

○ プレス発表：

1)核融合計算機シミュレーション ― 計算機設置に関する調達取決め締結 (H22 年 4 月)

2)先進中性子増倍材 ― 製造技術開発の成果 (H24 年)

核融合研究開発部門

【中期計画】③国際核融合材料照射施設に関する工学実証及び工学設計活動事業では、構成設備の工学的成立性の実証試験を行う。

・IFMIF/EVEDA 副事業長以下、IFMIF/EVEDA 事業の業務を実施するための専門家を事業チームに派遣するとともに、事業に必要な支援要員を定常的に提供し、事業遂行の責務を果たした。
・IFMIF/EVEDA 原型加速器の実証試験においては、平成 22 年 3 月末に建設を完了した加速器建屋（IFMIF/EVEDA 開発試験棟）において、加速器の付帯設備となる電気設備、二次冷却水設備等の建設を平成 24 年上期までに完了、平成 25 年 3 月から入射器搬入を開始し、欧州実施機関、事業チームの協力の下、据付調整作業を行い、平成 26 年 11 月に陽子ビーム引き出し試験を開始し、中期計画の目標を達成した。
・IFMIF/EVEDA 標的設備の実証試験においては、予定通り平成 23 年 2 月までに大洗研究開発センターにおいてリチウムループの設計、製作、据付及び試運転を終了したが、同年 3 月 11 日に発生した東日本大震災により損傷を受け、その修理のために実証試験開始に約 1.5 年の遅れが生じた。しかし、修復後平成 24 年 9 月に実証試験を開始し、IFMIF の運転流速（最大 20 m/s）を実証、平成 26 年 10 月末には、IFMIF の定常運転流速（15m/s）にて累積約 1,300 時間以上の長期運転実証を完遂し、本 IFMIF 建設に必要となる技術詳細を明らかにするためのデータ等の取得を完了し、中期計画の目標を達成した。
・IFMIF/EVEDA 試験設備の実証試験においては、高温用照射モジュールのためのプロトタイプヒーターを原子炉（ベルギーの BR-2 炉）で照射試験するため、照射モジュールの工学設計を行い、原型モジュールの製作技術や高温用ヒーターの試験、放射線による熱発生を考慮した熱応力解析の実施を完了、並行して IFMIF のための破壊靭性、疲労及び亀裂成長速度に関する微小試験片の試験法と試験技術評価、並びに、ホットセルでの取扱いを考慮した試験技術開発を完了し、最終的に平成 26 年度内に高温照射（～1000℃）用ヒーターの原子炉照射下における性能評価を BR2 炉（ベルギー）において完了することで、中期目標を達成した。
・IFMIF の工学設計においては、IFMIF 標的設備及び IFMIF 用照射後試験施設に関する工学設計を分担するとともに、事業チームが行う IFMIF プラント設計への支援を行い、・IFMIF プラント設計で構築される施設全体との整合と調和を図り、IFMIF 標的設備と照射後試験施設の工学設計を平成 25 年 6 月に完了させた。

それぞれの活動内容の詳細と主な結果を以下に記載する。

(1) IFMIF/EVEDA 原型加速器の実証試験に係る活動
・IFMIF/EVEDA 原型加速器の実証試験では、日本は原型加速器の実証試験を行う IFMIF/EVEDA 開発試験棟の建設、加速器系制御システム、高周波四重極加速器（RFQ）用高周波結合系、ユーティリティ設備（電源系、2 次冷却系等）の設計、開発、製

作を担当している。一方、欧州は入射器（H^+、D^+を 100 keV まで加速）、RFQ（最終的にH^+、D^+を 5 MeV まで加速）、超伝導線形加速器（最終的にH^+を 4.5MeV、D^+を 9 MeV まで加速）、高周波電源（175 MHz, 200 kW×8 系統、105 kW×10 系統）、ビーム診断系、ビームダンプ等、原型加速器の要素機器の設計、開発、製作を担当している。それぞれ分担する調達項目については、（日本が担当する据付調整作業も含め、）調達取り決めを結び、進捗状況等によっては必要に応じ改訂が行われてきた。

・平成 22 年 3 月末に建設完了した加速器建屋（IFMIF/EVEDA 開発試験棟）に設置する加速器の付帯設備となる電気設備、二次冷却水設備及び加速器系制御系の一部（インターロックシステム）の放射線モニタリング設備等の製作を、平成 22 年度から開始し、平成 24 年 2 月に完了した。また加速器の機器の仕様、配置等がほぼ決定した後、追加の建物の付帯設備として加速器室内局所遮蔽コンクリート壁、圧空設備・冷却水配管設備等の整備及び加速器室配線用ピット部の遮蔽工事を行った。

・平成 23 年から加速器の制御系機器の調整試験を行うとともに、平成 24 年には原子力機構が欧州と共同で実施する全体制御系と各機器を接続したリンケージ試験の試験項目の洗い出し、試験内容の検討・協議を開始、最終的に入射器と JAEA 担当の全体制御系とリンケージ試験をCEAサクレー研究所にて行い、整合性を確認した。

・平成 25 年 3 月からフランス CEA が設計、製作等を担当した入射器搬入を開始し、欧州実施機関、事業チームの協力の下、据付調整作業を行い、入射器及びそれに関連する付帯機器である欧州調達の電源盤及び共通冷却水系の搬入は平成 25 年 10 月で完了した（図 1）。

・その後、入射器及びそれに関連する付帯機器等の配線、配管等の作業及びそれらの確認作業を経て、平成 26 年 10 月に入射器及びその付帯設備の通電・通水試験が完了、同月末にイオン源を起動しプラズマを生成、11 月に陽子ビーム引き出し試験（図 2）を開始し、中期計画の目標を達成した。

図 1　加速器室に設置された入射器

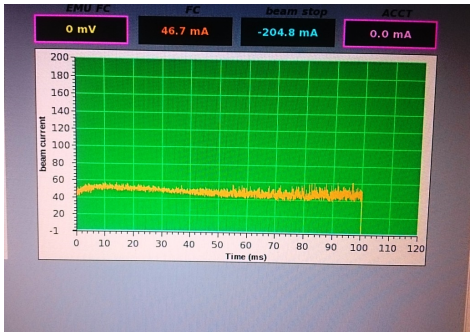


図 2　最初のH^+ビーム引き出し（左、ビームエネルギー 70keV、ビーム電流 40-50mA パルス幅 0.1 秒）とビーム引き出し成功を祝う関係者（右、平成 26 年 11 月 4 日）

・日本が調達している次の段階に搬入、据付調整が行われる高周波四重極加速器のための RF カプラーの開発については、RF カプラー用真空窓の耐電力試験を原子力科学研究所に設置した高 Q 負荷試験装置によって実施し、結合特性評価や熱解析、流体解析及び電磁界解析を進め、先行して製作した 2 台及び結合空洞の予備的な電力試験の成功の後、大電力試験を実施するため平成 25 年 6 月にイタリアへ搬送した。しかし、当地での試験において高周波特性が所定の性能を満たさないことが分かり、高周波特性を改善する必要があるため再製作となった。現在製作及び予備的な試験が行われており、初期に製作した 2 台の最終的な大電力試験については平成 26 年末以降となる見込みであるが、全体の調達スケジュールには影響しない。

(2) IFMIF/EVEDA 標的施設の実証試験に係る活動

・IFMIF/EVEDA 標的施設の実証試験では、日本がプロトタイプのリチウム試験ループの建設と運転及び試験、計測系、Li 漏洩検出と安全取扱を担当、欧州が損耗と腐食を担当、また Li 純化系及び遠隔操作系の実証試験については日欧それぞれ担当し、実施した。IFMIF の中間工学設計書は、工学実証試験を基に日欧で分担し作成した。

・平成 22 年末にはリチウム試験ループが完成し（図 3）、平成 23 年 2 月まで各種機器の機能性試験等が行われ、2 月末に検収が行われたが、その直後に東日本大震災で被災し一部の変形ブレスの補修、電気盤傾斜補修等が必要となった。補修には約 1 年半を要し、平成 24 年 5 月からようやく運転を再開した。

・運転再開後、各種機器の機能性再試験、第 1 回コールドトラップ試験、機器点検、減肉調査（ターゲット下流配管）等を経て、9 月に実証試験（第 1 回ターゲット流動実証試験）を開始、平成 25 年 2 月には流況計測、各種機器の校正なども併せて実施、一部、真空下での現象調査の予備試験を目的とした第２回ターゲット流動実証試験を行い IFMIF の最大流速(20 m/s)条件を達成した。（図 4）

・平成 25 年 5 月には、リチウム蒸発量の計測、真空下での条件検討、事象の詳細評価を目的とした第３回ターゲット流動実証試験を実施し、ターゲットの累積流動時間が 260 時間を超えた。ビデオカメラによる高速観察法や、開発を進めてきた非接触型のレーザー波高計測器による計測によって正圧だけでなく、負圧においても安定した流れを形成することを明らかにした。

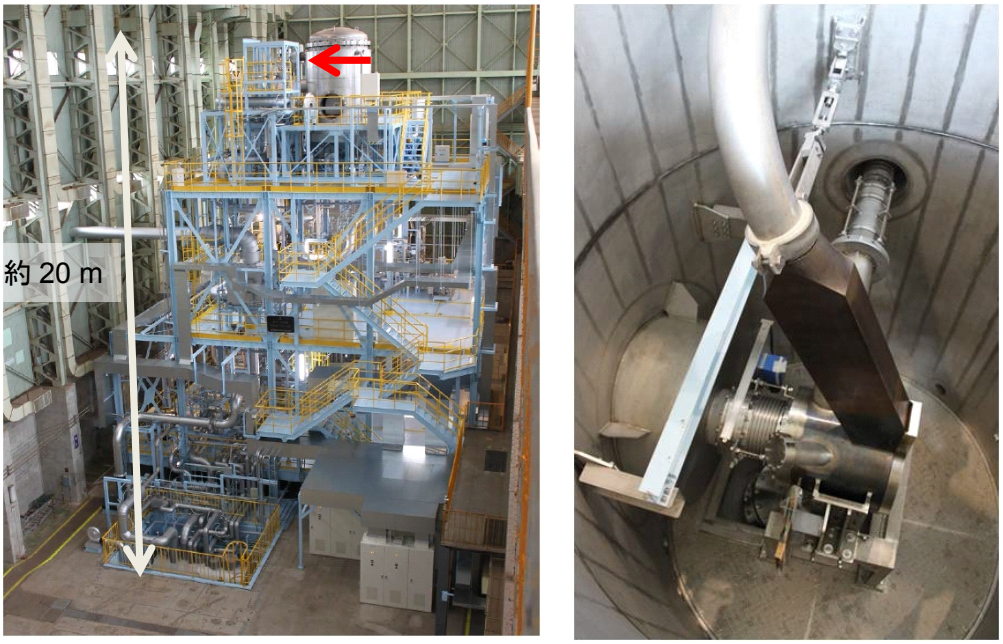


図 3　完成したリチウム試験ループ（左）とターゲットアッセンブリ（右、左写真の←部に収納されている。特にこの部分で高速度の液体リチウムターゲットの流れを安定にするために、大学等との共同研究の成果を発展させ、リチウム流を安定化させるための最適なノズルや流路の形状を流体計算等を基に設計・製作した。）

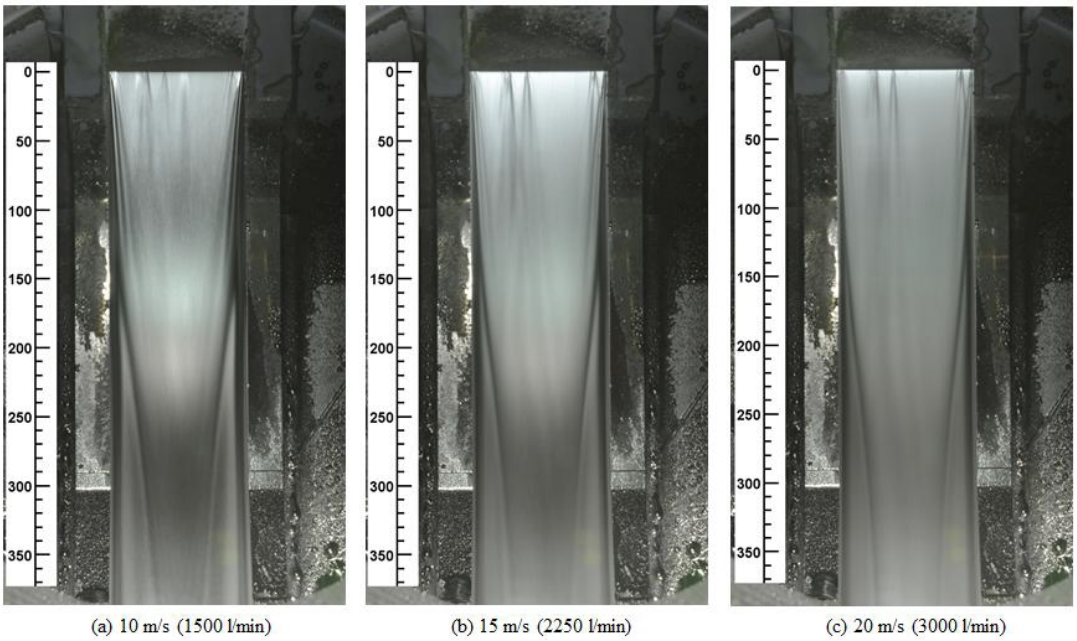


図 4　真空中（373 Pa、250℃）で自由表面を持つ高速リチウム流の様子（図 1 のターゲットアッセンブリ内を流れるリチウム流の様子）

・平成 25 年 8 月からは、欧州の担当である損耗及び腐食の測定のための装置（キャビテーションセンサ等）の取り付け、また、不純物の除去のためのコールドトラップ試験等も行われた。平成 26 年初頭の減肉調査を主目的とした第 4 回ターゲット流動試験においては、真空下でのターゲット下流領域付近の減肉が疑われ、調査（リチウム圧力計や加速度計を設置）が行われたが、その後の観察、評価・解析の結果、特に大きな減肉は観測されなかった。
・その後、イタリア ENEA のキャビテーション計測機据付けと協力試験を実施し、キャビテーションの発生条件を見出すための試験を実施し、キャビテーションの発生条件を見出すための試験を実施し、その発生場所、発生条件を概ね解明した。
・平成 26 年 9 月からは、秒速 15m の液体リチウムターゲットを昼夜連続（最長 25 日間）で運転し、Li ターゲット診断機器およびコールドトラップの実証試験を行い、長期間の安定性を評価した。液体リチウムターゲットの運転時間は、積算で 1,300 時間を超え、安定性に変化はなく、長期間にわたる安定性を実証することに成功し、中期計画の目標を達成し、10 月末に IFMIF 建設に必要となる技術詳細を明らかにするためのデータ等の取得を完了した。
・遠隔操作系技術の工学実証試験としては、標的施設の構成要素であるターゲットアセンブリの交換方法に対して、ファイバーレーザを利用した切断と溶接の適用性試験を実施し、良好な結果を得た。

(3) IFMIF/EVEDA 試験施設の実証試験に係る活動
・IFMIF/EVEDA 試験施設の実証試験では、日本は、高温（～1000℃）用照射モジュールのコンポーネントである高温用ヒーターの製作技術及び性能の評価（図 1）並びにプロトタイプの工学実証及び工学設計を担当、欧州は垂直リグを装荷した高温用照射モジュールの設計評価及び照射後試験施設の設計並びに各種作業プロセスの技術評価を担当し、それぞれの調達取り決めに従って貢献した。また、日本は IFMIF のための破壊靭性、疲労及び亀裂成長速度に関する微小試験片の試験法評価及びホットセルでの取扱いを考慮した試験技術開発を主導した。
・高温用照射モジュール用のヒーターを製作においては、電気特性に関する工学実証試験を実施して良好な試験結果を得た。また、プロトタイプヒーターを原子炉（ベルギーの BR-2 炉）で照射試験するため、輸送した高温用ヒーター入り照射用モジュールの照射前性能確認を実施し、最終的に平成 26 年 7 月から原子炉照射を開始し、予定通り平成 27 年 3 月までに照射を終了、実証試験を完了、中期計画の目標を達成した。
・IFMIF のための破壊靭性、疲労及び亀裂成長速度に関する微小試験片の試験法と試験技術評価並びにホットセルでの取扱いを考慮した試験技術開発を行い、IFMIF に必要なテストマトリックスを評価した。具体的には、微小試験片用国際標準試験法の評価を行い、既存の破壊靭性試験法に問題点があることを明らかにしつつある。変位と荷重を精度よく制御できるように微小試験片用試験技術開発を行った。評価については、疲労試験評価では主として試験片の微小化に伴う計測技術における計測限界の評価を、破壊靭性試験評価では 4/25 サイズまでの試験結果に基づいた特

性評価の改良を実施した。また、IFMIF に必要なテストマトリックスの評価では、既存のテストマトリックス案を再検討し、問題点を抽出した結果、照射量や評価対象材料について原型炉設計に必要になる、より合理性が高いマトリックスに変更していく必要があることを平成 24 年 6 月末の予備設計レビュー会合で示し、微小試験片の試験法と試験技術評価、並びに、ホットセルでの取扱いを考慮した試験技術開発に貢献した。

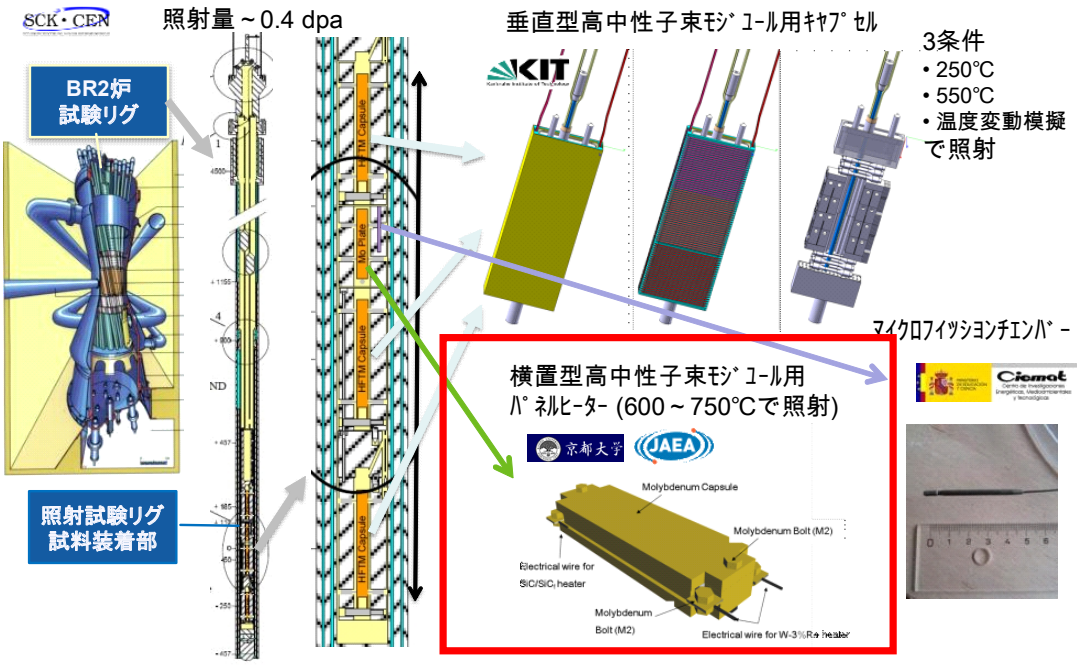


図 1　BR2 炉での中性子照射試験用に開発された横置型高中性子束モジュール用パネルヒーター

(4) IFMIF/EVEDA 工学設計に係る活動

・IFMIF/EVEDA 工学設計における IFMIF 標的設備の予備設計に必要な熱構造設計、流動設計、遠隔操作機器設計、安全評価などの作業を実施した。IFMIF 用照射後試験施設では、必要試験項目及び施設要件の基盤評価を行い、試験設備と各種試験作業とに係る作業効率及び安全性評価を行うとともに、関連設備とのインターフェース評価を進めた。最終的に、IFMIF プラント設計で構築される施設全体との整合と調和を図り、IFMIF 標的設備と照射後試験施設の工学設計を平成 25 年 6 月に完了させた。

・IFMIF プラント設計への支援として、プラント制御システムの基本設計作業、プラントレイアウト設計、建屋設計に必要な支援を行い。さらに技術調整会合に参加し、IFMIF 標的設備及び IFMIF 照射後試験施設の設計統合文書作成を分担した。平成 25 年 6 月に IFMIF 中間工学設計書が完成し支援が完了した。

核融合研究開発部門

＜特記事項＞

○IFMIF 原型加速器の実証試験について

・平成 22 年 12 月の BASC-8 において BA 期間いっぱいの 2017 年 5 月まで原型加速器の実証試験を延長することが承認された。そこでは、最後の 2 年間を原型加速器全体統合試験にあてるとする考えが基本であった。

・2011 年には東日本大震災が起き、六ヶ所に直接の被害がなかったものの、事業チームの求心力が弱まり、2011 年 7 月に当時の事業長が不在となり、2012 年 6 月に新事業長が決まって、ようやく 2017 年 5 月までの計画を実施するための体制づくりが進められた。なお、この時期は工学設計活動が本格化していたため、事業チーム内では原型加速器による実証試験と勢力が分散したきらいがある。

・2012 年 4 月の BASC-10 で当初 2015 年半ばに予定していた全体統合試験の開始が 2016 年半ば以降になるとの工程表が示された。その原因は、超伝導加速器の空洞開発に遅れが出ていること、RF 源の調達が遅れていることによる。

・日欧実施機関間の処理手順の不整合により調達取決めの新規締結の作業が滞る事例（原型加速器の据付け調整試験及び冷凍設備）が発生しているため、入射器の据付け・機器調整試験の実施が遅れている。

・2014 年 4 月の BASC-14 では、入射器の試験開始の遅れ、並びに、超伝導加速器の調達の遅れを考慮すると全体統合試験の開始が 2017 年 5 月までに始められないというメッセージを込めた IFMIF/EVEDA 事業計画の更新案が出されたが、原型加速器の部分については完了するまでを見通した計画ではないため、原型加速器の部分のみ差し戻しとなり、現在、この部分については 2013 年 4 月の BASC-12 で承認されたものが正となっている。入射器の試験開始の遅れの原因は欧州からの物品搬入が予定より遅れたこと、六ヶ所での据付に必要な準備が整わず、据付を指導する欧州人員の受入が滞ったこと（最初の欧州人員受入は 2014 年 3 月。）であり、全体統合試験開始の遅れの最大の原因は、超伝導加速空洞の製作開始にあたり必要となる日本の高圧ガス保安法に基く許認可申請に著しく時間を要していることにある。(現在、圧力容器の構成材料の大臣特認を得るための申請を準備中。）今後も空洞以外の部品で高圧ガス規制対象となるものについて個別に許可申請をする必要があるため、全部を完了するまでの期間の推定が難しい状況にある。

○受賞履歴

IFMIF/EVEDA 標的設備の実証試験については以下の様な受賞があった。

近藤浩夫他（筆頭)、プラズマ・核融合学会平成 21 年度第 14 回技術進歩賞

大阪大学, IFMIF 照射・試験施設開発 Gr、液体金属課、第 45 回「日本原子力学会賞（技術開発賞)」

T. Kanemura (H. Kondo) 他 6 名, Best Poster Awards, 26th SOFT

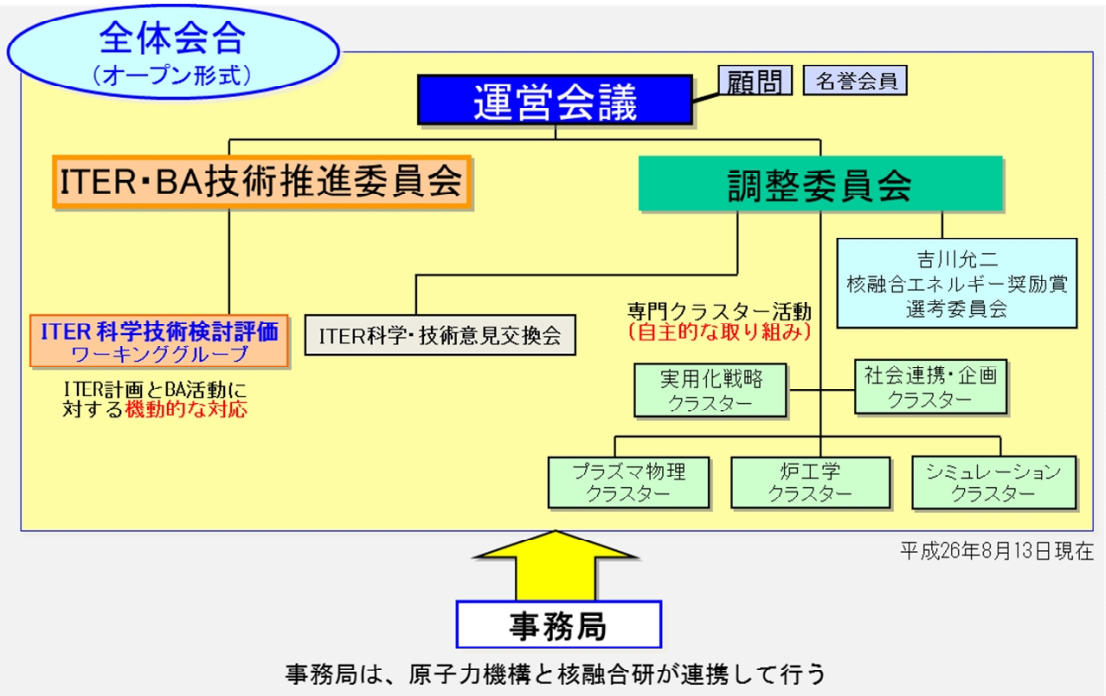
近藤浩夫　第３回日本原子力学会核融合工学部会賞奨励賞

核融合研究開発部門

【中期計画】国内連携・協力では、核融合エネルギーフォーラム活動を通して大学・研究機関・産業界の意見や知識を集約してITER 計画及びBA 活動に取り組み、国内核融合研究との成果の相互還流に努める。

（1） 開催実績と運営支援

第 2 期中期目標期間内に、延べ 290 回の会合（予定や合同開催、共催、協力を含む）の開催を支援し、核融合エネルギーフォーラムの円滑な運営に資した。平成 22 年度から平成 26 年度について、運営会議をのべ 10 回、ITER・BA 技術推進委員会を 26 回、ITER 設計評価検討ワーキンググループ（WG）を 6 回、ITER 科学技術検討評価 WG（平成 24～26 年度）を 14 回、調整委員会を 15 回、吉川允二核融合エネルギー奨励賞選考委員会（次年度選考委員会設立準備会合を含む）をのべ 8 回、ITER 科学・技術意見交換会をのべ 2 回開催した。調整委員会下にある専門クラスター活動では、期間内にクラスター幹事会（サブクラスター幹事会を含む）をのべ 57 回、合同開催を含めサブクラスター関連会合をのべ 145 回開催して、核融合エネルギーフォーラム活動の着実な遂行に寄与した（平成 26 年度末までに全体会合など今後 16 回の会合を開催する予定）。

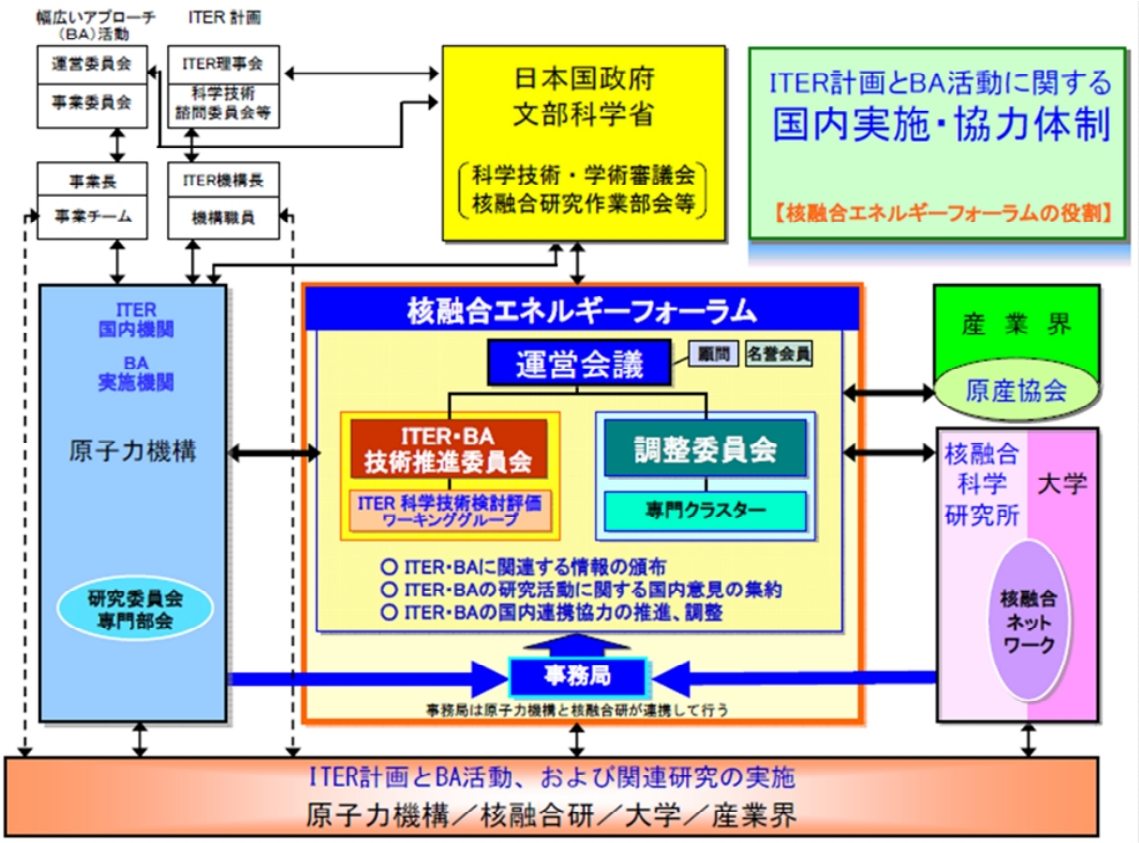


核融合エネルギーフォーラムの構成（平成 26 年度）

核融合研究開発部門

（２）ITER 計画と BA 活動における産官学に跨る意見集約

核融合エネルギーフォーラム ITER・BA 技術推進委員会は、大学、研究機関、産業界代表を含む国内専門家と文部科学省で構成される。大学や研究機関からの参画にあたっては、組織、地域、専門分野などの視点も加味して全日本的な枠組みを構築している。運営にあたっては、核融合科学研究所と連携しつつ、原産協会や文部科学省と必要な調整を行い、ITER 理事会（IC）の諮問組織である科学技術諮問委員会（STAC）及びテストブランケット・モジュール計画委員会（TBM-PC）、また ITER 機構（IO）のもとでの国際トカマク物理活動（ITPA）や ITER 研究計画（IRP）専門家会合、並びに BA 活動の運営委員会（BA-SC）や事業委員会（BA-PC）などに係る、特に技術的案件について、委員長を補佐して議題を適切に設定するとともに、国際スケジュールに沿って委員会の開催日程を定めた。特に STAC への対応については、同会合前に本委員会を開催して（5 月、10 月）、必要な周知と確認を行っただけでなく、専門クラスター会合での幅広い議論や検討の蓄積を背景に、IC からの委任事項について国内専門家の幅広い意見の聴取やその集約に努めるとともに、専門的な指摘や具体的な対応を整理して日本からの STAC 参画を効果的に補助した。



ITER 計画と BA 活動の国内実施・協力体制

核融合研究開発部門

ITER・BA 技術推進委員会を通じたこのような STAC への効果的な対応を可能にするため、平成 24 年度から「ITER 科学技術検討評価 WG」を発足させた。同 WG は、STAC 委員と ITER 研究計画（IRP）専門家会合メンバー及び ITPA 調整委員会メンバーを中心に構成するとともに、議題に応じて密接に関連する専門家を招聘し、事務局には STAC 専門家と ITER 国内機関（JADA）専門家も加えた。この結果、IC からの委任事項に関する内外の情報を早い段階から収集・分析し、国内専門家の意見を集約させた戦略的な考え方を迅速かつ効果的に整理できるようになった。また、STAC だけでなく、IO が関与する ITPA 会合や IRP 会合、及び関連する国際専門家会合にも適切に対処することが可能になった。

一方、調整委員会では、継続課題である ITER 計画と BA 活動を通じた若手人材の育成・確保に関する検討を引き続き進めるとともに、各専門クラスターの活動実施予定と活動状況を定期的に確認しながらフォーラム活動に係わる調整を行った。平成 25 年度からは ITER の工学設計だけでなく、実験運転を含めた幅広のボトムアップの意見集約と意見交換を行う場として、従来、炉工学クラスター活動の一環として開催されてきた「ITER 工学設計意見交換会」を発展させた「ITER 科学・技術意見交換会」を調整委員会の下に新設し、平成 25 年度及び平成 26 年度に各 1 回の会合を開催して ITER の研究計画、初期取り付けダイバータ材の選択、設計成熟度、炉内コイル等について STAC での最新の情報を発信するとともに、国内専門家による裾野を拡げた議論を背景とした意見の集約を図った。

専門クラスター活動については、第 2 期中期目標期間内に以下の活動を行うとともに、各クラスター活動推進のための構成変更を進めた。

○社会と核融合クラスター（平成 26 年度に社会連携・企画クラスターに改称）

核融合エネルギーの社会の理解を高めるため、「全体企画」、「社会と科学」、「広報」、「実用化戦略」の４つのサブクラスターの下で活動を進め、それぞれ、全体会合（第 5 回～第 7 回）と ITER/BA 成果報告会（2012 年及び 2013 年）の企画案の検討、ITER 機構の日本人職員からのメッセージ発信、Web の活用の検討、原型炉設計意見交換会の開催による原型炉の研究開発に対する国内意見の聴取を進めた。平成 26 年度からは「社会連携・企画クラスター」に改称し、「全体企画」、「社会と科学」、「広報」の３つのサブクラスターの下で、核融合エネルギーの社会の理解と支持を得るための活動、次世代を担う人材育成に向けた活動の支援、関連する学協会や研究機関のアウトリーチ活動との連携、核融合エネルギーや ITER への理解を広めるための ITER/BA 成果報告会の企画検討や広報活動を進めた。

○実用化戦略クラスター（平成 26 年度に新設）

平成 22～25 年度の期間は、社会と核融合クラスターの「実用化戦略サブクラスター」として大学、研究機関、産業界が参加する「原型炉概念設計共同検討会」の開催を通じて、核融合エネルギーの実用化に向けた国内の幅広い取り組みや BA 活動 IFERC 事業原型炉設計・R&D 調整センターとの連携に係る活動などを支援した。平成 26 年度に BA 活動 IFERC 事業原型炉設計活動と連携しつつ、ITER 計画や JT-60SA 計画、LHD 等の最新成果を取り込んで核融合エネルギーの将来像を示し、技術面から核融合エネルギーの社会的受容性を高める検討を推進するため、社会と核融合ク

ラスターから実用化戦略サブクラスターを分離して「実用化戦略クラスター」を新設した。平成 26 年度は、クラスター幹事会を開催して体制整備を進めるとともに、「DEMO 設計」、「ロードマップ」の２つのサブクラスター」の下で「DEMO 設計意見交換会」と「ロードマップ意見交換会」を開催して、BA で実施されている原型炉設計の成果をコミュニティにフィードバックと原型炉設計への認識の共有化、並びに BA 活動後の原型炉に向けた体制下におけるロードマップの見直しや技術課題の整理を進めた。

○プラズマ物理クラスター

国内の研究成果を ITER 計画と BA 活動に反映する役割を担うプラズマ物理クラスターでは、プラズマ物理クラスターだけでなく社会と核融合クラスターと炉工学クラスターを横断する形で JT-60SA 研究計画について国内専門家による議論と意見の集約を日欧協議に入る前に効率的に進め、各専門領域の国内専門家から寄せられた合計 39 件のコメントは ITER や原型炉の課題解決に必須な JT-60SA での研究項目と実施計画を一層具体化した JT-60SA 研究計画（第３版）の作成に大きく貢献した。また、国際トカマク物理活動(ITPA)トピカルグループと連携して関連サブクラスターや炉工学クラスターと合同会合を開催し、ITER の運転初期からタングステン・ダイバータを採用した場合の技術的問題など STAC での技術課題を中心に議論を進めた。

○炉工学クラスター

ITER 計画でのテストブランケット・モジュール（TBM）試験計画に関する TBM 計画委員会に全日本的に対処するため、TBM のポートマスター極及び固体増殖水冷却方式 TBM のリード極としての立場から、TBM に関わる取り決めの雛形の合意案と試験時の知財や賠償責任、廃棄物処理の在り方について核融合ネットワークと合同で TBM 計画委員会での我が国の対処方針について国内意見を集約した。また、BA 活動 IFMIF 工学実証・工学設計活動(IFMIF-EVEDA)事業の IFMIF 加速器、リチウムターゲット、試験施設の開発の現状についての情報を共有しつつ、工学実証試験や工学設計活動の進め方に関する議論を行った。

○シミュレーションクラスター

燃焼プラズマ物理と炉工学にまたがる理論･計算機シミュレーション研究の推進し、原型炉概念の構築と設計作業につながるコード開発戦略や大規模計算機の効率的利用に関する国内の意見集約を図ることを目的としてプラズマ物理クラスターのモデリング・シミュレーションサブクラスターを母体として平成 25 年度にシミュレーションクラスターを新設した。「核融合計算科学」、「炉心プラズマモデリング」、及び「炉工学炉材料モデリング」の３つのサブクラスターを設置して活動を開始し、幹事会及びサブクラスター会合を開催してクラスター体制の整備を進めるとともに、BA 活動に基づくスパコン（IFERC-CSC Helios）を用いたシミュレーション活動に関する課題を中心に、情報交換、議論、意見集約を進めた。

（３）ITER 計画と BA 活動に係わる産学官の連携協力と成果の相互還流の促進

核融合エネルギーフォーラムの様々な活動を通じて、大学･研究機関、産業界、ITER

計画の国内機関及び BA 活動の実施機関の間で関連する最新の情報や成果の共有を図った。専門クラスター活動では、国内の学術基盤や産業基盤との有機的な連携協力についての議論を効率的に進めた。また、ITPA 活動と BA 活動の進捗に合わせた適切なタイミングで専門クラスター会合を開催し、両活動に係わる必要な周知と意見交換などを行った。これらの結果、国内核融合研究との成果の相互還流を促進し、今後に向けて必要な検討の蓄積に寄与した。また、BA 活動に関連して実施機関が行う委託研究や共同研究については、専門クラスター活動を通じて、活動内容の周知や必要テーマの事前聴取、意見交換などを行い、協力分担や進め方などを具体的に調整するとともに、双方での成果の共有と蓄積を円滑かつ効率的に進めた。但し、相手先の選定にあたっては、核融合エネルギーフォーラムと核融合ネットワークの代表で構成する、「サテライト・トカマクに係る合同作業部会」、「原型炉設計に係わる合同作業会」、「原型炉工学 R&D に係わる合同作業会」、「IFMIF-EVEDA に係わる合同作業会」を設置してそれぞれ必要な対応をはかるともに、その結果を調整委員会で逐次確認することによって高い透明性と公平性を確保しつつ着実な実施に寄与した。

一方、大学、研究機関、産業界代表を含む国内専門家と文部科学省で構成される ITER・BA 技術推進委員会では、BA 活動に係わる委託研究や共同研究の公募開始に先立って、それらが国内の学術基盤や産業基盤との連携協力に繋がる重要性に鑑み、役割分担や有機的連結などについての調整を円滑に進め、連携協力のもとでの BA 活動の国内実施の効果的な推進に寄与した。

（４）ITER 計画と BA 活動に関連する情報頒布と核融合エネルギーへの理解増進

ITER 計画と BA 活動の３事業の実施状況や検討課題について、ITER・BA 技術推進委員会だけでなく、該当する専門クラスター活動を通じて関連する情報を適確に提供し、対応するサブクラスターでの検討の蓄積に寄与した。また、核融合エネルギーフォーラムのホームページは核融合コミュニティ内の交流拡充や一般アクセスに対する魅力を高めて核融合エネルギーへの幅広い理解や裾野拡充などをはかる重要なツールと位置付けられることから、平成 22 年度から、利便性、セキュリティ、維持・運営管理などの視点からの分析に着手し、問題点を摘出して、その解決に必要な新機能追加を含む具体的な改良内容を決定し、段階的にホームページの改良作業を進めた。平成 26 年度７月までにトップ画面の改造、セキュリティの強化、ユーザーインターフェイスの改良等をほぼ完了し、会員自身がホームページにアクセスして会員登録および登録内容の更新が可能なオンラインシステムを構築した。

核融合エネルギーフォーラムの全体会合を 3 回（平成 23 年度、平成 24 年度、及び平成 25 年度）開催し、公開シンポジウムや若手討論会を通じて核融合エネルギーの実現に向けた研究開発の意義と期待、将来像について外部の有識者・専門家に意見を頂くとともに、核融合原型炉開発の在り方や実施体制、核融合の意義や位置付け、社会へのアピール、人材の確保と育成、産業界の参画の促進等について活発な意見交換を行った。

ITER 計画と BA 活動により着実に進展している核融合エネルギーの研究開発状況と、国際協力における日本の貢献や今後の役割、並びに国・自治体・研究機関・大学・

産業界が協力して推進する核融合エネルギーの実現に向けた取り組みを広く紹介するために、「ITER/BA 成果報告会」を 2 回（平成 24 年度及び平成 25 年度）開催した。平成 24 年度に社会と核融合クラスターの主催で原子力機構と連携しつつ、原子力学会とプラズマ・核融合学会の協賛を得て開催した「日本の未来を拓く核融合 -ITER/BA 成果報告会 2012-」では、報告会と並行して会場ロビーで産業界や大学・研究機関、及び自治体によるパネルや機器などの展示を実施し、産業界と学生を中心に 467 名の参加を得て核融合エネルギーへの理解を高めることができた。
平成 25 年度には原子力機構の協力の下、原子力産業協会、原子力学会、プラズマ・核融合学会の協賛、並びに文部科学省の後援を得て ITER 計画及び BA 活動における日本の貢献と今後の役割について、特に地元自治体や国会議員、マスコミ関係者の理解を得ることを目的に核融合エネルギーフォーラム主催の第 7 回全体会合の第 2 部として「無限の未来を切り拓く核融合エネルギー －ITER/BA 成果報告会 2013-」を開催し、479 名の参加者（国会議員 6 名、議員秘書 2 名、関連行政府、自治体及び大使館 33 名、NHK エンタープライズや日本経済新聞などプレス関係 8 名を含む）を得て成功裏に終了した。

（５）若手研究者・技術者の優れた活動の顕彰及び支援

第 2 期中期目標期間を通じて毎年、若手研究者・技術者による優れた成果と優れた成果が見込まれる研究開発活動を顕彰する「吉川允二核融合エネルギー奨励賞」の募集を継続して実施し、平成 22 年度：6 名、平成 23 年度：13 名、平成 24 年度：9 名、平成 25 年度：8 名、平成 26 年度：7 名の応募を得た。選考委員会での審査及び候補者推薦、調整委員会での採択、及び運営会議への報告・確認をもって各年度の受賞者（平成 22 年度：3 名、平成 23 年度：5 名、平成 24 年度：3 名、平成 25 年度：4 名、平成 26 年度：2 名）を決定した。核融合エネルギーフォーラムからの推薦にもとづいて原子力機構が実施する受賞者への研究助成を支援するとともに、授賞式を各年度の全体会合で行った。平成 26 年度の授賞式は、第 8 回全体会合で執り行う予定（3 月）。

若手研究者の育成活動の一環として、第 7 回全体会合（平成 25 年 11 月）では国内企業の先端技術開発の状況や他分野への技術波及、必要とする人材などについて、学生及び大学院生による企業へのアンケート調査を実施し、若手研究者と産業界との交流促進の場を提供した。

＜特記事項＞

○ 文部科学省の要請を受け、ITER・BA 技術推進委員会で国内の学術研究基盤や産業技術基盤とも密接に連携しつつ幅広く意見の集約を行って ITER の建設に向けた設計に対する全日本的な評価を行った。その結果、原子力委員会核融合会議 ITER・EDA 技術部会報告書（2001 年）の続刊と位置付けされる国内評価報告書「ITER ベースライン文書に関する科学技術面の評価報告書」を取り纏め、核融合エネルギーフォーラム議長名で文部科学省に提出した（平成 23 年 3 月）

核融合研究開発部門

○核融合エネルギーフォーラムが平成 22 年度に自主的に取り纏め文部科学省に提出した提言「原型炉に向けた核融合研究開発の具体化について」は、平成 23 年度から審議が始まった科学技術・学術審議会下の核融合研究作業部会（文部科学省）の主議題「今後の核融合研究開発の在り方」において、必要な検討項目とその視点を与える基礎資料として活用され、円滑かつ効率的な審議に貢献した。

○平成 24 年度には、23 年度に引き続き、科学技術・学術審議会下の核融合研究作業部会（文部科学省）の主議題「今後の核融合研究開発の在り方」において、文部科学省事務局の求めに応じて、核融合エネルギーフォーラムが平成 22 年度に自主的に取り纏め文部科学省に提出した提言「原型炉に向けた核融合研究開発の具体化について」で示した緊急性と重要性が高い課題に関する専門家ヒアリングに協力するとともに、同部会報告書「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の進め方について」に対する若手研究者・技術者の集約意見の反映についても協力し、同部会の円滑な審議と効率的な報告書取り纏めに貢献した。

核融合研究開発部門

事後評価用研究開発実績

２．研究開発課題：炉心プラズマ研究開発

研究開発進捗状況、成果の発現状況

【中期計画】国際約束履行に不可欠な国内計画（トカマク国内重点化装置計画や増殖ブランケット開発等）を含めた炉心プラズマ及び核融合工学の研究開発を実施し、BA 活動と連携してITER 計画を支援・補完するとともに、原型炉建設の基盤構築に貢献する。トカマク国内重点化装置計画として、JT-60SA で再使用するJT-60 既存設備の保守・改修、装置技術開発・整備を、サテライト・トカマク計画事業のスケジュールと整合させながら継続する。

JT-60 装置の本体周辺設備(計測架台、計測機器、RF 加熱装置、ガス循環系等)及び本体部の解体・撤去を計画どおり平成 24 年 10 月に、事故など無く安全に完了した。その後、完成した下側 EF コイル 3 体を平成 26 年 1 月にクライオスタットベース上に仮設置し、真空容器及び真空容器サーマルシールドの組立のための組立架台を組み上げ、完成した真空容器セクターを設置してセクター間溶接を開始した。JT-60SA で再使用する既存設備の点検・維持・保管運転を計画どおり実施している。

また、中性粒子ビーム入射加熱装置や高周波加熱装置について、その機能を JT-60SA の仕様に整合させるための技術開発を行い、前者では JT-60SA に向けた負イオン生成技術の開発、後者では高パワー長時間発振の最高値の更新(100MJ)等の顕著な成果を得た。CO2 レーザー干渉・偏光計システム用のレーザーモニター装置の開発（特許申請）やトムソン散乱計測システムの集光光学系の光学設計の改良等、JT-60SA 用プラズマ計測装置の開発を進めた。

機器改修に関する調達についても、全て計画どおり進んでいる。中性粒子ビーム加熱装置に関しては、電源改造に要する増設建屋(インバータ棟)を竣工するとともに、増設インバーター電源盤の製作及び既存制御盤の改造を完了した。高周波加熱で用いる複数周波数ジャイロトロン(110GHz、138GHz)の機器製作を完了し、２つの周波数(110GHz、138GHz)で必要となる 1MW の高出力を 100 秒間を維持できることを確認した。プラズマ着火用高電圧発生回路や制御機器に関する契約を締結し、機器が納入されるとともに、制御ソフトウェアの開発を進めた。ダイバータカセットに組み込むプラズマ計測機器であるダイバータ静電プローブの機器製作を行い、製作を完了した。

＜JT-60 装置の解体・撤去＞

平成 22 年度前半で JT-60 周辺設備の計測設備や再使用しない加熱装置等を解体、撤去した後、平成 22 年度後半～平成 24 年度前半に亘り、JT-60 本体の解体を実施した。星形トラス（梁)、上架台、トロイダル磁場コイル、真空容器（ポロイダル磁場コイル含む)、下架台、基礎架台、支持柱と上部から順にこれらの大型重量構造物を解体・

撤去し、平成 24 年 10 月に本体装置中心部を更地化し、約 3 年間に亘る JT-60 本体の解体作業を無事故、無災害で完遂した（図 1）。

図 1　JT-60 装置の解体完遂

鍵となる解体作業は総重量 320 トンになる、ポロイダル磁場コイル（導体は無酸素銅製、支持固定部は高マンガン鋼製）が組み込まれた真空容器（インコネル鋼板による二重壁構造）の撤去であった。建屋のクレーン性能(250 トン)の制限から、真空容器を 2 分割に切断する必要があり、通常、異種金属材質毎に切断工具を選択して行うのが一般的であったが、これを乾式ダイヤモンドワイヤソー(図 2、図 3）を用いて一括で切断する手法を検討、採用し、切断時間を大幅に短縮した。解体品の総数は約 13000 個、総重量は約 5400 トンに達した。放射化物扱いの大型構造物は JT-60 機器収納棟に搬入、保管し、その他は海上コンテナに保管している。

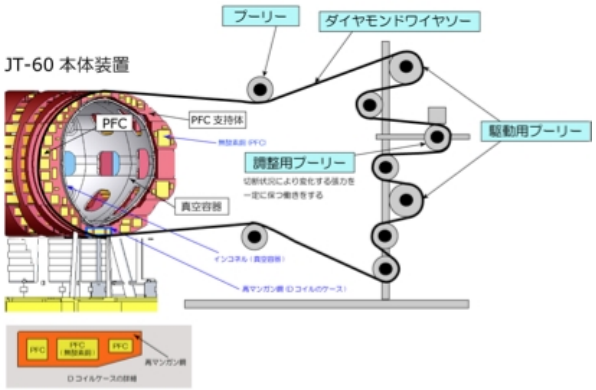


図 2　ダイヤモンドワイヤソーによる切断のイメージ

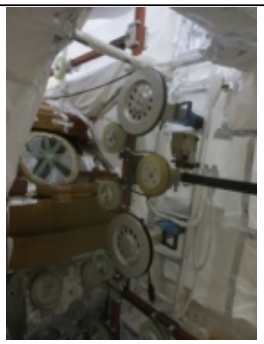


図 3　ダイヤモンドワイヤソーによる切断（プーリの配置とワイヤ掛け）

＜真空容器及び真空容器サーマルシールドの製作組立＞

平成 26 年 1 月に JT-60 実験棟組立室壁の切り欠き部（高さ 14 m、幅 2.6 m）に沿って､2 本の下部レールと 1 本の上部レールを用いて下側平衡磁場コイル(EF5、EF6）を搬入し（図 4)、下側平衡磁場コイル 3 体（EF4、EF5、EF6）を吊り治具で水平状態に吊り上げて、クライオスタットベース上に移動、ボルトで固定し、仮

設置を完了した(図 5)。装置本体を組み立てるための組立架台を設置を完了した後、真空容器 40 度セクター2 体を接続して 80° セクターにするセクター間溶接を、平成 26 年 7 月に開始した(図 6)。溶接にあたっては、真空容器セクター製作時の溶接変形データを参考に、最終的な溶接変形を予想しながら開先条件を定めることで、ねじれやゆがみのない、中心方向に約 4 mm の一様な熱収縮となる溶接接続を実現した。同年 11 月までに 2 組目のセクター間溶接を終了し、更に 3 組目の 40 度セクター2 体 (計 240 度分) をクライオスタットベース上に仮置きした (図 7)。平成 27 年 3 月までには、合計 3 組の真空容器セクター間溶接を完了させる予定である。

図 4　平衡磁場コイル EF6 の搬入

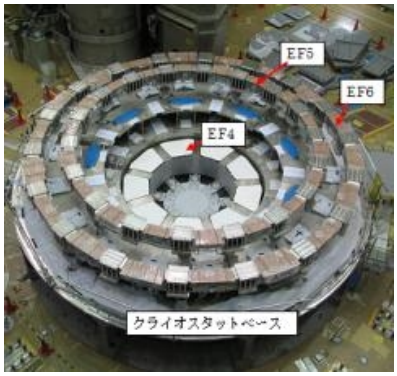


図 5 下側平衡磁場コイル 3 体仮置き完了

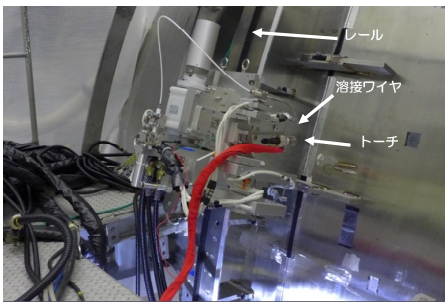


図 6　40 度セクター間のロボット溶接

図 7　組立架台と 40 度セクター6 体 (240 度分) の真空容器仮置

＜JT-60SA に向けた高周波加熱装置の開発・製作＞

開発の主要課題としてジャイロトロンの高出力化および長パルス化に取り組んだ。まず JT-60 用 110GHz 単一周波数ジャイロトロンを用い、電子ビームピッチ角の高速制御により高い発振効率を得る手法を開発することで、平成 22 年に 1.5MW 4 秒間の高出力を得た (図 8)。さらにジャイロトロン内モード変換器の改良によって高周波損失を減らし、平成 24 年に 1 MW 70 秒間並びに 1.4MW 9 秒間の長パルス化に成功した。平成 23 年からはトカマクの複数の磁場強度においてサイクロトロン共鳴加熱を可能とし JT-60SA の多彩な実験に対応できる、2 周波数ジャイロトロ

ンの開発に着手した。発振モード選択と共振器設計の最適化に加え 2 周波数の両方で高周波損失を抑える設計により、JT-60SA 向けに製作した初号機（図 9）において、平成 26 年に 1 MW 100 秒間の出力を両方の周波数で得ることに成功した。これにより中期計画最終年度の目標としていた 1 MW 1 分間の出力を上回るだけでなく、JT-60SA に向けた本ジャイロトロンの開発目標を計画前倒しで達成することができた。さらに今回の成果は、1 MW 級の 2 周波数ジャイロトロンにおいて 100 秒を超える長パルス化が可能であることを世界で初めて実証したものである。ジャイロトロン以外の重要機器であるランチャーおよび伝送機器の開発も計画通り順調に進捗した。

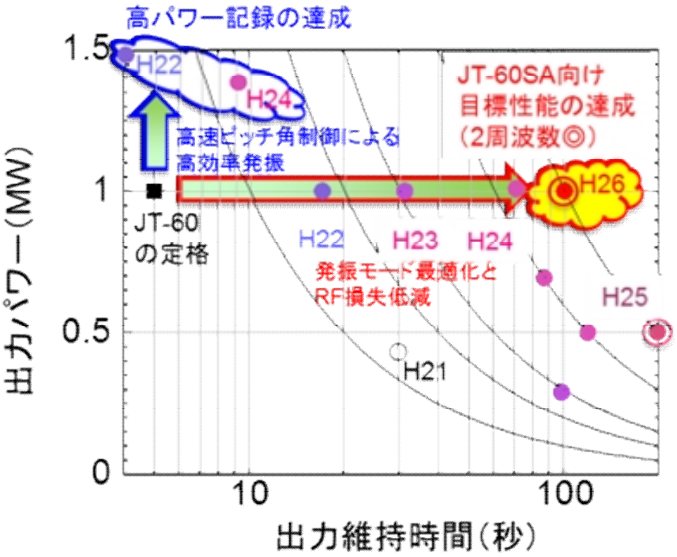


図 8 ジャイロトロンの高出力化および長パルス化の進展

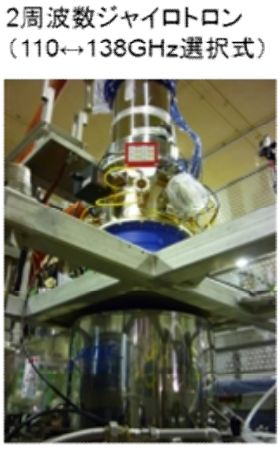


図 9 JT-60SA 向け目標を達成した 2 周波数ジャイロトロン初号機

＜中性粒子ビーム入射装置の開発・整備＞

中性粒子ビーム入射(NBI)装置のビーム入射時間を従来の 10-30 秒から 100 秒へ、繰り返し率を 1/60 から 1/30 へ増力するために、電源設備の改造を実施した。既存設備で使用している GTO（gate turn off thyristor）インバーター回路に 9 面の IEGT（Injection Enhanced Gate Transistor）インバーター回路を並列に新規増設することに平成 22 年度着手し（図 10）、平成 25 年度に完了した。また、平成 24 年度にインバーター回路の増設作業

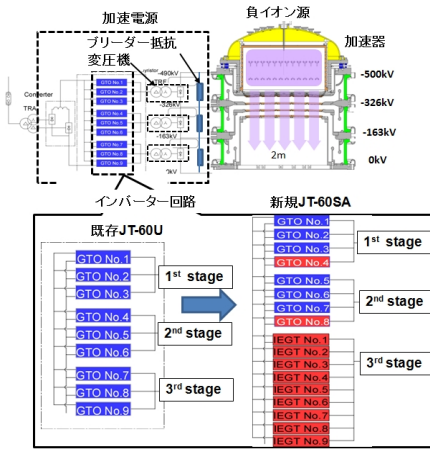


図 10　N-NBI 用加速電源改造

を実施するとともに、平成25年度には、高効率プラズマ電流駆動の実現に向けて、負イオンNBI装置の入射位置を従来より55cm下げるためのビームライン（イオン源タンク、中性化セル及びイオンダンプで構成）の改造を実施した。

また、N-NBI 装置の心臓部である負イオン源における大電流負イオンビームの長パルス生成に関する開発研究を進めた。負イオン源の磁場構造を従来の横磁場フィルター方式からテント型方式に改良することにより、非均一であった負イオン源内の負イオン生成分布を改善し、短パルス（1 秒）ではあるがビーム電流値を従来の 13A から、JT-60SA の要求値（22A）を越える 32A に増加させることに成功した（図 11）。さらに、負イオンの生成に不可欠なプラズマ電極の高温（約 200℃）維持に対して、高温仕様プラズマ電極と温度調整器を新規に開発し、プラズマ電極の長時間一定温度制御を実現した。この結果、磁場構造を改造した負イオン源と組み合わせ、現在までに 15A の大電流負イオンビームを 100 秒間生成に成功した。本成果は、10A を超える大電流負イオンの長時間生成を世界で初めて実証したものである。

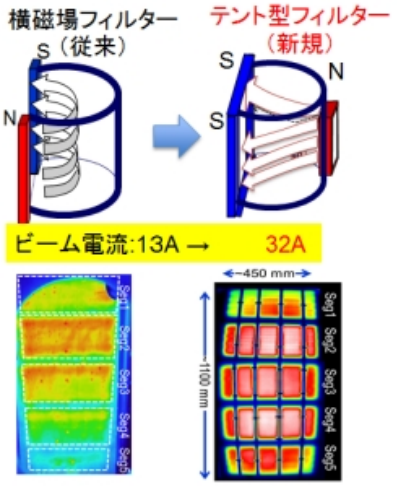


図 11

左：改造前の磁場構造及びビーム強度分布
右：改造後の磁場構造及びビーム強度分布

＜磁場コイル用電源設備・制御系の製作＞

磁場コイル電源は、基本的に欧州側が新製機器を担当し、日本側は主にユーティリティの整備やサブシステム全体の制御保護システムを担当することになっている。このため、①JT-60SA の運転に必要な交流電源系の整備、②トカマク本体の超伝導コイル・容器内コイルと電源を結ぶ DC フィーダの製作、③無停電電源などを含む補助電源システムの整備、④平衡磁場コイル用のプラズマ着火用高電圧発生回路の製作、⑤磁場コイル電源システムの制御保護システムの整備、⑥JT-60SA 全体の統括制御システムの開発、などを原子力機構で推進する必要である。

上記の内、①に関しては初期実験に必要な配電系統の整備を行っており、平成 26 年度内に完了する見込みである。また、来年度に実施する予定の電動発電機の整備に関する仕様作成を進める。②については、電源機器の置かれる建屋内分の設計製作に関する契約を締結し、現在据付作業中である。次期中期計画期間中に、残る建屋間および本体室内の整備を行う予定である。③については 4 件に分割して契約し、すでに本格的な据付調整作業が行われている。このうち 2 件については平成 26 年度内に完了する予定で、残りも平成 27 年度の上期に完了の見込みである。④に関しては、全部で 6 体の平衡磁場コイルの内、4 体については既存サイリスタ電源を改造・再構成し、ブースター電源として使用することで対応することにした。残る 2 体分については、セントラルソレノイドと同様の直流遮断器と

抵抗の組み合わせによる方式とした。いずれもすでに契約は完了し、後者については平成 26 年度内に機器が納品される予定である。⑤については、欧州側の機器の設計が確定するのを待つ必要があり、検討状況は予備的な段階であるが、方向性は合意されつつある。⑥は、旧 JT-60 全系制御システムの構成をベースとしながらも、最新の技術や知識を活用したシステムにバージョンアップさせるものである。すなわち、Linux や新リアルタイム OS を採用することを決定した。現在は、主に放電制御システムの根幹部分を重点的に製作中である。

＜ダイバータ静電プローブの製作＞

ダイバータ静電プローブは、ダイバータプラズマの電子温度、電子密度の計測やセパラトリクス位置計測のためにダイバータカセットに設置される。ダイバータカセットには冷却配管が取り付けられているため、ダイバータカセット端部に取り付ける方式とした（図 12）。プローブ基部の幅を広げて 1 MW/m2 x100 秒および 10 MW/m2 x5 秒の熱負荷でセンサーヘッド及び電極が健全になるように設計した。平成 23 年度に全数（4 トロイダルセクション、トロイダルセクションあたり 44 本）のプローブの製作を完了した。

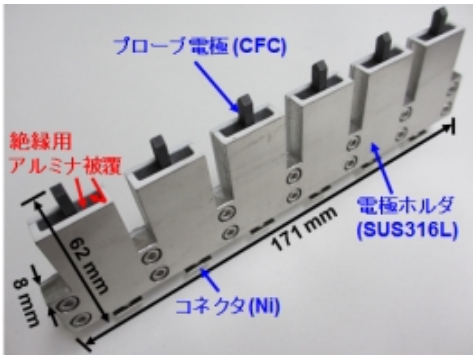


図 12　ダイバータ静電プローブ

＜冷凍機・電源機器建屋の整備＞

冷凍機を設置するヘリウム圧縮機棟の建設を、平成 26 年度末の竣工に向け、進めている。また、電源機器建屋の整備は、実験棟増設部の RV 室屋上にクエンチ保護回路の放電抵抗を設置するための工事と、主に整流器棟内に新製機器を据え付けるための床面改修工事である。2 件ともすでに工事は完了し、前者に関しては県による検査も終了した。

＜JT-60SA に向けたレーザを用いたプラズマ計測装置の研究開発＞

JT－60SA では、接線入射の CO2 レーザー干渉計及び偏光計により、線積分プラズマ電子密度計測を行う。レーザー干渉計に関しては、平成 24 年度までに、2 次元強度分布とレーザー波長の時間変化を同時に測定可能な CO2 レーザーモニタ装置を開発し（平成 24 年 12 月 11 日特許出願）、2 波長干渉計のプロトタイプを完成した（図 13 参照）。プロトタイプでの実験から、レーザーの励起方式として RF（水

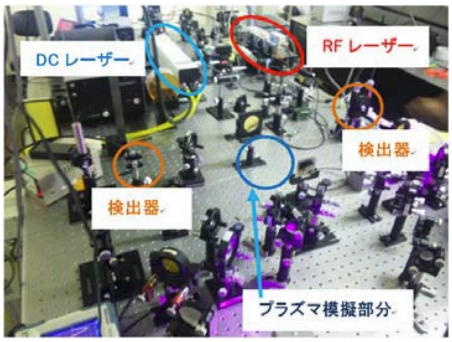


図 13　2 波長干渉計のプロトタイプ

冷）方式を実機用に選定した。平成 26 年度末までに、実機用の 50W の CO2 レーザーを用いて、波長と出力の長時間安定性試験と光軸位置安定化装置の開発を進める。また、レーザー偏光計に関しては、回折格子の回折効率が入射光の偏光状態によって異なる性質を利用し、偏光角を拡大して電子密度計測の分解能を向上できることを実証した（平成 26 年 4 月 17 日特許出願）。

JT60SA レーザー・トムソン散乱計測では、電子温度、密度分布を高空間分解能で計測する。高い電子温度計測に対応するために、広い波長帯に対応したプラズマ中心計測用とプラズマ周辺計測用の集光光学系の光学設計を完了した。

＜赤外・可視共存型 TV カメラ計測用エンドスコープの光学設計＞

JT-60SA では、プラズマ・壁相互作用の監視用に、第一壁およびダイバータ部からの赤外光に加えて、同じ視野でプラズマの可視光を測定する赤外・可視共存型 TV カメラを計画している。広い視野領域で赤外光及び可視光を同時に効率よく観測できる赤外・可視共存型 TV カメラ用の集光光学系の光学設計を完了した。

＜特記事項＞

解体品総数約 13000 個、総重量約 5400 トンという JT-60 本体の解体において、原子力機構関係者及び受注メーカーが、各種会議等で密な情報共有を図る体制を構築し、高い安全意識を持って作業を行った結果、延べ約 4 万人日に及ぶ作業を無事故・無災害で実施できた。JT-60 のような大型核融合装置の解体は、これまで我が国では経験が無いことから、これらの解体で得られた知見は、今後の同種の設備の解体作業の基盤を与えるものであり、資料として保存管理するとともに、コミュニティーにも提供した。

負イオン源の開発研究に関して、第 8 回核融合エネルギー連合講演会優秀発表賞を受賞するとともに、JT-60SA に向けた負イオン生成技術の開発研究が評価され、平成 25 年度吉川允二核融合エネルギー奨励賞を受賞した。

「高速遮断機能を有する超高電圧・大容量の負イオン NBI 装置用加速電源の開発・実用化」の業績に対して、第 59 回電気科学技術奨励賞を受賞した。

耐熱性を有するフレキシブルな中性子遮蔽樹脂材の開発により、第 45 回日本原子力学会賞技術賞を受賞した。

JT-60 負イオン源長パルス試験装置を整備し、100 秒間の負イオンビーム生成を実証した。

高周波加熱装置の開発では、2 周波数ジャイロトロンにおいて、JT-60SA の目標値である 1MW、100 秒間出力のパワーを達成（世界記録）した。

核融合研究開発部門

【中期計画】ITER 計画に必要な燃焼プラズマ制御研究やJT-60SA の中心的課題の解決に必要な定常高ベータ化研究を進める。

JT-60 の実験データ解析を進めるとともに、JET（欧）、DIII-D（米）、ASDEX-U（独）、KSTAR（韓）等での比較実験や国際トカマク物理活動(ITPA)を展開した。これによって、高ベータプラズマの安定性、輸送特性、周辺ペデスタル特性、高速イオン挙動、不純物挙動とプラズマ壁相互作用、プラズマ運転制御等の炉心プラズマ研究のほぼ全ての領域で、ITER や JT-60SA のための中心的検討課題に関して世界の研究をリードする成果を挙げることができた。ITPA の国際データベース活動では、運動量輸送、高エネルギー粒子損失、電流駆動等の分野を主導した。これらはいずれも 20 代後半から 40 代半ばの若手の研究者が中心となって挙げた成果であり、ITER や JT-60SA の実験チームでの主導的研究者の育成を進めることができた。以上により、中期計画を達成した。

○ 高ベータプラズマの安定性

ベータ値はプラズマ圧力の指標（プラズマ圧力と磁気圧の比）である。核融合炉をコンパクト化して経済性を高めるため、あるいは磁気エネルギーを低減するため、そして自発電流割合を高めて定常運転を可能にするため、炉心プラズマの高ベータ化が必要である。しかしながら、到達可能なベータ値の上限は電磁流体不安定（MHD 不安定性）の発生で制限される。主要な MHD 不安定性は、抵抗性壁モードと新古典テアリングモードであり、両者について JT-60 のデータ解析と DIII-D 装置への実験参加を中心に研究を進め成果を得た。特に、以下に記す高エネルギー粒子が重要な役割を果たす高ベータプラズマにおける複数の MHD 不安定性間の相互作用は、原型炉の燃焼・高ベータプラズマに向けた新たな研究領域を開拓したことに大きな意義がある。

＜高ベータプラズマで電磁流体不安定性間の相互作用：JT-60 & DIII-D＞

JT-60 では、平成 20 年度に圧力限界近傍で高エネルギー粒子によって発生する不安定性(高エネルギー粒子駆動壁モード:EWM)を発見し、この不安定性が抵抗性壁モードを誘発することを示した。このようなプラズマにおける電磁流体力学的不安定性間の相互作用は、燃焼・高圧力プラズマの維持・制御に向けて極めて重要な課題であることから、さらに研究を進めた。その結果、平成 22 年度には、この EWM がエネルギーを放出する周辺局在化モード(ELM)を誘発することが分った。ここで誘発された ELM は、通常の ELM に比べて、エネルギーの放出が小さいことから、ELM 制御の新たな知見を与える現象と

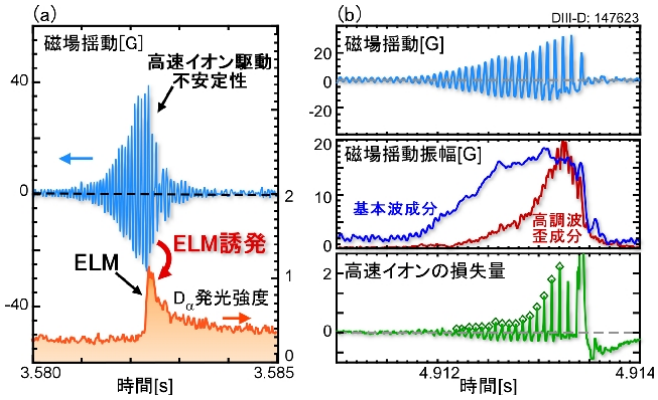


図１　(a)高速イオン駆動不安定性による ELM 誘発現象。(b)高速イオン駆動不安定性の磁場揺動、その基本波成分及び高調波歪成分、高速イオン損失量の時間変化。

して注目された。この現象は EWM によって増加した高エネルギー粒子の輸送により、周辺のプラズマ圧力が局所的に増加した結果であると考えられた。そこで、平成 23 及び 24 年度には、米国の DIII-D 装置との国際比較実験を行い、同様の現象を観測するとともに、JT-60 では装備されていなかった高速イオン計測により、この ELM 誘発現象は高速イオン駆動不安定性によって高速イオンが周辺部に輸送されたことで引き起こされたことを明らかにした。図 1 は DIII-D での実験結果であり、高速イオン駆動不安定性の磁場揺動振幅が大きくなると高速イオンの損失量が増え、つまり高速イオンが周辺部に輸送されて、ELM が誘発されることを観測した。特に、磁場揺動波形に歪みを生じさせる高調波成分が高速イオンの損失に関係することが明らかとなった。本成果は、燃焼高圧力プラズマにおける ELM の振る舞いに新たな知見を与える重要な成果であり、第 24 回 IAEA 核融合エネルギー会議において口頭発表に選出された。

〇輸送特性

ITER の重要物理 R&D 課題であり、また JT-60SA の研究計画の立案上の主要課題である以下の項目に注力した。i) 近年、炉心プラズマの輸送と MHD 安定性に大きく影響することが判明して来た「プラズマ回転」の決定機構、ii)これまでの大型トカマク実験領域と異なり ITER や原型炉の燃焼プラズマで大きな課題となる「電子加熱」の理解、iii) ITER の初期運転（軽水素運転）や DT 運転の予測に必要な水素同位体による熱輸送特性の違い、である。いずれも JT-60 の実験解析によるものである。i)に関しては、さらに ITPA の国際データベース活動に発展させた。

＜プラズマ回転の決定機構を解明:JT-60、ITPA＞

a. 提唱した残留応力項で「自発回転」を説明し、プラズマ回転分布を再現:JT-60

ITER や原型炉の燃焼プラズマでは外部からの運動量注入が小さくなることから、外部からの運動量注入が無くてもプラズマが自然に回る「自発回転」の理解は極めて重要である。JT-60 では、平成 21 年度までに、この自発回転が圧力勾配にほぼ比例することを解明した。平成 22 年度には、この自発回転が圧力勾配に相関している実験結果と乱流が自発回転を引き起こすという理論的考えに基づき、自発回転を駆動する残留応力項として圧力勾配と運動量拡散係数の積である式を提唱し、実験のプラズマ回転分布を再現出来ることを示した（図２）。この結果は、JT-60SA、ITER 及び原型炉のプラズマ回転分布の予測と制御法の開発に重要な知見を与えるものである。

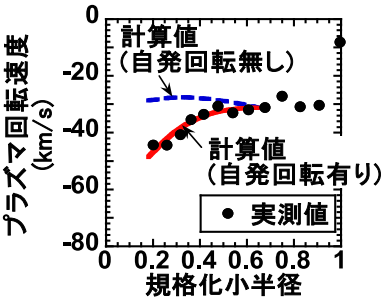


図 2　プラズマ回転の空間分布。提唱した自発回転を考慮した計算値(実線)と考慮しない場合の計算値(破線)と実測値の比較

b. 運動量輸送データベースの構築:ITPA

ITPA 輸送と閉じ込めトピカルグループにおいて当部門の研究者が企画・主導し、平成 21 年度より、「運動量の拡散係数と対流速度」の特性の理解と ITER での運動量輸送の予測に向けて、日・米・欧の 5 つの装置からデータを集め運動量輸送に関する初

の国際データベースの構築と解析を推進してきた。本データベースを用い、平成 22 年度には運動量の拡散係数と熱輸送係数の比は理論の予測とは異なりプラズマパラメタで変わりうることを示し、平成 23 年度には運動量拡散係数と熱拡散係数の比に関して規格化衝突周波数をパラメタとした 世界で初めてのスケーリングを構築した（図 3）。ITER での運動量輸送の予測や、運動量輸送特性の理解に貢献する重要な結果である。

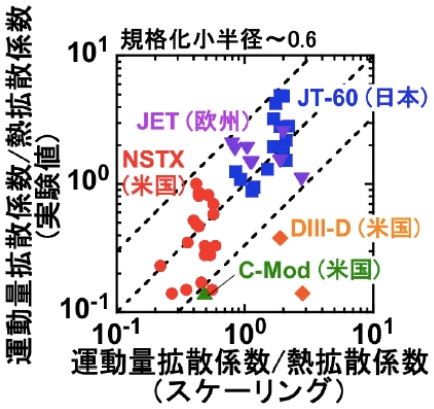


図 3 運動量拡散係数と熱拡散係数の比に関する導出したスケーリングと実験データの比較

＜水素同位体による熱輸送特性の違いを評価：JT-60＞

ITER の初期運転（軽水素運転）や DT 運転に向けて、H モードの熱輸送特性への水素同位体効果の理解は、極めて重要な課題である。しかしながら、これまでの解析は、国際データベースを用いた統計的な扱いのみで、輸送特性の体系的な比較研究はなされていなかった。そこで、JT-60 の典型的な H モード放電で、軽水素プラズマと重水素プラズマにおける熱輸送特性を比較した。平成 23 年度には、同じ加熱パワーに対して重水素は軽水素の 1.7 倍程度の蓄積エネルギーとなることを示した。このとき、約 1.7 倍の蓄積エネルギーは周辺輸送障壁部及びプラズマ中心部での熱輸送係数の違いに起因することが分かった。更に、平成 24 年度には、イオン温度勾配特性長が水素同位体質量の増加とともに縮小することを世界で初めて発見した。図 4 に示すように、ある一定のイオン温度勾配特性長（＝イオン温度／イオン温度勾配）におけるイオン熱拡散係数は、質量の小さい軽水素の方が約 2 倍程度増加し、一方で、ある一定のイオン熱拡散係数におけるイオン温度勾配特性長は、質量の大きな重水素の方が短いことを明らかにした。本研究は、エネルギー閉じ込め時間が水素同位体質量に対して正の依存性を有することの物理的理解を急速に進展させた成果であり、Physical Review Letters 誌（へ掲載されるとともに、第 24 回 IAEA 核融合エネルギー会議において口頭発表に選出された。

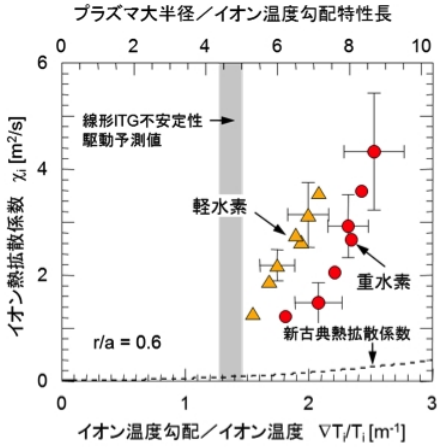


図 4 軽水素・重水素プラズマにおけるイオン温度勾配特性長とイオン温度熱拡散係数の関係。ハッチ領域は、イオン熱輸送を決定する要因の一つと考えられている線形 ITG 不安定性が駆動される予測値を示す。

＜電子加熱時の輸送応答の包括的評価：JT-60＞

現在までの多くの装置におけるプラズマ加熱は「イオン加熱」が主体であるが、ITER や原型炉の燃焼プラズマでは、アルファ粒子、高エネルギーの中性粒子ビーム（1MeV）

や電子サイクロトロン加熱(ECH)による「電子加熱」が主体となる。しかしながら、電子加熱時のプラズマ温度、密度、回転の時間・空間変化（応答）は明確ではなかった。その解明を目指し、JT-60 における ECH 時のデータを解析した。平成 25 年度には正磁気シア及び弱磁気シア放電を解析し、電子加熱により電子温度が上昇すると、その上昇後にイオン温度が減少すること、この減少はイオン温度勾配が急峻である半径位置より内側で起きること等が分かった。プラズマ回転に関しては、電子温度の上昇後に「自発回転」が誘起され、電子温度やイオン温度よりも遅い時定数で変化することもわかった。H26 年度は、正磁気シア、弱磁気シアに加え負磁気シア放電において、ECH に対するプラズマの応答特性を調べ、その物理機構の理解や効率の良い ECH 入射シナリオの開発を目指した。その結果、トロイダル回転速度シアが負の大きい値をとる条件では、電子サイクロトロン加熱時のイオン熱輸送の上昇が抑えられることを見出した（図 5）。本研究は、プラズマを構成する主要な全ての物理量の時間・空間応答を詳しく調べることで、電子加熱の影響に統一的な理解を与えた世界初の成果であり、第 25 回 IAEA 核融合会議で口頭発表に選出され、会議のまとめにも大きく取り上げられるなど高い評価を得た。

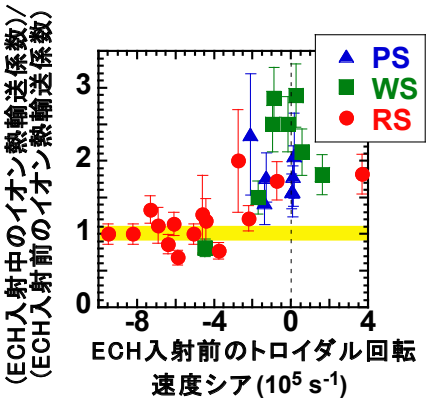


図 5　ECH 入射前のトロイダル回転速度シアと(ECH 入射中のイオン熱輸送係数)/(ECH 入射前のイオン熱輸送係数)の関係。正磁気シア（PS: ▲）、弱磁気シア(WS: ■)、負磁気シア（RS: ●）。

○ 周辺ペデスタル特性

ITER の標準運転モード（H モード）は、プラズマ境界近傍（ペデスタル部）で発生する“周辺部輸送障壁”と呼ばれる断熱層を利用する改善閉じ込めモードであり、ペデスタル部での到達圧力が H モードの閉じ込め性能を決定する。また、ITER では、周期的なプラズマ周辺部の崩壊現象(ELM)による熱負荷がダイバータ板の寿命を制限すると予想される。このため、良好なペデスタル圧力の維持と ELM 熱負荷の低減は ITER の最重要課題となっている。以下、この２点、及び H モード状態への遷移物理に関する代表的成果を記す。

＜許容されるトロイダル磁場リップルの評価：JT-60/JET 比較実験＞

H モードで必要とされる閉じ込め性能の達成に関して、許容できるトロイダル磁場リップル率を評価することは、ITER へのフェライト鋼設置位置および厚みを決める上で重要な課題であった。当部門の研究者は、国際トカマク物理活動(ITPA)のペデスタルトピカルグループにおいて、大型トカマク装置である JT-60 と JET（欧州）で比較実験を主導し、1%

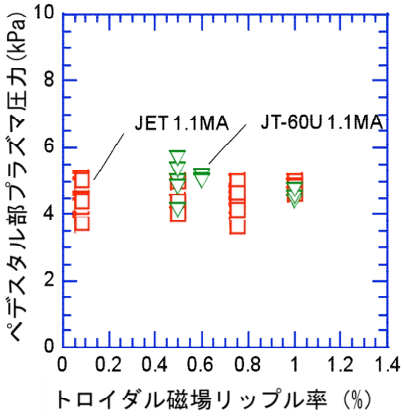


図 6 トロイダル磁場リップル率とペデスタル圧力の関係：JT-60 と JET の比較

以下のリップル率ではペデスタル圧力に対するリップルの顕著な影響がないという結果を得（図 6)、両装置の研究グループを代表して第 23 回 IAEA 核融合エネルギー会議で報告した（平成 22 年)。これにより、ITER の設計が妥当であり、磁場リップル率のペデスタル圧力への影響が小さいことが明らかとなった。

＜H モードプラズマ周辺部への電子サイクロトロン波入射による ELM 制御を実証：JT-60 ＞

JT-60 において、プラズマ周辺部に電子サイクロトロン波(ECW)を入射することによって、ELM の周波数（発生頻度）を増加させることが可能であること及び ELM 1 回毎のエネルギー損失を低減できること(図 7)を実証した（平成 23 年度)。ECW 入射だけでペデスタル部の蓄積エネルギーで規格化したエネルギー損失を、ITER の要求値である 0.01 以下にできているわけではないが、ITER の ELM 制御手法としての可能が国際トカマク物理活動ペデスタルトピカルグループで評価された。現在、ASDEX-U や KSTAR を用いた実験の企画が進んでいる。

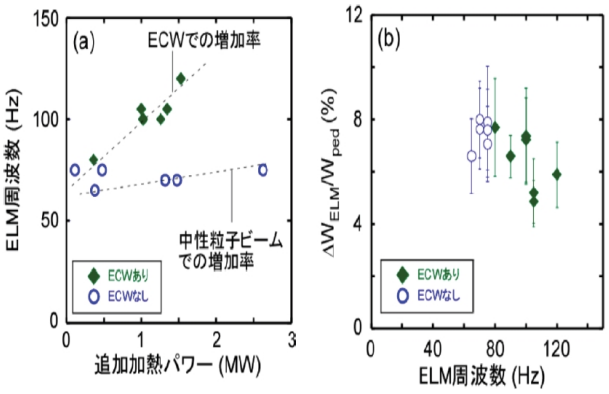


図 7 (a) ELM 周期の加熱パワー依存性(周辺 ECW 入射と NB 入射での違い) (b)周辺 ECW 入射の有無に対する ELM 周期と ELM エネルギー損失(ペデスタル部の蓄積エネルギーで規格化)

＜自発的・多段階で変化する電場構造を発見：JT-60＞

周辺輸送障壁の形成には、“電場”が重要な役割を果たしていることが理論的にも予測されている。JT-60 のプラズマ境界部における電場の詳細な時空間構造を高時間・空間分解能(2.5ms、1cm 以下)を持つ分光計測器のデータを用いて解析した。その結果、改善閉じ込めモードに関する従来の理論モデルでは予測できなかった電場の多段階的構造を発見した。改善モードへの遷移時刻で電場が発生して閉じ込め改善モードへの移行後に輸送障壁部の温度が上昇している途中で電場の強度が急激に変動する（約 2 倍）自発的な振る舞いが観測された(図 8：0.3～0.5 秒)。この結果は Physical Review Letters 誌に発表され（平成 23 年度)、国際的に高く評価された。

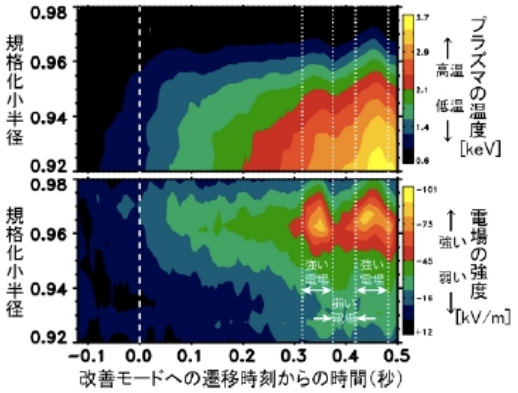


図 8 プラズマ温度（右上）と電場（右下）の時空間構造（等高線)。

○高速イオン挙動

高速イオン挙動の分野では、ITER におけるプラズマ制御法の評価に貢献することを目的に、中性粒子ビーム(NB)電流駆動、及び磁場擾乱の高速イオン閉じ込めに与え

る影響等の研究を進めた。

＜中性粒子ビーム電流駆動理論の検証と乱流の電流駆動への影響の評価:JT-60、ITPA＞

ITER において、NB 駆動電流が理論通りに流れるかはその目標のひとつである定常運転シナリオの実現に関わる重要事項である。ビームエネルギー(Eb)やプラズマパラメータが大きく異なる日米欧の 4 台の装置を活用して広範なパラメータ領域で NB 駆動電流分布を測定し理論の検証を行った。この研究は、ITPA 統合運転シナリオトピカルグループの国際装置間比較実験として、当部門の研究者が主導した。測定した NB 駆動電流は概ね理論計算と一致したものの、電子温度 Te やプラズマ圧力が高くなる場合に実験値が計算値よりも小さくなる傾向が見られた。そこで静電乱流による高速イオンの異常輸送の指標と考えられるパラメータ(Eb/Te)を横軸にとり、NB 駆動電流測定値の計算値からのずれを調べた(図 9)。ITER の運転領域の Eb/Te（～40）近傍では測定誤差の範囲内で理論値と一致するが、Eb/Te の減少とともに実験値が理論値に対して減少する傾向が見られる。この結果を当部門研究者がグループを代表して第 23 回 IAEA 核融合エネルギー会議（平成 22 年度）で報告した。

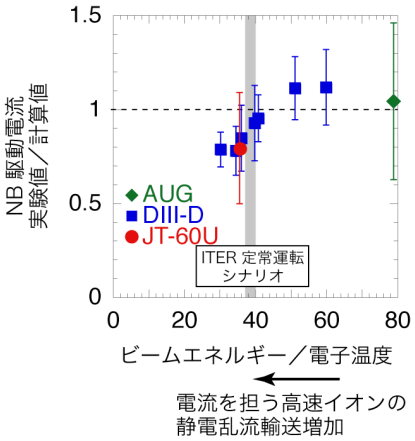


図 9 実験的に評価した NB 駆動電流と理論値との比の、NB 入射エネルギーと電子温度の比に対する依存性。

＜ITER における磁場擾乱の高速イオン閉じ込めに与える影響を評価:ITPA、ASDEX-U、KSTAR＞

ITER では、トロイダル磁場（TF）リップル、構造物に強磁性体を用いるテストブランケットモジュール（TBM)、強磁性体挿入物(FI)、ELM 制御磁場などが、トロイダル磁場の対称性を壊す。このような磁場擾乱の高速イオン閉じ込めへの影響を ITPA 高エネルギー粒子トピカルグループで重要課題として当部門研究者が主導して検討した。まず、３次元磁場配位の評価手法の詳細検討を終え、TF リップル、TBM、FI による高速イオンの熱負荷を評価し、50kW/m^2 未満と十分に小さいことがわかった。この結果を当部門研究者がグループを代表して第 23 回 IAEA 核融合エネルギー会議（平成 22 年度）で報告した。続いて、ELM 制御磁場の影響を、原子力機構の OFMC コードで初めて評価した。ITER の定常運転のシナリオでは NB 起因の高速イオンの損失が、ELM 制御磁場無しの 0.3%から 4%に増加するという大きな影響があることが明らかになった。そこで ASDEX-U と KSTAR の実験に参加して、ELM 制御磁場による高速イオン損失の計測結果を取得して OFMC コードで解析した。ELM 制御磁場が印加された場合について、プラズマからの応答を考慮しない磁場をモデル磁場として評価したしたところ、実験で観測された高速イオン損失は再現できなかった。今後、プラズマ応答を考慮したモデル磁場により実験が再現できるか調査する。

○ 不純物、プラズマ壁相互作用

ITER や原型炉に向けて、タングステン不純物のプラズマ中での輸送の理解とその

蓄積の抑制が極めて重要な課題である。JT-60 プラズマでのタングステンの蓄積の評価やタングステン被覆材中への水素・酸素の侵入評価、JET 装置の‘ITER-Like-Wall’実験への参加等で成果を挙げた。また、第一壁へのトリチウムの吸蔵の理解に主要な役割を占めるダストの分析を進めた。以下に、主要成果を記す。

＜タングステン不純物密度の絶対値の評価に成功（JT-60、JET）＞

タングステン不純物の研究を進める上では、プラズマ中のタングステンイオンの密度を絶対値として定量的に評価する手法を確立する必要がある。JT-60 では、真空紫外分光器のデータ解析と原子構造計算によって、タングステンイオンの密度の絶対値およびタングステンイオンからの放射パワーを絶対値で評価することに世界で初めて成功した。その結果、プラズマ中心部でのトロイダル回転速度がプラズマ電流と逆方向に高くなるほど、タングステンイオンの蓄積は顕著になることを明らかにした(図 10)。また、高エネルギーの負イオン源中性粒子ビームおよび電子サイクロトロン共鳴波をプラズマの中心部に入射することによりタングステンイオンの蓄積を回避できることを示した。

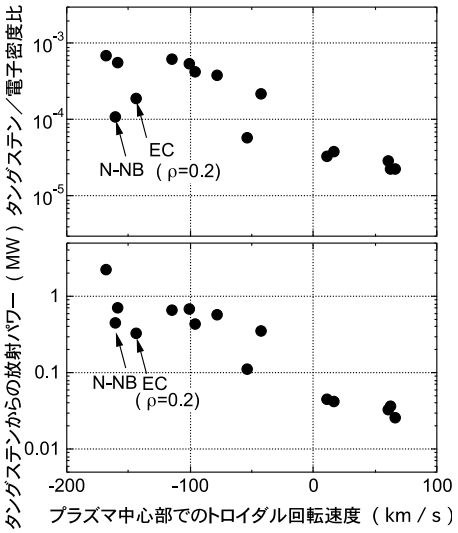


図 10　JT-60 のトロイダル回転速度に対するタングステンの(上)蓄積および(下)放射パワーの傾向。プラズマ電流と逆方向（図では負方向）への回転で蓄積が顕著に、放射パワーが大きくなる。

JET 装置において ITER-Like-Wall 実験（ダイバータと第一壁の材料を ITER と同じタングステンとベリリウムにしてプラズマ特性を調べる実験）に参加し、タングステン壁がプラズマ性能に及ぼす影響を調べた(平成 25-26 年度)。ITER-Like-Wall と炭素ダイバータでの H モード実験を比較し、ITER-Like-Wall では主プラズマ領域へのタングステン混入量を抑えるために強い重水素ガス注入が必要不可欠であること、炭素ダイバータの場合に比べてプラズマ閉じ込め性能が 10-20%程度劣化することなどがわかった。また、タングステンの密度の測定方法を確立させた。ここでは，X 線分光器で観測されたタングステンイオンからのスペクトル線の強度を原子構造計算プログラムなどを用いて解析した。タングステンに加えて同時に観測されたモリブデンの密度も導出した（JET では，部分的にモリブデンを含むプラズマ対向壁を使用）。この研究により、定量的にプラズマ中のタングステン及びモリブデン密度が決定された(図 11)。これは ITER など将来の装置における金属製第一壁のプラズマ適合性を見通すための研究の基礎となる重要な成果である。

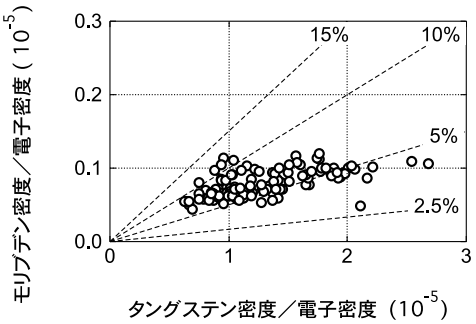


図 11　X 線分光器で観測されたスペクトルから導出した電子密度に対するタングステン密度とモリブデン密度

核融合研究開発部門

＜真空容器内の微粒子ダストの分析研究＞

プラズマ対向機器とプラズマとの相互作用により数nmから数10μm程度の微粒子（ダスト）が生成される。ダストによるトリチウムの蓄積やプラズマへの不純物の混入などが懸念されるため、その発生量や蓄積量の評価が必要である。JT-60では、12年間のW型ダイバータ実験が終了した真空容器内でダストを収集し、蓄積量の評価や解析を実施した。タイル表面では、炭素の堆積層が観測される内側ダイバータで多くのダストが生成される。さらに多くのダストは、ダイバータ下の排気経路に最終的に蓄積することが明らかとなった。

○ プラズマ運転制御の開発

KSTAR 装置において、JT-60SA の運転制御法の開発として、実時間プラズマ境界再構築手法と、電子サイクロトロン帯波（ECRF）を用いた壁洗浄実験を実施して成果を得た。以下、前者について報告する。

＜コーシー条件面法を用いたプラズマ境界再構築の検証：KSTAR＞

JT-60SA では、プラズマ境界の実時間制御を目的として、断面形状制御用のコイル電流や磁気計測信号から精度良くプラズマ境界を再構築できるコーシー条件面（CCS）法を用いる計画で開発を進めている。開発した CCS 法の検証と実時間再構築の実証を目的として、JT-60SA と同様にプラズマ形状の楕円度と三角度が高く、真空容器や安定化板等の導体構造物に流れる渦電流の影響が大きい KSTAR において CCS 法によるプラズマ境界の再構築を検証した。平成 24 年度には、CCS 法から求めたプラズマ境界を複数の計測データと比較した結果、渦電流と一部のコイルのジャケット素材である磁性体の影響を考慮することにより、プラズマ着火直後から計測と矛盾しないプラズマ境界を再構築できた。平成 25 年度は、実時間 CCS 法の実証試験を KSTAR において実施した。実時間 CCS 法は実際のプラズマ放電中に 1 ミリ秒周期でプラズマ形状を再構築するものであり、従来から KSTAR で用いている実時間平衡再構築コード（EFIT）が再構築したプラズマ境界に比べ、荷電交換分光計測から推測されるプラズマ境界とより良い精度で一致することが判った（図 12）。JT-60SA の運転に向け、実時間 CCS 法の有効性を確認することができた。

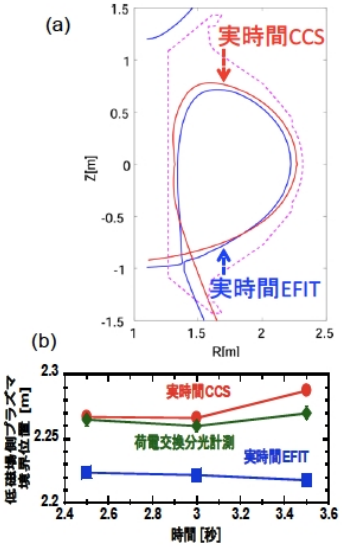


図 12　(a) CCS と EFIT で再構築したプラズマ境界(2.5 秒)、(b) CCS、EFIT、荷電交換分光計測での低磁場側赤道面プラズマ境界の時間発展

核融合研究開発部門

○ITER 設計に関わる物理検討

＜ITER における高速イオン損失に対するトロイダル磁場リップル及びテストブランケットモジュールの影響の評価＞

ITER 機構の要請により、ITER における高速イオン（α粒子及び NB 粒子）損失による真空容器内機器の特定の場所（リミター）への熱負荷を評価した（平成 22 年度）。本計算には完全三次元粒子軌道追跡モンテカルロ（F3D-OFMC）コードを用いた。強磁性体挿入物(FI)、TBM、ELM 制御磁場の有無、リミター個数の違いに対して、プラズマ電流が 15MA と 9MA の運転について計算を実施した（下表）。

- 高速イオンの損失量は 15MA 運転シナリオよりも 9MA 運転シナリオの方が多い。
- FI が装着されているときの高速イオン損失割合は 1%未満である。その条件下で TBM を追加した場合、高速イオン損失割合の増加は 0.15%未満である。
- ELM 制御磁場の影響は顕著であり、15MA 運転シナリオにおいて NB による高速イオンの 13%のパワーが損失する。

高速イオン		強磁性体挿入物	テストブランケットモジュール TBM	ELM 制御磁場	リミター個数		プラズマ電流 15MA		プラズマ電流 9MA	
α粒子	NB 粒子				18 個	36 個	高速イオン損失割合［%］	最大熱負荷［MW/m^2］	高速イオン損失割合［%］	最大熱負荷［MW/m^2］
○					○		0.42	0.11	3.36	0.4
	○				○				1.75	< 0.11
○		○			○		0.07	<0.01	0.28	<0.02
○		○	○		○		0.09	~0.02	0.63	~0.2
	○	○	○		○		0.02	~0.003	0.11	~0.03
○		○	○			○	0.07	~0.02	0.47	~0.18
	○	○	○			○	0.02	~0.002	0.09	~0.03
○		○	○	○		○	0.74	~0.1	1.75	<0.3
	○	○	○	○		○	13.4	<0.3		

ELM 制御磁場の影響については、H23 年度に ITER 機構より最新の標準運転(プラズマ電流 15MA)シナリオにおける ELM 制御磁場の高速イオンへの影響の評価を要請された。その結果、コイル電流が ELM 低減に必要な最小値（30kA ターン）の場合であってもＮＢ高速イオンの 7%が損失することが分かった。これにより、ITER で ELM 制御コイルを用いる場合の指針を与えた。

＜特記事項＞

以下を受賞した。平成 22 年度：「抵抗性壁モード(RWM)研究」プラズマ・核融合学会賞第１８回論文賞、「プラズマ回転及び運動量輸送研究」日本女性科学者の会・奨励賞、「ダイバータタイル内への水素吸蔵研究」、第 19 回制御核融合装置におけるプラズマ表面相互作用国際会議“Best Young Scientist Poster” 賞。平成 23 年度：「H モードプラズマの燃料核種による周辺プラズマ特性」平成 23 年度文部科学大臣表彰若手科学者賞、「H モードプラズマの燃料核種による周辺プラズマ特性」国際原子力機関(IAEA)から各年の最優秀論文に授与される Nuclear Fusion Award。

核融合研究開発部門

【中期計画】統合予測コードを開発し、両装置[ITER& JT-60SA]の総合性能の予測を行う。また、燃焼プラズマの最適化及び制御のための理論的指針を取得する。

プラズマ輸送コードを中心に対象とする物理に対応したコードや物理モデルを統合することにより、トカマクプラズマの性能や振る舞いを解析できる統合コードTOPICS を完成させた。開発した統合予測コードを用いて、ITER の燃焼プラズマの運転シナリオ評価、トロイダル回転分布の予測、ペレット入射による ELM 緩和予測等を行った。JT-60SA に関しては、高ベータプラズマのシナリオ検証、制御性、ダイバータ板の過渡的な熱負荷特性の予測等を行った。また、コアプラズマ輸送コードへの外部コイル・導体系モデル等の統合を進め、JT-60SA での電子加熱に伴うコイル電流の変化を評価するとともに、外部コイル・導体系モデルを用いたプラズマ位置形状制御シミュレータを開発した。理論・シミュレーション研究においては、ジャイロ運動論的ブラゾフコード GT5D 及び GKV コードの高度化を推進し、JT-60 のコア部の輸送を明らかにした。MHD 安定性解析コード MINERVA/RWMaC を開発し、プラズマ回転による抵抗性壁モードおよびエッジローカライズドモード(ELM)の安定機構を解明した。高エネルギー粒子駆動 MHD 解析コード MEGA を導入し、JT-60 における高エネルギー粒子モード(EPM)による輸送を明らかにした。ディスラプション統合コード EtcRel の開発を行った。ITER におけるディスラプション研究を行い、逃走電子発生機構を明らかにした。以上により中期計画を達成した。

○統合予測コードの開発研究

ITER や原型炉の性能予測や、既存装置における実験データ解析のためにトカマク統合コードの開発を行った。図 1 に示すように、プラズマ輸送コードを中心に対象とする物理に対応したコードや物理モデルを統合することにより、トカマクプラズマの性能や振る舞いを解析できる統合コード TOPICS を完成させた。

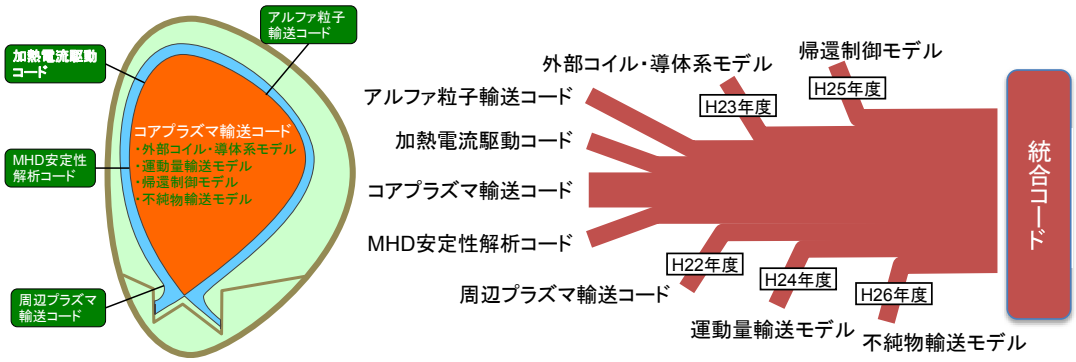


図 1 トカマク統合コード TOPICS と、開発工程の概念図。

核融合研究開発部門

＜自己無撞着な統合コードの開発＞

トカマク・プラズマの性能や安定性には、プラズマ中の圧力／電流／回転／径電場等の空間分布が大きく影響する。これらの分布はプラズマの内部特性あるいは外部からの加熱や電流駆動で変化する一方、互いに相関し影響を及ぼし合う。統合コードの確立のためには、これら様々に連関する物理現象を自己無撞着に取り扱える体系が必要となる。特にプラズマ内で自発的に形成される径電場（プラズマの小半径方向に向かって生じる電場）は様々な物理過程に影響を及ぼす一方その形成機構が複雑で、世界的に見てもこれを正確に取り扱えるコードは存在していなかった。核融合研究開発部門では、基礎となる径電場決定方程式、プラズマ回転を決めるトロイダル運動量輸送方程式、プラズマ回転の駆動源となる電磁トルク評価式を全て独自に導出・モデル化し、自己無撞着な体系として統合コード TOPICS を核とした多様なコード群が結合している統合フレームワークを組み上げた。さらに、径電場と密接に関連してプラズマ性能に影響を与えるトロイダル回転についても、それを決定する大きな要素であるプラズマ境界での条件のモデルを JT-60 の実験結果に基づき世界で始めて開発した(平成 25 年度)。これらにより、より物理的に正確なプラズマ性能予測や解析が可能となった。成果の一例を図 2 に示す。現実のトカマクでは、トロイダルコイルが有限個数であるためトロイダルリップルと呼ばれる非軸対象磁場構造が存在し、それに起因する新古典トロイダル粘性（NTV）と呼ばれるトルク源が発生する。その正確な評価は、径電場を自己無撞着に取り扱える TOPICS 以外では不可能である。JT-60 のトロイダルリップルの大きな実験で、NTV の効果を取り入れることにより炭素イオンのトロイダル回転を良く再現できることが示されている。本研究をさらに発展させた内容が第 25 回 IAEA 核融合会議で口頭発表に選出された。

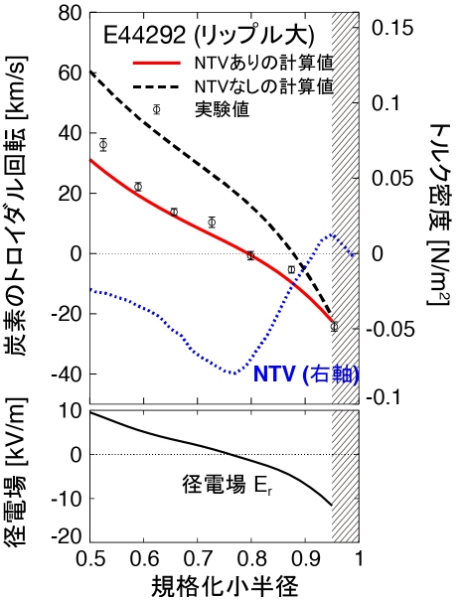


図 2　JT-60U 放電に対する NTV なし（実線）と NTV あり（破線）の炭素トロイダル回転のシミュレーション結果。破線（右軸）は NTV トルク分布。

＜MHD 安定性解析の改良＞

プラズマ回転は MHD 安定性に関しても重要な役割を果たす。そのため、プラズマ平衡の取り扱いに回転の効果を組み込んだ。さらに、MHD モードと粒子としてのプラズマとの相互作用の解析のために用いられる運動論的 MHD モデルを、プラズマ回転とともに動く局所座標系における案内中心ラグランジアンから出発して再定式化し回転の効果を世界で始めて自己無撞着に導入した。これにより、MHD 不安定性の一つである抵抗性壁モード（RWM）のトロイダル回転とトロイダル回転分布の勾配に対する安定領域を明らかにした（図 3）（平成 26 年度）。先のトロイダル回転分布予測と組み合わせる

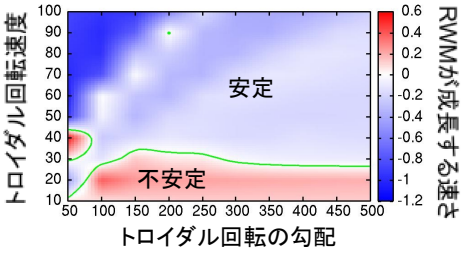


図 3　新たに定式化した運動論的 MHD モデルを用いて評価した、トロイダル回転とトロイダル回転分布の勾配により RWM が安定化される領域。

ことにより、JT-60SA や ITER の安定な運転領域を開拓することが可能となった。

＜コアプラズマと周辺プラズマの統合解析＞

JT-60SA、ITER や原型炉ではダイバータ板への熱負荷の大小が問題となる。これを評価するには、閉じた磁気面内のいわゆるコアプラズマから閉じた磁気面の外側のいわゆる周辺プラズマまで統一的に扱う必要が有る。これを単一のコードで行う事は不可能であるため、コアプラズマ・コードと周辺プラズマ・コードを連携する枠組みを完成させた。これによりダイバータからコアプラズマに至る全体の時間変化を予測することが可能となった。図 4 に、プラズマが通常の閉じ込め状態からHモード（高閉じ込めモード）に遷移した瞬間（t=3.45 s）以降のコアでの密度分布と、外側ダイバータ板の熱負荷分布の変化を示す。閉じ込め改善により、周辺プラズマへ流出する熱・粒子束が減少し、熱負荷のピーク値はLモード時の 8 MW/m^2 (3.45s)から、3 MW/m^2 (3.51s)にまで下がる。その後の密度、温度勾配の急峻化に伴い、熱・粒子束が回復を始め、ピーク値は 12 MW/m^2 (4.65s)に達する。これは、ダイバータ特性がダイナミックにどう変化するかを世界で初めて調べた統合シミュレーションである(平成 22 年度)。ダイバータ熱負荷を制御するには、軽元素の不純物をダイバータ領域に入射することが考えられている。一方、不純物がプラズマ内部に侵入しプラズマ性能にどの程度の影響を与えるかは重要な問題である。現在、TOPICS と連携する不純物輸送コード IMPACT の整備を進めており、H27 年 3 月までには TOPICS 及び周辺プラズマ輸送コード SONIC と連携して、ダイバータ熱負荷制御時のプラズマ内部の不純物分布とそれによるプラズマ性能への影響の評価が完了する予定である。

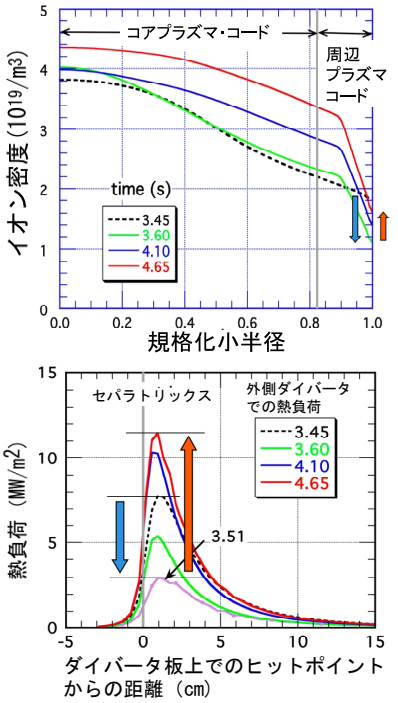


図 4 イオン密度分布とダイバータ熱負荷分布の時間変化。

＜統合コードへの帰還制御等の拡張＞

また、TOPICS への外部コイル・導体モデルや帰還制御モデルの組み込みを行い、実際の装置により近い状況でのプラズマの制御特性の検証を可能とした。図 5 は、JT-60SA の高圧力定常プラズマの実現に向け、規格化圧力とドーナツ状のプラズマ 1 周にかかる周回電圧（ゼロ・ボルトが定常維持に対応する）の複数物理量の同時制御をシミュレーションしたも

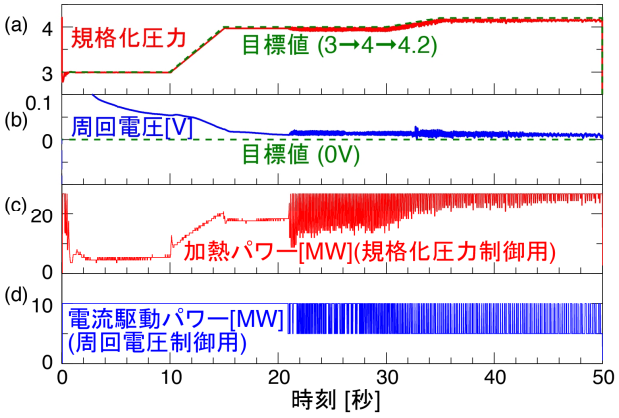


図 5 統合予測コードによる規格化圧力及び周回電圧の実時間制御シミュレーションの波形。(a)規格化圧力の目標値（点線）と実績値（実線）、(b)周回電圧の目標値（点線）と実績値（実線）、(c)規格化圧力制御用の加熱パワー、(d)周回電圧制御用の電流駆動パワー。

のである(平成 25 年度)。前者は加熱装置のパワーにより、後者は電流駆動装置のパワーにより制御し、規格化圧力も周回電圧もほぼ目標値どおりに同時制御されていることを示した (わずかなずれはコントローラの特性)。

○ITER の性能予測

＜ITER 運転シナリオの検討:プラズマ電流立ち上げ＞

中心ソレノイドが供給できる磁束には限りがあるため、安定な放電のためにはプラズマ電流立ち上げ時に消費磁束を節約することが有効である。TOPICS を用いて加熱分布と温度分布の時間発展を求めつつ、非誘導駆動電流分布と誘導電場の拡散からプラズマ電流分布の時間発展を解き、標準運転(プラズマ電流 15 MA)においてプラズマ電流上昇率を変化させた時のプラズマパラメータの時間変化をシミュレーションした(図 6)。プラズマ電流が一定になった時刻に外部加熱を開始している。プラズマ電流上昇率の増加およびそれに伴う外部加熱の開始時刻の前倒しにより消費磁束を節約できることを定量的に示した(図 6(b))。これは、ITER の運転領域や、その拡大について定量的な指針を与えたものである。本シミュレーションは ITER タスクとして実施した(平成 22 年度)。さらに平成 24 年度には、標準運転をベースに密度を下げて電子温度を上げることで単位時間あたりの磁束消費を抑え、プラズマ電流を一定に維持する時間をどの程度長時間化できるか検討を行った。密度を半分($6.4\times10^{19}\mathrm{m}^{-3}$)にすることによりプラズマ電流維持時間を 400 秒から 1000 秒にのばすことができることを示した。ITER の放電を延ばすことができれば、ITER における工学研究を一層有効に行なうことができる。これはIOSグループのジョイント活動の一つとして実施したもので、各国で使われている輸送コードや輸送モデルの妥当性を検証する上でも大きく貢献した。

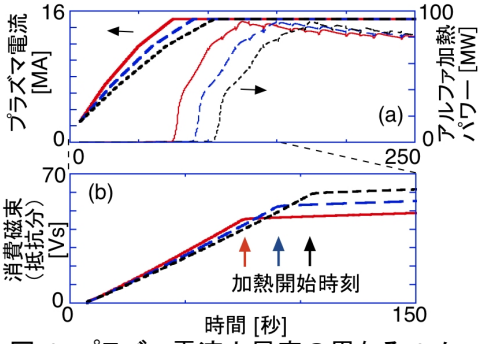


図 6 プラズマ電流上昇率の異なる 3 ケースの比較。(a)プラズマ電流およびアルファ加熱パワー、(b) 消費磁束の抵抗分。

＜ITER プラズマ回転を予測＞:

プラズマの回転は閉じ込め性能や安定性の向上の観点から重要であるが、これを正確に評価するには様々な物理過程を自己無撞着に統合したコードが必要になる。当部門では、TOPICS の開発を進めトロイダル回転を物理的により正確に取り扱うことを可能とした(統合コード開発を参照)。これにより、平成 26 年度に、世界で始めて ITER のプラズマ電流 15MA 放電のトロイダル回転分布を得ることが出来た(図 7)。

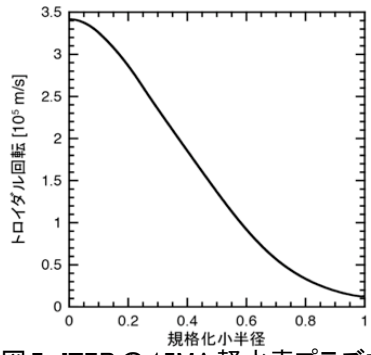


図 7 ITER の 15MA 軽水素プラズマのトロイダル回転分布の予測。

＜ITER におけるペレット入射による ELM 緩和手法の最適化検討＞

ITER の運転では、ELM によるエネルギーの間欠的な吐き出しの低減が最重要課題の一つである。その手段の一つとして、ペレットの入射によりエネルギー吐き出しの小さい ELM を

誘起することが検討され、多くの装置で実験が行われている。しかしながら、プラズマ性能への影響を抑えつつエネルギー吐き出しを大きく低減できるペレットの入射条件は未解明であった。この条件を明らかにするため、TOPICS にペレット入射の矛盾の無いモデル、および ELM 発生領域を明らかにするモデル、を統合し最適な入射条件を調べた。その結果、ペレットがペデスタルに深く侵入してペデスタル頂上近くで局在化したELMを誘起するとELMエネルギー吐出しを大きく低減できることを明らかにした(平成 25 年度)。ITER のペレットはペデスタル頂上に届くように経験的に設計されていたが、この結果はそれが物理的に妥当であることを示しており、ITER の運転の信頼性を向上することとなった。本成果は、第 24 回 IAEA 核融合エネルギー会議において口頭発表に選出された。

○ JT-60SA のプラズマ性能予測と放電シナリオ作成

＜JT−60SA のプラズマ性能の予測＞

JT-60SA では、高プラズマ電流や高規格化圧力(β_N)等の典型的な放電領域で、物理パラメータを仮定した放電シナリオを設定している。その妥当性を評価するため、トカマク統合コード TOPICS を中核に用い、JT-60SA プラズマの性能評価を推進した。TOPICS において輸送モデル CDBM を用い、JT-60SA の最も重要なミッションである高β_N 定常プラズマを達成するのに十分な閉じ込め性能(H モードに対する閉じ込め改善度～1.5)を得ることができることを 2.3MA 完全非誘導電流駆動のシナリオで明らかにした。これにより JT-60SA において、原型炉(Slim-CS 炉)に必要な高総合性能プラズマを実現することが可能であることを明らかにした(図 8)。さらに理想 MHD 安定性解析コード MARG2D を用い、壁無しの理想 MHD 限界を超えた高β_N(=4.3)で、このプラズマが安定であることを示した(平成 22 年度)。

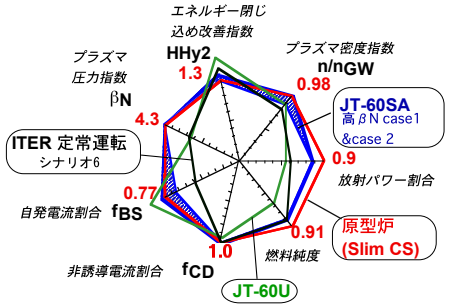


図 8 JT-60SA 高β_N 高自発電流定常運転の総合性能予測。ITER 定常運転を越える原型炉の設計を検証する能力を有する。

＜JT-60SA 放電シナリオの作成＞

真空容器および安定化板に流れる渦電流を考慮した平衡コード TOSCA を用い、プラズマ着火以前のコイル励磁からプラズマ消滅後のコイル消磁までの放電シナリオを各放電領域のシナリオ・プラズマについて作成し、各コイルの電流・電圧を評価し装置の設計に反映した(平成22年度)。また、プラズマ平衡制御シミュレータを開発し、プラズマの急激な変化時におけるプラズマ形状の制御性等を検討し、容器内コイルの設計等に反映した(平成 26年度)。

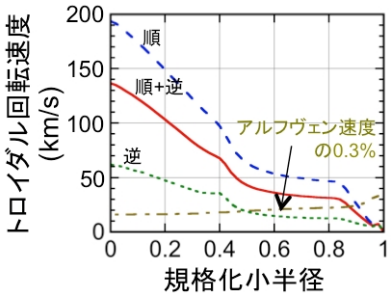


図 9 JT-60SA におけるトロイダル回転分布の予測。プラズマ電流と順／逆方向に入射する NB の組み合わせを変えた場合。比較のためアルフヴェン速度の 0.3%の分布を示す。

＜JT-60SA のプラズマ制御性の検討＞

JT-60SA においては、高性能プラズマを安定維持するための制御手法研究が重要課題である。そのため、TOPICS を用いて、JT-60SA に装備予定の加熱・電流駆動装置等によるプラズマ性能やプラズマ内部の温度等の物理パラメータ分布の制御性を高β_N 定常プラズマを中心

に検証した。プラズマのトロイダル方向の回転はプラズマの性能や安定性に大きく影響する。JT-60SA には接線方向にプラズマ電流に対して順／逆方向の中性粒子ビーム(NB)が装備される。NB はプラズマに運動量を注入するためトロイダル回転に変化を与える。これら順／逆方向の NB の組み合わせを変えることによりトロイダル回転分布が大きく変えられることを示した(図 9)(平成 24 年度)。帰還制御のロジックを TOPICS に実装することにより、複数の加熱・電流駆動装置を組み合わせて複数のパラメータを同時に複合制御できることを示した(統合予測コードの開発研究、参照)。

＜JT-60SA のダイバータ性能の評価＞

ダイバータはコアプラズマから流出する熱や粒子を制御する重要な役割を負う。ITER や原型炉ではダイバータ領域に軽元素の不純物を入射しながら熱・粒子制御を行う予定である。JT-60SA は ITER と同様のダイバータを備えており、不純物で熱・粒子制御を行う予定である。ダイバータコード SONIC を用いて、不純物を用いない場合も含めて JT-60SA ダイバータの熱・粒子制御性能の評価を行い、その能力を確認した(平成 24 年度)。不純物がプラズマ内部に侵入しプラズマ性能にどの程度の影響を与えるかは重要な問題である。現在、TOPICS と連携する不純物輸送コード IMPACT の整備を進めており、平成 27 年 3 月までには TOPICS 及び周辺プラズマ輸送コード SONIC と連携して、ダイバータ熱負荷制御時のプラズマ内部の不純物分布とそれによるプラズマ性能への影響の評価が完了する予定である。

○理論・シミュレーション研究

本中期計画において燃焼プラズマの最適化及び制御のための理論的指針を取得するため乱流シミュレーション研究、MHD シミュレーション研究、ディスラプション統合シミュレーション研究をプラズマ理論・シミュレーション研究の 3 本の柱と位置づけ、研究を推進した。乱流シミュレーション研究においてはグローバルコード GT5D のモデルの高度化を推進するとともに、核融合科学研究との共同研究により局所フラックスチューブコード GKV コードを導入し、JT-60 の実験解析のためのコード整備を行うとともにモデルの高度化を進め、燃焼プラズマ解析のための基盤コードとして地位を確立した。MHD 研究においてはプラズマ回転を考慮した MHD 安定性解析コード MINERVA/RWMaC を開発した。これにより抵抗性壁モード(RWM)、エッジロカライズドモード(ELM)の安定性解析を行い、プラズマ回転によるモードの安定化・不安定化機構を解明した。RWM を安定化するためには回転や回転シアに加え安全係数分布の制御がきわめて重要であることを初めて示した。高エネルギー粒子輸送研究を行うために核融合科学研究所との共同研究により高エネルギー粒子駆動 MHD 解析コード MEGA を導入し、JT-60 の実験解析のためのコード整備を行った。モデルの高度化により MHD の時間スケールと分布緩和の時間スケールを自己無撞着に解くマルチスケールシミュレーションを初めて実現した。高エネルギー粒子輸送を解析するための基盤コードとしての地位を確立した。ディスラプション統合シミュレーション研究においては、逃走電子輸送解析コード EtcRel に対し、JT-60U の実験解析のためのコード整備を行った。逃走電子発生モデルをコードに実装、線形安定性コード MERG2D、簡約化 MHD コード R4FD, Extrem コード等との結合のためのインターフェイス開発を行い、ディスラプション統合シミレーションのための基盤コード整備を進めた。JT-60 との実験比較に

よる検証を進めるとともに ITER におけるディスラプションのシミュレーション研究を行い、逃走電子発生機構を明らかにした。
以下に、本中期計画期間における上記研究の到達点として、平成 26 年度の代表的な研究成果を示す。これらは、第 25 回 IAEA 核融合エネルギー会議において発表した（口頭発表 1 件、ポスター発表 5 件）。

＜局所ジャイロ運動論シミュレーションと実験との比較による定量性検証＞

局所ジャイロ運動論コード GKV を用いて JT-60 における実験比較によりコードの妥当性の評価を進めた。この結果、JT-60 のコアプラズマ内部の熱輸送はイオン温度勾配駆動ドリフト波乱流（ITG）で定量的に説明できることを示した。図 10 に不安定モードの成長率の波数依存性を示す。炉心内部からプラズマ周辺部へ向かうにつれ捕捉電子モード（TE）が支配的となることを明らかにした。これは燃焼プラズマにおける乱流熱輸送の定量評価につながる成果である。

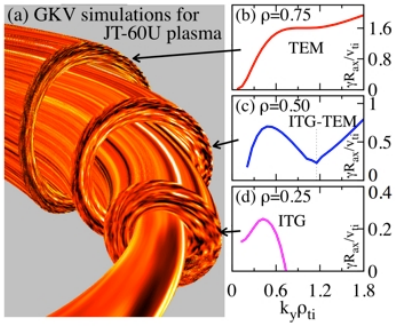


図 10 JT-60U（L-mode）の不安定モード解析

＜マルチスケール乱流シミュレーション＞

GKV コードの超並列化をシステム計算科学センターとの協力で進め、京コンピュータの最大計算能力を駆使し、実質量比でイオンスケール乱流から電子スケール乱流までを解像した高分解能のマルチスケールシミュレーションを世界で初めて実現した。電子スケール乱流とイオンスケール乱流間の相互作用を解析し、電子スケール乱流の抑制にともなうイオンスケール乱流の増大をエントロピーバランスの観点から明らかにした。図 11 に電子熱輸送係数の波数依存性を示す。イオン温度勾配不安定性（ITG）が安定化される高ベータプラズマで相互作用が顕著となることをシミュレーションにより明らかにした。これはマルチスケール乱流輸送の理解につながる成果である。本成果は、第 25 回 IAEA 核融合会議で口頭発表に選出された。

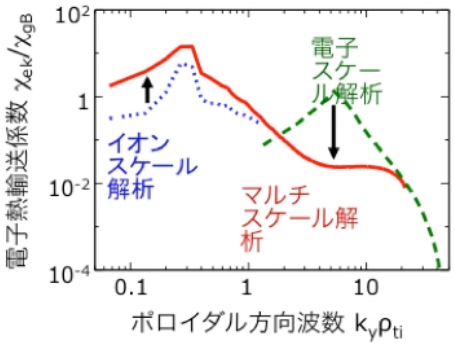


図 11 電子熱輸送係数の波数依存性

図 12 RWM の成長率および各 MHD モード周波数のプラズマ回転に対する依存性

<抵抗性壁モードの不安定性に関する研究>

MINERVA/RWMaC コードを用いて、モード共鳴による抵抗性壁モード（RWM）の不安定化機構を解明した。これまでプラズマ回転は RWM を安定化

すると考えられていたが、負磁気シア配位において不安定化する場合があることが数値シミュレーションにより見いだされた。解析の結果、RWM と安定な MHD モードが共鳴条件を満たすとき、この不安定化が起きることを見いだした。図 12 にモードの周波数と成長率のプラズマ回転周波数依存性を示す。安定なモード(負磁気シアアルフヴェン固有モード(RSAE)、キンクモード(kink)、グローバルアルフヴェン固有モード(GAE))の周波数がゼロに近づき RWM との共鳴条件を満足する時、不安定化することを示した。安全係数分布を注意深く選ぶことで不安定性を回避できることを明らかにした。

＜高エネルギー粒子駆動モードのマルチスケールシミュレーション＞

MEGA コードに衝突項とソース項を実装することにより MHD 時間スケールと速度分布緩和時間スケールを自己無撞着に解くマルチスケールシミュレーションを実現した。JT-60 における負イオンビームで駆動された高エネルギー粒子駆動モードの間欠的な周波数掃引現象を数値シミュレーションにより再現することに成功した。図 13 に磁気揺動のパワースペクトルから評価した周波数の時間変化を示す。実験観測をよく再現している。これは燃焼プラズマにおける高エネルギー粒子輸送の定量評価につながる成果である。

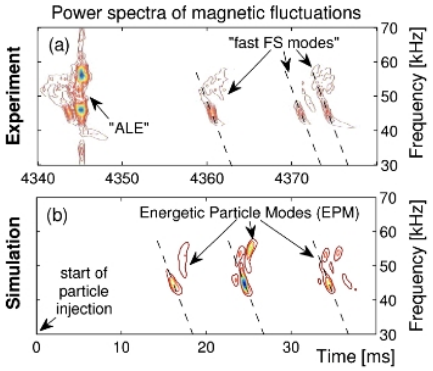


図 13 高エネルギー粒子モードの周波数の時間変化

<ディスラプション時の高エネルギー電子の熱負荷局在化機構の解明＞

相対論的電子コード EtcRel と線形 MHD 安定性解析コード MARG2D を結合した統合シミュレーションを実現した。JT-60U に対する統合シミュレーション解析により外部キンクモード不安定性の発生により壁熱負荷が装置のトロイダル角方向の一部に集中することを明らかにした。図 14 に壁に衝突する電子のエネルギー束の相対的な大きさのトロイダル角依存性を示す。これは核融合炉における逃走電子の壁負荷の定量評価につながる成果である。

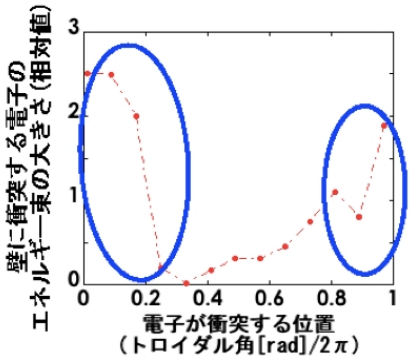


図 14 EtcRel-MARG2D 統合コードで計算した壁に衝突する逃走電子のエネルギー束の空間分布。

＜特記事項＞

以下を受賞した。平成 22 年度：「プラズマ回転に関するコード開発」第 8 回核融合エネルギー連合講演会優秀発表賞、「MHD 安定性理論研究」第 5 回日本物理学会若手奨励賞、「ELM の安定性理論」第２７回プラズマ・核融合学会若手優秀発表賞。平成 23 年

度：「回転プラズマにおける抵抗性壁モートの理論・シミュレーション研究」プラズマ・核融合学会第１６回学術奨励賞を受賞。平成 24 年度：「トカマクプラズマにおけるトルクと径電場の新古典的応答に関する研究」第８回日本物理学会若手奨励賞、「トカマクプラズマにおける周辺磁気流体安定性に関する研究」文部科学大臣表彰若手科学者賞。平成 25 年度：「京コンピュータにおける超並列高速化による研究」スーパーコンピュータ分野最大の国際学会である第 13 回スーパーコンピューティング・カンファランス（SC13）のベストポスター賞と日本シミュレーション学会研究賞及び発表賞。平成 26 年度:「ITER/DEMO を見据えた実平衡トカマクプラズマの第一原理乱流輸送シミュレーション」第 10 回核融合エネルギー連合講演会 若手優秀発表賞、「流れを持つプラズマに対する接続理論の構築」第 9 回日本物理学会若手奨励賞を平成 27 年 3 月に受賞することが確定。

【中期計画】国際協力や大学等との相互の連携・協力を活用した共同研究等を推進し、効率的・効果的な研究開発と人材の育成に貢献する。

JT-60 と JT-60SA を包含した公募型の「国内重点化装置共同研究」については、平成 22 年度 32 件、平成 23 年度 32 件、平成 24 年度 31 件、平成 25 年度 29 件を実施するとともに、平成 26 年度は 23 件実施中である。本共同研究における研究協力者の半数以上が助教と大学院生であり（図 1）、これらの若い研究者が国内学会のみならず国際学会においても JT-60 に関する多くの成果を発表できており、人材育成に大きく貢献している。

加えて、毎年、物理工学両領域にまたがるテーマを設定して毎年度「若手科学者によるプラズマ研究会」を開催し（平成 26 年 3 月に第 17 回）、国内の若手研究者が原型炉への研究課題、ITER 計画、BA 活動に関連して議論する場を提供する等、核融合研究作業部会の指摘する「研究者・技術者の拡充」を目指した人材育成に貢献している。

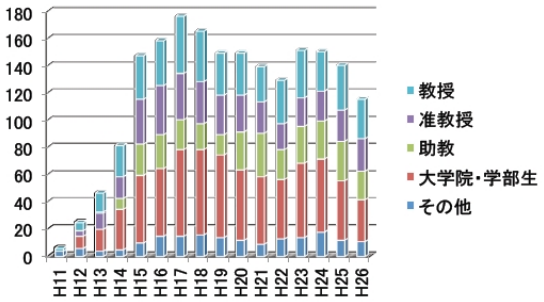


図 1　国内重点化装置共同研究の研究者数と職位

JT-60SA 計画の効率的遂行に必要な設計検討作業に係る公募型委託研究については、平成 22 年度 3 件、平成 23 年度 3 件、平成 24 年度 3 件、平成 25 年度 2 件を実施するとともに、平成 26 年度は 3 件を実施中であり、大学等との連携によって設計検討作業が順調に進展している。本委託研究は、核融合研究作業部会の指摘する「ITER・BA 補助金等の措置による大学等の ITER 計画・BA 活動への参画」に相当する。

また、炉心プラズマ共同企画委員会、JT-60 専門部会、JT-60SA 専門部会、理論シミュレーション専門部会を組織・開催した。

核融合研究開発部門

事後評価用研究開発実績

３．研究開発課題：核融合工学研究開発

研究開発進捗状況、成果の発現状況

【中期計画】ITER での増殖ブランケット試験に向けて、大型モックアップによる機能試験に着手し、除熱特性等の評価を行う。低放射化フェライト鋼等について中性子重照射条件での材料特性等のデータを蓄積するとともに、機能材料の製造技術や先進機能材料の開発を実施する。

ITER での増殖ブランケットモジュールの大型モックアップによる機能試験、除熱特性等の評価、低放射化フェライト鋼等の中性子重照射条件での材料特性等のデータ蓄積、機能材料の製造技術及び先進機能材料の開発を行い、中期目標を達成した。

（１）ブランケット大型モックアップ試作と機能試験実施

ITER の増殖ブランケット試験の実施に向けた国際協議が本格化し、テストブランケットモジュール（ＴＢＭ）の実機材料である F82H 鋼を用いた試験モジュールの製作技術確立と機能評価を行うことが非常に重要となっている。この状況で、今中期計画期間中は、実機材料 F82H を使用した大型モックアップとして、実規模の第一壁/側壁接合体、実規模のモジュール後壁モックアップ等の実規模の部分モックアップを、溶接施工条件を確認しつつ製作をすすめ、製作後に強度評価試験などを実施して製作手法の妥当性を確認した。ブランケットモジュールの壁面構造には核発熱を除熱するために複雑な流路の冷却チャンネルを施工しているため、製作したモックアップに冷却水を通水して耐圧機能を確認するための機能試験に着手（図１参照）して耐圧機能を満足することを確認した。また、除熱特製の評価として、冷却水流動解析を実施して、解析結果が実測データと整合すること、必要な流量が確保され除熱性能が確保されることを確認した（図 2 参照）。以上により中期目標を達成した。

さらに、実規模の部分モックアップを組み合わせた実規模ブランケット筐体モックアップの製作を完了（図１参照）し、ＴＢＭの筐体の製作性に見通しを得た。また、当該モックアップの構造解析に基づき耐圧試験の指針を定めるなど、さらなる機能試験に向けた準備を進めた。また、ブランケット筐体を核融合炉用構造材料 F82H 鋼で製作するにあたり、ASME 規格を適用するために追加して取得が必要なデータの同定を行い、データ取得を開始した。また ASME 規格の適用性の検討の結果、ASME 規格で認証済みのグレード 91 鋼との同等性を示すことで特別認証を得るという方針を策定し、その準備を開始した。今中期計画期間の活動成果により、テストブランケットモジュールの ITER への持ち込みに向けた実機の設計と製作の準備が確実に進展した。

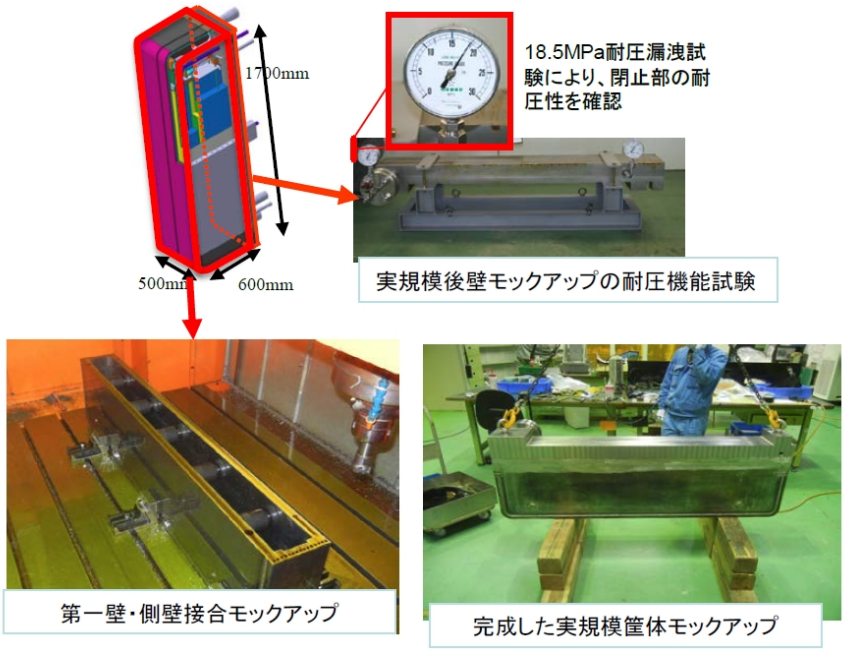


図１　F82H 鋼を用いた大型モックアップの製作と機能試験の結果、および実規模ブランケット筐体モックアップの完成。(大型モックアップを用いた機能試験に着手し、耐圧性能を確認した。)

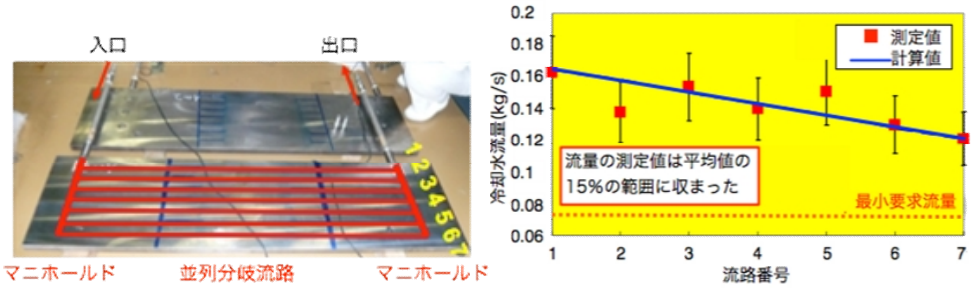


図２　側壁の除熱特性評価（対象とした側壁内の流路配置（左）と各流路での冷却水流量の解析による評価と実測データとの比較（右））。(除熱特性の評価で実施した解析により、解析結果は実測データと一致し最小要求流量を満足する値であることが明らかとなり、所定の除熱性能を満足することを確認した。)

（２）低放射化フェライト鋼等の核融合炉構造材料の開発

核融合炉材料の開発では、低放射化材料の中性子重照射による材料特性変化を評価するべく、米国オークリッジ国立研究所 HFIR 炉において照射実験実施し、低放射化フェライト鋼について 300℃において損傷量 80dpa を達成し照射実験を終了した。また、先進構造材料 SiC/SiC 複合材料については 800℃・100dpa の照射実験を終了した（図 3)。

照射後特性評価として、破断挙動の解析として、引張試験絞り評価より破断までの伸び(破断真ひずみ)の解析を行い、照射による破断伸びの低下を確認するとともに、靭性劣化が小さい耐照射性改良 F82H での破断伸び低下の抑制を確認した（図 4)。

80dpa 照射後試験として硬さ試験から開始し、照射硬化の飽和傾向を確認するとともに、耐照射性改良 F82H で 20dpa 照射後と比べて照射硬化がほぼ無いことを確認した（図 5）。

接合部照射データ等の ITER での増殖ブランケット試験用データ取得にむけて、計装化キャプセルによる 5dpa までの照射を完了し、母材及び TIG 溶接部の照射後の曲げ靭性評価を実施した結果、ITER の TBM 相当の照射条件において TIG 溶接金属及び細粒 HAZ 部は、F82H 母材より高い遷移温度を示すデータを取得した（図 6）。

SiC/SiC 複合材料について 70dpa の照射により、旧タイプ SiC 繊維の劣化に起因した曲げ強度の著しい劣化を確認したが、弾性定数、比例限度応力では有意な劣化はないことを確認した（図 7）。

いずれの照射データも世界で初めて示されたものであり、低放射化材料の照射応答を明らかにするとともに、耐照射性向上へむけた指針を示すことができた。次期中期計画では、照射後実験を継続して重照射データの拡充を図るとともに、原型炉設計要求に対応した照射データベースの整備および耐照射性向上を目指す。

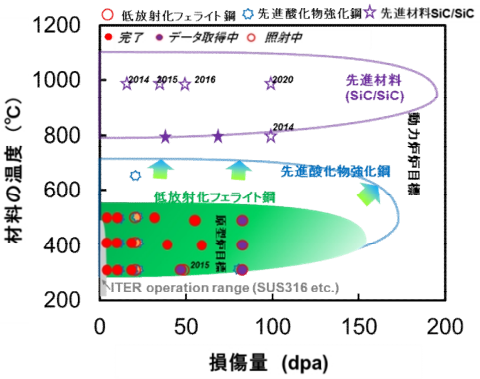


図 3　HFIR 照射実験で実施した照射条件分布

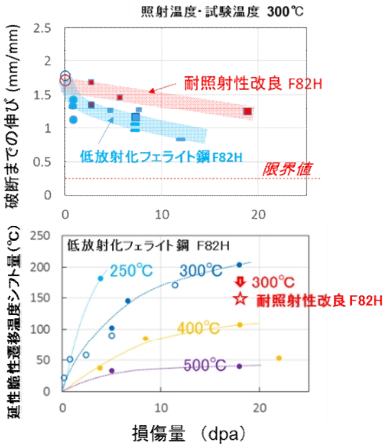


図 4　低放射化フェライト鋼 F82H および耐照射性改良 F82H の照射後破断伸び、および延性脆性遷移温度シフト量の損傷量依存性

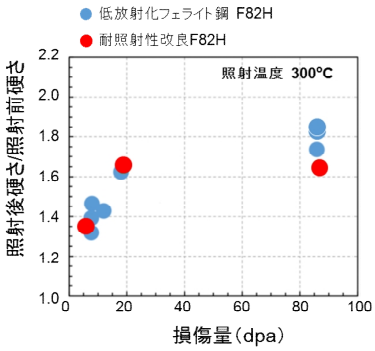


図５　低放射化フェライト鋼F82Hおよび耐照射性改良F82Hの照射後硬さ変化量の損傷量依存性

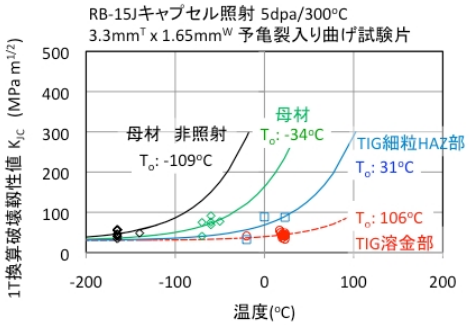


図６　ITER-TBM相当の照射条件での低放射化フェライト鋼F82Hおよび溶接部の曲げ靭性試験による延性脆性遷移温度指標（T_o）評価結果

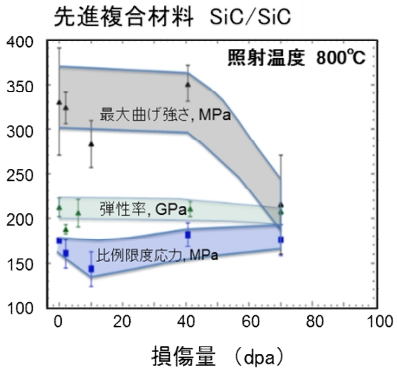


図７ SiC/SiC複合材料の曲げ強さ、弾性率および比例限度応力の損傷量依存性

（３）先進機能材料の製造技術開発

トリチウム増殖材料は、トリチウム放出性の観点からチタン酸リチウム(Li_2TiO_3)が候補材であるが、高温還元雰囲気及び中性子照射下における長時間の実機使用環境では、Liの蒸発、還元及び燃焼に伴うLiの減損による材料特性劣化が懸念される。そのLi減損を補うため、Liを予め添加した新たなトリチウム増殖

材料(Li 添加型 Li_2TiO_3)の微小球製造技術開発を本中期計画期間に実施した。

先ず、原料粉末を得るために様々な原料の組合せによる合成・最適化研究を実施し、水酸化リチウム($LiOH \cdot H_2O$)とメタチタン酸(H_2TiO_3)を用いて常温合成できる全く新たな手法を発見した。これにより、既存法では困難であった Li 添加を可能とし、通常の Li_2TiO_3 の Li/Ti 比の 2.00 に対して、2.15 まで Li を多く添加した Li 添加型 Li_2TiO_3 原料創製に成功した。次に、この Li 添加型 Li_2TiO_3 粉末を直径約 1mm の微小球に造粒する最も適した手法として、エマルジョン法に着目した。本法は、Li 添加型 Li_2TiO_3 粉末のスラリーを油により球状に成形する手法である(図 8 左側図参照)。試行錯誤の結果、原料の粘度、流速、流路直径などの造粒条件を最適化し、目標である直径約 1mm で真球度の高い微小球製造に成功した。

不活性ガスで焼結処理した微小球試作段階では、結晶粒径の肥大化が認められたため、トリチウム放出特性の向上を目的として、5μm 以下の結晶粒径を有する微小球焼結条件の最適化研究を行った。先ず、原因究明により結晶粒成長がゲル球焼結時に生じる炭酸ガスが作用することを明らかにし、次に、加熱時に生じる炭酸ガス除去のため、真空加熱処理にプロセスを改良することにより結晶粒径肥大化を抑制できることを明らかにした。そして最終年度は、より効率的に炭酸ガス除去を行うため、焼結容器の蓋を除いた開放系にすることによって、結晶粒径が 5μm 以下の小さな結晶が集まった微小球製造に成功した(図 8 写真右下)。

材料安定性に優れた Li 添加型 Li_2TiO_3 微小球製造が容易で、真球度が高く、結晶粒径が均一などの優れた特徴を有する微小球の大量製造技術を確立し、中期計画目標を達成した。

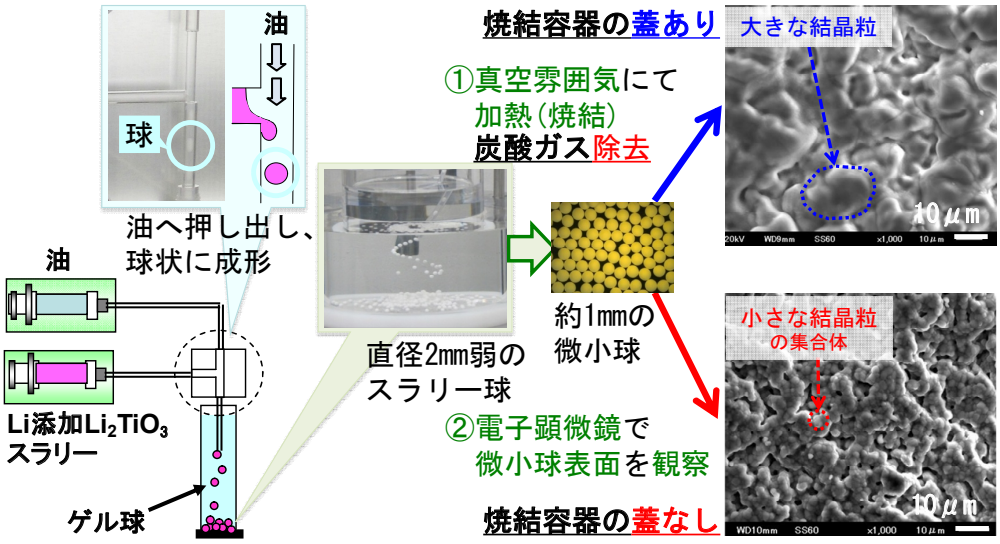


図 8 エマルジョン法による Li 添加型 Li_2TIO_3 の造粒技術開発及び結晶粒径制御

＜特記事項＞

平成 25 年 9 月 16～20 日に開催された第 11 回核融合炉技術に関する国際会議（ISFNT-11）において、「トリチウム増殖材及びリチウム同位体技術に関する研究」の業績に対し、「Miya-Abdou 核融合技術賞」を受賞した。平成 25 年 10 月 15

核融合研究開発部門

日の平成 25 年度理事長表彰において、「核融合トリチウム燃料増殖用革新的機能材の造粒技術の研究」の業績に対し、「研究開発業績賞」を受賞した。平成 26 年 2 月 7 日にトリチウム増殖材料の製作技術開発に密接に影響する技術として「海水中のリチウム資源を回収する革新的な元素分離技術の確立」に関するプレス発表を実施した。平成 26 年 10 月 6 日の平成 26 年度理事長表彰において、「イオン伝導体によるリチウム資源の革新的分離回収技術の研究」の業績に対し、「研究開発業績賞」を受賞した。平成 26 年 10 月 21～22 日に開催された日本金属学会の水素化物に関わる次世代学術・応用展開研究会・第一回研究会において、「ベリリウム金属間化合物を用いた軽量化水素吸蔵合金の合成技術開発」の業績に対し、「優秀ポスター賞」を受賞した。

核融合研究開発部門

【中期計画】核融合エネルギー利用のための基礎的な研究開発や炉システムの研究を実施する。

核融合エネルギー利用のための基礎的な研究開発として、（１）プラズマ加熱技術の高性能化、(2)トリチウムの閉じ込め技術の高度化、（３）核データの高度化研究、（４）炉システムの研究を実施して中期目標を達成した。

（１）プラズマ加熱技術の高度化

プラズマ加熱工学の研究開発では、以下の成果を得て当初目標を達成した。

負イオンビームによるプラズマ加熱技術の研究開発では、負イオン生成及び加速の高効率化を目指し、負イオン引出系（図 9）の開発を実施した。これまでに、負イオンが表面生成されるプラズマ電極の形状や、同電極上のセシウム層の厚さを制御するための温度制御技術を開発してきた。さらに、負イオン生成部から負イオンとともに引き出される電子を、負イオンビームから分離・処理するための引出電極の冷却管及び、磁石の配置や大きさを最適化することによって、高出力 MeV 級負イオンビームの長パルス化を促進した。加えて、第 2 期中期計画の最終年においては、偏向制御電極の孔径及び軸ずれを最適化した。偏向制御電極は、負イオン加速器内の残留磁場(負イオン生成のための磁気フィルターの戻り磁場や引出電極内の磁石による磁場)よるイオンビームの偏向を抑制するためのものであり、孔の中心軸をビーム軸に対してずらことによって偏向電界を発生し、ビーム軌道を制御する。従来、軸ずれ量や孔径が最適化されておらず、負イオンが直接、偏向制御電極に衝突するため、ビーム電流値が低下するとともに、直接衝突によって発生する２次電子が加速され、下流に配置された加速電極の熱負荷を増大するという問題があった。そこで、３次元の負イオンビーム軌道計算を詳細に実施し、偏向制御電極の孔径、軸ずれ量、形状を最適化した。一般的に、孔径を増大すると負イオンの直接衝突は抑制できるが、偏向電界が弱くなり、十分な偏向量が得られないので、偏向制御電極をテーパー形状とすることで十分な偏向量を確保した。その結果、同一加速条件において、加速器内の負イオンの透過率(トランスミッション)を従来の 80%から 90%に増大し、ビーム電流値を 10%増加させた（図 10）。これにより、MeV 級負イオンビームの高効率が図られ、ITER や JT-60SA における高密度負イオンビームの長パルス加速の見通しを得た。

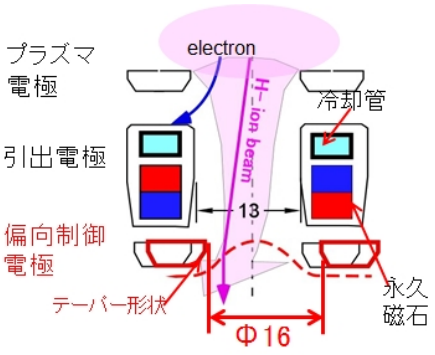


図 9　負イオン引き出し系

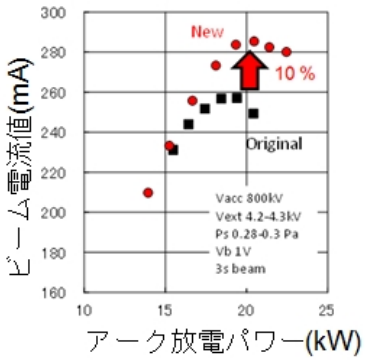


図 10　負イオンビーム電流値

高周波加熱装置における長パルス・大電力伝送時の伝送効率の向上研究を行った。ジャイロトロン出力を導波管に結合させる光学整合回路の設計を進め、図 11 に示すような 2 枚組の位相補正ミラーを用いてジャイロトロンの実出力分布に対して 98%以上で結合できるミラー系の設計に成功した。実験に於いては、170 GHz ジャイロトロンを用い、170GHz、137 GHz、103 GHz での 3 周波数において、それぞれの周波数で結合ミラーを含む同一の光学整合回路を用い、マイターベンド 7 個を含む全長 40m の伝送系で、伝送効率としてそれぞれ 91%、90%、85%を達成した。同一の伝送系で 3 周波数全てで高効率伝送を実証した例はこれが初めてである。

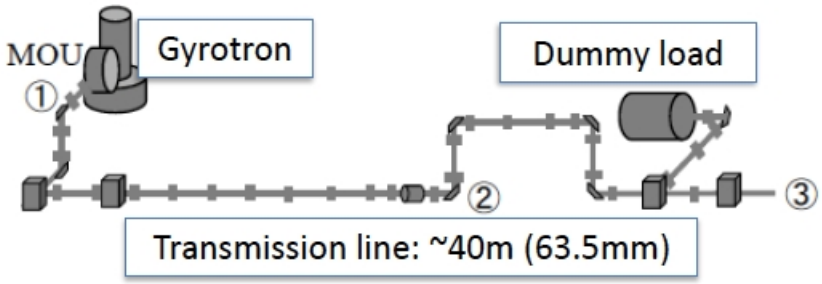


図 11　3 周波数ジャイロトロンと伝送試験システム。伝送系終端③で測定した出力とジャイロトロン出力の比は、91%(170GHz)、90%(137GHz)、85%(104GHz)。

(2)トリチウムの閉じ込め技術の高度化

核融合炉のトリチウムの安全取扱技術の信頼性向上の一環として、万一の事故時に商用電源が期待できない場合でも、高いトリチウム酸化性能を有する疎水性白金触媒の高性能化を行い、室温近傍の温度におけるトリチウム酸化反応の活性を劇的に向上させうる新たな触媒製造法を開発して、トリチウム酸化反応の活性が 10 倍以上向上することを確証した。

疎水性高分子を母材とした従来の疎水性触媒では、母材の劣化や燃焼による食材性能劣化の懸念があった。これを克服するために、田中貴金属工業（株）との共同研究により、世界で初めて耐熱性無機材料を担体とする疎水性触媒TKK-H1P（市販名称）を平成22年に開発し関連特許取得するとともに、核融合炉への適用をめざして実証デ

ータを継続的な蓄積を開始した。さらにTKK-H1Pの技術を基に、実験的に解明した酸化活性向上メカニズムを触媒製造プロセスに反映することにより、室温でのトリチウム酸化反応活性をTKK-H1Pと比較してさらに劇的に向上させる新たな触媒製造法（KNOITS技術）の開発に成功した。図12に室温で0.02ppmのトリチウムの酸化性能（総括反応速度係数）の触媒によるの違いを示す。新たに開発したTKK-KNOITSは室温での総括反応速度係数がTKK-H1Pの10倍以上であり、室温でも確実なトリチウム酸化性能を持つとともに、触媒量をTKK-H1P使用時の1/10以下に大幅に低減可能で、トリチウム除去設備の大幅な合理化に貢献し得ることを確認した。さらに、本触媒は核融合炉のトリチウム水濃縮・分離処理の中核触媒としての使用も見込まれ、その実証試験を開始した。

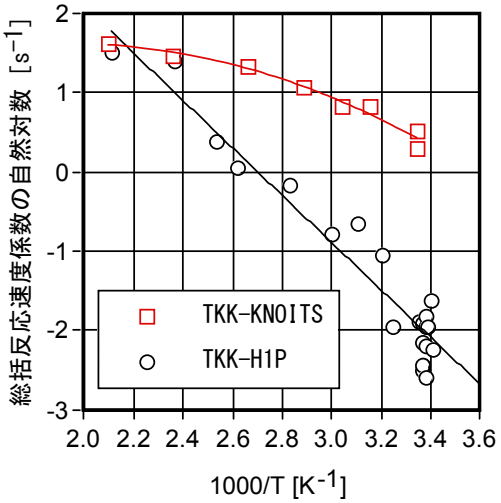
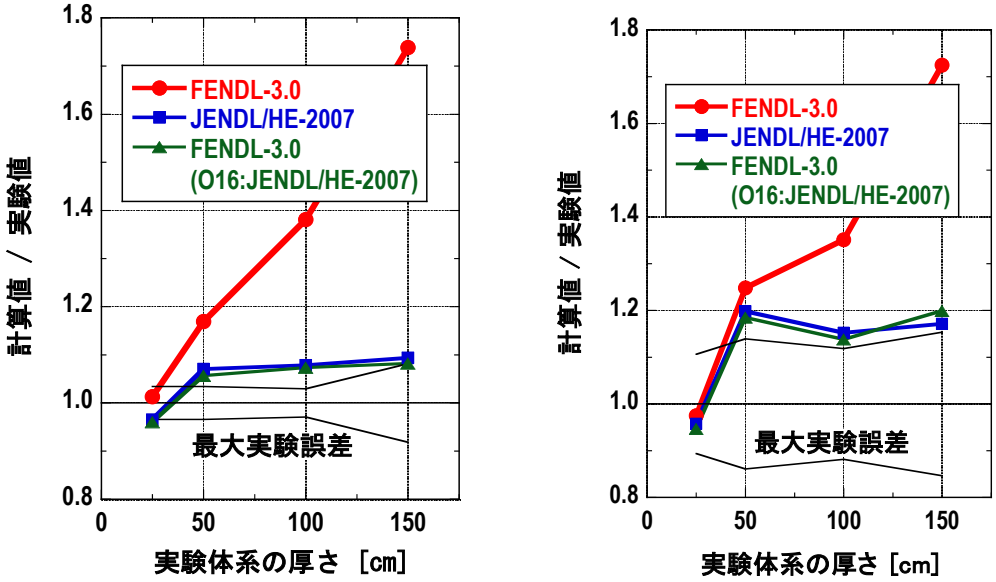


図 12　室温トリチウム(0.02ppm)酸化時の総括反応速度係数

（３）核データの高度化研究

これまでに FNS で実施したベンチマーク実験、阪大 OKTAVIAN でのベンチマーク実験、高崎研 TIARA での遮蔽実験の結果を用いて、2010 年に公開された日本の核データライブラリ JENDL-4.0(含む、日本の高エネルギー核データライブラリ JENDL/HE-2007)及び 2012 年に IAEA から公開された核融合炉用核データライブラリ FENDL-3.0 の妥当性を検証するとともに、新たなベンチマーク実験としてチタン、モリブデンのベンチマーク実験を実施し、その詳細解析を行った。その結果、JENDL-4.0 のデータは概ね良好であるが、チタン、マンガン、銅、モリブデン、ジルコニウム、タングステン、鉛等については改善の必要があることを明らかにし、JENDL-4.0 の評価者に改善の要請をした。FENDL-3.0 については、20MeV 以下のデータについては概ね良好であったが、20MeV 以上のデータについて、^{16}O データの不備、MATXS ファイルの不備等の重要な問題があることを明らかにした。図 13 に、原子力機構高崎研究所の TIARA での 40MeV 中性子入射コンクリート遮蔽実験の結果による、FENDL-3.0 の ^{16}O データの影響を示す。FENDL-3.0 を用いた解析では、実験体系の厚さが厚くなるにつれて、実験データを大幅に過大評価する傾向が認められた。FENDL-3.0 の ^{16}O データを JENDL/HE-2007

の ^{16}O データに置き換えて解析を行うと、実験結果と良好な整合性が得られることがわかった。これらの問題を IAEA に報告し、FENDL-3.0 の改訂を依頼した。



(a) 40MeV 中性子入射時の
ﾋﾟｰｸ部分(35-45MeV)の中性子束の
実験値に対する計算値の比

(b) 40MeV 中性子入射時の
テール部分(10-35MeV)の中性子束の
実験値に対する計算値の比

図 13　高崎研 TIARA での 40MeV 中性子入射コンクリート遮蔽実験解析結果

（４）炉システムの研究

炉システム研究からみて、今中期計画の期間は、工学的飛躍の少ない現実的な原型炉設計活動につながる予備段階と位置付けられることから、この期間の主目標は炉設計に有用な設計ツールの開発に重点をおいた。一つの大きな成果は、超伝導コイルの設計手法をモデル化した解析モジュール SCONE の開発であり、本モジュールをシステム設計コードに組み込んだ結果、超伝導線材（NbTi, Nb_3Sn, Nb_3Al 等）種類と運転条件等を入力すれば自動的にコイル最適化が行われ、炉システム解析の効率を飛躍的に向上させた。本コードは BA 原型炉設計活動において原型炉設計パラメータの探索において効力を発揮し、原型炉のプラズマ主半径 R_p が増加するにつれてトロイダル磁場コイルの発生磁場は低下し、R_p = 8 m 程度まで増大すると到達最大磁場は Nb_3Sn と Nb_3Al でほとんど違わないという重要な知見を得た（図 14）。超伝導コイル最適化モジュールは、外部（東大など）のコスト評価にも活用された。

また、核融合炉設計に広く利用可能で、BA 原型炉設計にも活用できる核設計コード群を構築した。核融合炉で利用される各種材料の成分比や混合比、核データ群定数（JENDL/FENDL ベースを選択可）を管理するデータベースを共通化し、主要な核設計コード（THIDA, MCNP, DOHEAT など）の入力形式に合わせて材料データを作成する機能を備え、核計算で用いるデータベースを一元管理することで材料の設計変更等によ

る再計算、計算結果の妥当性確認を大幅に省力化した。図 15 のような増殖ブランケット概念に対しても、トリチウム増殖比及び温度分布が比較的容易に解析できるようになった。本コード群は BA 原型炉設計活動において、燃料増殖、遮蔽、炉内線量率、残留熱、誘導放射能など、ほとんどの核解析に利用されている。

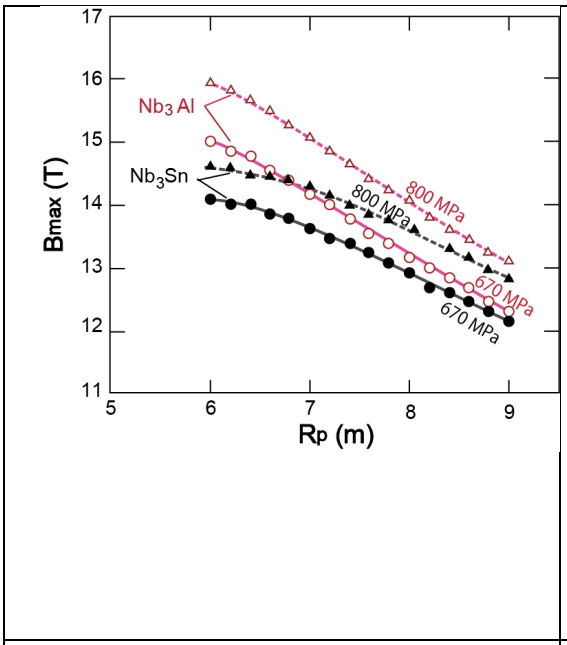


図 14　超伝導コイル最適化モジュールによるトロイダルコイル最大磁場とプラズマ主半径の関係

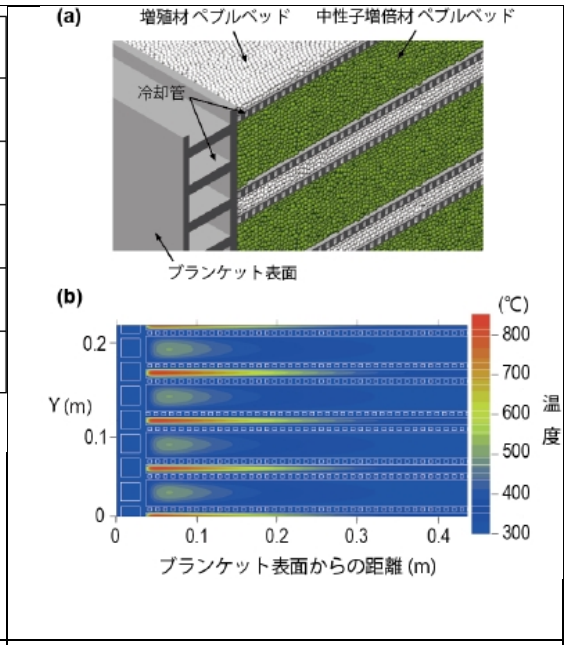


図 15　ブランケットの 2 次元解析例：(a) ブランケットモデル概念、(b) ブランケット内部温度の解析例

核融合研究開発部門

【中期計画】国際核融合エネルギー研究センターで進めるBA 活動と、核融合炉工学研究、理論・シミュレーション研究等を段階的に集約し、ITER 建設活動及びJT-60SA と連携させ、原型炉段階に移行するために必要な技術・推進体制の確立、知識の集積、人材の育成に向けた準備を行う。

○国際核融合エネルギー研究センターで進めるBA 活動と、核融合炉工学研究、理論・シミュレーション研究等の段階的集約について具体化に向けた検討を開始し、平成22 年11 月には、炉構造研究グループ及び炉システム研究グループを六ヶ所サイトに移設した。

○平成23 年4 月にブランケット照射開発グループとトリチウム工学研究グループ（一部）、平成23 年7 月にプラズマ理論シミュレーショングループを六ヶ所サイトへ移動した。

○平成23 年10 月より核融合炉構造材料開発グループ、核融合炉システム研究グループ、プラズマ理論シミュレーショングループを六ヶ所BA プロジェクトユニットに統合した。

○平成26 年4 月より六ヶ所BA プロジェクトユニットを核融合炉システム研究開発部と核融合炉材料研究開発部に分けた。

This is a blank page.

参考資料 3

核融合研究開発・評価委員会　事後評価指摘事項への対応措置

This is a blank page.

核融合研究開発・評価委員会 事後評価指摘事項への対応措置

委員会の答申における指摘事項	機構の措置
○核融合研究開発全体	
・今後は、ITER 計画の適切な実施のために極内機関としての責任を果たすことはもちろんであるが、ITER 機構との適切な協力作業を通して、スケジュールの円滑な進捗のために、引き続き努力されたい。	・ITER サイトへの職員等の積極的な派遣などにより ITER 機構及び他極国内機関との連携を強化し、新機構長の下で策定される ITER 長期スケジュールの円滑な推進等 ITER 計画の円滑な運営に貢献していきます。
・実施機関である原子力機構のスタッフが少なすぎるのが極めて大きな問題であり、早急に人員増の努力をすべきである。	・機構全体のバランスを考慮しつつ、人員について検討していきます。
・新法人への統合移管に関して、これまでに培われた経験と知識が上手く引き継がれるように期待したい。さらに、新法人においても、大学等との共同研究が青森サイトにおいてもうまく実施できるように、一日も早い設備の移設や新設、しくみづくりを期待したい。	・これまでに培われた経験と知識が上手く引き継がれるように原子力機構内で十分に協議を行います。また、移管統合後も、引き続き大学等との共同研究が円滑に行えるよう仕組みを作ります。
・重要な機器開発・製造あるいは材料開発など、原子力機構の設計や指導により多くの企業が関わっていることをもっと積極的に広報してはいかがか。中小企業や町の工場も含めてものづくり技術が全日本で核融合開発に向かっていることを伝えれば、宇宙分野などに負けないで応援されると思う。	・核融合エネルギーフォーラム主催の ITER/BA 成果報告会などを開催し、企業におけるものづくり技術について積極的に広報していきます。
・将来計画に向けては、次期中期計画期間中に ITER は初プラズマ、BA は計画期間終了を迎え、新たなフェイズに移ることが明らかになっている。現在の機器調達を主とした活動から開発研究活動へと移行するにあたり、中心となる人材の養成は喫緊の課題である。優秀な若手研究者が活躍できる場を提供出来るよう努力していただきたい。併せて、原型炉構築に向けた設計や開発研究の加速も求められており、大学との連携・協力を図りながら、全日本的な体制のコアとしての役割を果たしていただきたい。	・積極的に若手研究者を外国装置の実験に参加させ、国際的に研究開発を主導できる人材の育成に努めていきます。原型炉に向けた取組は、六ヶ所核融合研究所に原子力機構、NIFS、大学及び産業界からのメンバーで構成される原型炉設計合同特別チームを設置し、核融合科学技術委員会の下に設置されるタスクフォースとも連携を図りつつ、全日本的に実施していきます。
・ITER や JT-60SA が建設期を終了し、実験フェーズに入ったとき、国際競争の中で日本がリーダシップを発揮し、成果を挙げるための様々の方策を十分に検討して対応する必要がある。ITER の中心課題である燃焼プラズマ研究は、JT-60 実験のモデリングや理論・シミュレーションにより積極的に進められ所定の成果を挙げているが、予算的制約が厳しく欧米に比べると必ずしも十分とは言えない状況がある。中でも、BA シミュレーションセンターは 2017 年度に当初期	・積極的に若手研究者を外国装置の実験に参加させ、国際的に研究開発を主導できる人材の育成に努めていきます。また、BA 計算機の後継について日欧で協議しており、継続運用に向けて努力していきます。

間を終了するが、これまで培った経験・実績を維持・発展させるとともに ITER における実験研究を国際的にリードする観点からも、継続運用などの方策を積極的に検討することが必要である。	
・本研究の規模・先進性・重要性に見合う人員配置に向けて、引き続き配慮をお願いしたい。	・機構全体のバランスを考慮しつつ、人員について検討していきます。
・IFMIF/EVEDA における原型加速器実証については期間を延長し、十分な試験時間を確保すべきである。	・IFMIF/EVEDA の期間延長については、日欧で協議していきます。
・青森県での核融合フロンティア計画は高く評価できるが、研究者のためのインフラ整備のために、地方自治体への依頼のみならず、所内でのご努力も引き続き、期待したい。	・研究者のインフラ整備のために自治体に働きかけるとともに、原子力機構内でもできることを整理し、実現に向けて努力します。
・厳しい時間的制約や大震災など影響を受けながらも、極めてチャレンジングで壮大な研究開発に、同機構部門は総力を挙げて取組んでいる。どこの独法でも人的資源が限られているが、同機構担当者のアクティビティは相当高く、数々の輝かしい実績と研究業績を挙げていると評価できる。人的資源を増やさないと、激務により担当者が少しでも故障すると、研究開発の全体進捗にも影響を及ぼすのではないかと懸念される。人材育成のみならず、機構として積極的な人材採用も望まれる。産業界との技術シーズマッチングを行うイベントを機構部門として行われることもご検討いただければと思う。石油ガスの資源開発を行う、別の独法は積極的に行っている。	・機構全体のバランスを考慮しつつ、人員について検討していきます。産業界との技術シーズマッチングを行うイベントについては、実施を検討します。
・大学等との連携研究は、件数も大事であるが、全日本で核融合研究を進めるという意味で、JAEA での研究との相補性など、全体計画における連携研究の位置付けを明確にして進めるべきと思う。	・共同研究については、関連する委員会等で議論しており、その中で位置付けについて明確化を図っていきます。
・原型炉の設計は、ITER や JT-60SA の成果を踏まえる必要性があるため大変であることは理解できるが、逆に設計に大きな影響を与えるパラメータを決めるために、JT-60SA に求める成果などを提案するなど、相互の連携を取りながら、計画を進めて欲しい。	・原型炉に向けた取組は、六ヶ所核融合研究所に原子力機構、NIFS、大学及び産業界からのメンバーで構成される原型炉設計合同特別チームを設置し、核融合科学技術委員会の下に設置されるタスクフォースとも連携を図りつつ、全日本的に実施していきます。その中で、JT-60SA との相互の連携を図っていきます。
・限られた人的資源の中で多岐にわたる先端的な研究開発を行い、着実な研究開発成果を挙げてきたと思われる。長期にわたる研究開発の継続や人材確保には、核融合コミュニティだけが孤立することなく、広く一般社会からの理解、支援が不可欠という視点も忘れないことが成功につながると考えられる。	・広く一般社会からの理解及び支援が得られるように情報発信などを積極的に行っていきます。

・全体として非常に良く仕事が進められ成果が挙げられているので、十分 S 評価に値する。	・引き続き、成果が挙げられるように着実に事業を進めていきます。

◯大学等との連携・協力、人材育成	
課題の達成度： ・連携・協力を実施するための予算措置等は厳しい状態にあることから、長期的視野に立った方策の検討を期待する。	・ITER や JT-60SA の運転期、六ヶ所サイトでの核融合フロンティア計画をにらんだ連携・協力の在り方について検討を行っていきます。
・連携により得られた具体的な成果が不明である。	・積極的な成果の発信に努めます。
・共同研究に参画している人数が、平成 17 年をピークとして、その後減少傾向がみられ、第３期に向けての対策が必要であろう。	・JT-60SA が建設期ということも要因と考えられますが、ITER の運転をにらんだ共同研究や外国の装置を用いた共同研究などを積極的に実施し、共同研究の活性化を図っていきます。
成功・不成功の原因の把握・分析： ・もっと大学や企業の若手にアピールする機会を設けるべきである。	・核融合エネルギーフォーラムの活動を通して、機会を作っていきます。
・大学等との連携・協力を活性化させる検討をすべきではないか。	・ITER の運転をにらんだ共同研究や外国の装置を用いた共同研究などを積極的に実施し、共同研究の活性化を図っていきます。
・人材育成の観点からは若手の正規職員の採用を図るべきである。	・機構全体のバランスを考慮しつつ、人員について検討していきます。
当初の計画の妥当性： ・まだ大学への発注形態が、通常の物品発注と同じ形態、基準で行われており、大学や産業界と手を携えて共に新たな価値を発見していく、という姿勢に欠け、見直しが必要である。	・機構では、一般競争入札等における競争性を確保することが義務付けられており、共同研究等に対しても公募を実施しなければなりませんでしたが、2015 年 3 月 19 日より、理事長達「随意契約における『特命クライテリア』について」の一部改正を行い、「研究開発、実験等の成果の連続性、継続性の確保のための契約相手方が一に限定されるもの」を特命クライテリアに追加したため、公募をせずに大学へ発注することが可能になりました。

国際単位系（SI）

表１．SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表２．基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立方メートル	m^3
速さ，速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	毎メートル	m^{-1}
密度，質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m^2
比体積	立方メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度[a]，濃度	モル毎立方メートル	mol/m^3
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率[b]	（数字の）　1	1
比透磁率[b]	（数字の）　1	1

(a) 量濃度（amount concentration）は臨床化学の分野では物質濃度（substance concentration）ともよばれる。
(b) これらは無次元量あるいは次元１をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の１は通常は表記しない。

表３．固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン[b]	rad	1 [b]	m/m
立体角	ステラジアン[b]	sr[c]	1 [b]	m^2/m^2
周波数	ヘルツ[d]	Hz		s^{-1}
力	ニュートン	N		$m\ kg\ s^{-2}$
圧力，応力	パスカル	Pa	N/m^2	$m^{-1}\ kg\ s^{-2}$
エネルギー，仕事，熱量	ジュール	J	N m	$m^2\ kg\ s^{-2}$
仕事率，工率，放射束	ワット	W	J/s	$m^2\ kg\ s^{-3}$
電荷，電気量	クーロン	C		s A
電位差（電圧），起電力	ボルト	V	W/A	$m^2\ kg\ s^{-3}\ A^{-1}$
静電容量	ファラド	F	C/V	$m^{-2}\ kg^{-1}\ s^4\ A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2\ kg\ s^{-3}\ A^{-2}$
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V	$m^{-2}\ kg^{-1}\ s^3\ A^2$
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2\ kg\ s^{-2}\ A^{-1}$
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2	$kg\ s^{-2}\ A^{-1}$
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	$m^2\ kg\ s^{-2}\ A^{-2}$
セルシウス温度	セルシウス度[e]	℃		K
光束	ルーメン	lm	cd sr[c]	cd
照度	ルクス	lx	lm/m^2	$m^{-2}\ cd$
放射性核種の放射能[f]	ベクレル[d]	Bq		s^{-1}
吸収線量，比エネルギー分与，カーマ	グレイ	Gy	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
線量当量，周辺線量当量，方向性線量当量，個人線量当量	シーベルト[g]	Sv	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
酸素活性	カタール	kat		$s^{-1}\ mol$

(a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
(b)ラジアンとステラジアンは数字の１に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の１は明示されない。
(c)測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
(d)ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
(e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
(f)放射性核種の放射能（activity referred to a radionuclide）は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
(g)単位シーベルト（PV,2002,70,205）についてはCIPM勧告2（CI-2002）を参照。

表４．単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	$m^{-1}\ kg\ s^{-1}$
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	$m^2\ kg\ s^{-2}$
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	$kg\ s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	$m\ m^{-1}\ s^{-1}=s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	$m\ m^{-1}\ s^{-2}=s^{-2}$
熱流密度，放射照度	ワット毎平方メートル	W/m^2	$kg\ s^{-3}$
熱容量，エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2\ kg\ s^{-2}\ K^{-1}$
比熱容量，比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2\ s^{-2}\ K^{-1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	$m\ kg\ s^{-3}\ K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m^3	$m^{-1}\ kg\ s^{-2}$
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	$m\ kg\ s^{-3}\ A^{-1}$
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m^3	$m^{-3}\ s\ A$
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m^2	$m^{-2}\ s\ A$
電束密度，電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m^2	$m^{-2}\ s\ A$
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3}\ kg^{-1}\ s^4\ A^2$
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	$m\ kg\ s^{-2}\ A^{-2}$
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2\ kg\ s^{-2}\ mol^{-1}$
モルエントロピー，モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	$m^2\ kg\ s^{-2}\ K^{-1}\ mol^{-1}$
照射線量（X線及びγ線）	クーロン毎キログラム	C/kg	$kg^{-1}\ s\ A$
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	$m^2\ s^{-3}$
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4\ m^{-2}\ kg\ s^{-3}=m^2\ kg\ s^{-3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2\ sr)$	$m^2\ m^{-2}\ kg\ s^{-3}=kg\ s^{-3}$
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m^3	$m^{-3}\ s^{-1}\ mol$

表５．SI 接頭語

乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10^{24}	ヨタ	Y	10^{-1}	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペタ	P	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^{-9}	ナノ	n
10^{9}	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	p
10^{6}	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f
10^{3}	キロ	k	10^{-18}	アト	a
10^{2}	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z
10^{1}	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	y

表６．SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	’	1’=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	”	1”=(1/60)’=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 $hm^2=10^4m^2$
リットル	L，l	1 L=1 l=1 $dm^3=10^3cm^3=10^{-3}m^3$
トン	t	1 t=10^3 kg

表７．SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10^{-19}J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10^{-27}kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10^{11}m

表８．SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100 kPa=10^5Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg≈133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10^{-10}m
海里	M	1 M=1852m
バーン	b	1 b=100fm^2=$(10^{-12}cm)^2$=$10^{-28}m^2$
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベル	B	
デシベル	dB	

表９．固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10^{-7} J
ダイン	dyn	1 dyn=10^{-5}N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm^{-2}=0.1Pa s
ストークス	St	1 St =$1cm^2\ s^{-1}$=$10^{-4}m^2\ s^{-1}$
スチルブ	sb	1 sb =1cd cm^{-2}=10^4cd m^{-2}
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm^{-2} =10^4lx
ガル	Gal	1 Gal =1cm s^{-2}=$10^{-2}ms^{-2}$
マクスウエル	Mx	1 Mx = 1G cm^2=10^{-8}Wb
ガウス	G	1 G =1Mx cm^{-2} =10^{-4}T
エルステッド[a]	Oe	1 Oe ≙ $(10^3/4\pi)$A m^{-1}

(a) ３元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ≙ 」は対応関係を示すものである。

表10．SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10^{10}Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10^{-4}C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10^{-2}Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10^{-2}Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10^{-9}T
フェルミ		1 フェルミ=1 fm=10^{-15}m
メートル系カラット		1 メートル系カラット= 0.2 g = 2×10^{-4}kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	1 cal=4.1858J（「15℃」カロリー），4.1868J（「IT」カロリー），4.184J（「熱化学」カロリー）
ミクロン	μ	1 μ =1μm=10^{-6}m

（第8版，2006年）