

自然科学研究機構 核融合科学研究所
平成 25 年度外部評価報告書
NIFS Peer Review Reports in FY2013

2014 年 3 月

March, 2014



核融合科学研究所 運営会議外部評価委員会

NIFS Administrative Council External Peer Review Committee

目 次

第1章	これまでの経緯	1
第2章	項目別の評価	4
[1]	研究体制・環境の整備	4
[2]	研究成果	12
[3]	共同利用・共同研究の推進	18
[4]	人材育成	23
[5]	将来計画	25
第3章	評価のまとめと提言	29
1.	評価のまとめ	29
2.	提言	33
第4章	おわりに	35
資料編		
1	平成25年度 核融合工学研究プロジェクト報告書	
2	平成25年度 外部評価プレゼン資料	
参考資料		
1	平成25年度 外部評価「核融合工学研究プロジェクト」の評価結果一覧	
2	平成25年度 核融合科学研究所運営会議外部評価委員会及び専門部会 構成名簿	
3	核融合科学研究所運営会議外部評価委員会規則	
4	平成25年度 核融合科学研究所運営会議外部評価委員会日程	

第1章 これまでの経緯

核融合科学研究所は、大学共同利用機関として大学における核融合研究を推進するため、大型ヘリカル装置（LHD）を主装置として平成元年に設立された。核融合コミュニティの総意と期待を背負って計画されたLHDは、我が国独自のアイデアであるヘリオトロン型磁場を超伝導で発生することを特長とし、高出力の加熱によりヘリカル方式による高性能プラズマを生成させると共に、環状型磁場閉じ込め核融合炉の実現を見据えた物理的・工学的課題を解明することを目指し実験研究を進めている。一方これと並行して、本質的に複雑性を持つ核融合プラズマの解析には、大規模シミュレーションを用いた理論的研究が必須であり、核融合科学研究所では専用の最新鋭スーパーコンピュータを導入してこれを全国の核融合理論研究者に対し共同利用を通じて提供し、先導的な研究を進めてきた。

この間において、国内学術研究体制の変化があり、核融合科学研究所は平成16年度より大学共同利用機関法人自然科学研究機構の一機関として全国共同利用・共同研究をより一層推進することになった。法人化に当たっては、6年間の中期目標・中期計画を掲げ、その進捗状況について毎年評価を受けるという制度が導入された。この年度評価は主として管理運営面のものであるが、核融合科学研究所においては研究成果についても外部の有識者による評価を受けることが重要と判断し、運営会議の下に外部評価委員会を組織して研究面の評価を毎年実施している。評価項目は運営会議で決定し、運営会議所外委員に加えて評価項目に対応した専門家を委員として構成した外部評価委員会で評価を行うものである。評価委員会は評価結果を運営会議に報告し、核融合科学研究所はその結果を尊重して次年度以降の研究活動の改善に役立てている。

核融合科学研究所では平成22年度からの第2期中期目標期間の開始に当たり、プラズマ・核融合研究分野でのCOEとしての求心力を一層強化するため、LHD、理論シミュレーション、核融合工学の3分野で研究プロジェクトを構成し、核融合炉実現に向けこれらの成果を統合していく研究計画をスタートさせた。このために平成22年度には所内研究組織の改編を行い、全研究職員を一つの研究部にまとめた上で、プロジェクトへの参画を自由とする体制を取った。これにより、LHD・理論シミュレーション・核融合工学の3つのプロジェクト間の連携がこれまで以上に容易となり、新しい課題に対して臨機応変に対応出来るようになった。

運営会議では、プロジェクト制度の成果を確かめるため、先ず平成23年度にLHD計画プロジェクト、平成24年度に数値実験研究プロジェクトの外部評価を実施した。そして、本年度においては核融合工学分野の「核融合工学研究プロジェクト」を対象として外部評価を実施することとした。そこで外部評価委員として運営会議の所外委員9名と外国人委員4名に更に5名の専門委員を加えて外部評価委員会を構成し、評価作業を行った。

平成25年10月11日に開催した第1回外部評価委員会及び専門部会において、本年度の

外部評価の進め方について協議し、評価の観点及び具体的な評価項目を決定した。その内容を章末に示す。平成 25 年 11 月 30 日に開催した第 2 回外部評価委員会及び専門部会では、核融合科学研究所の担当者から、この評価の観点及び評価項目を踏まえたビューグラフや活動報告書などの資料（資料編参照）を用いての詳しい説明を受け、質疑応答が行われた。その後、平成 26 年 1 月 28 日に第 3 回の専門部会を開催し、研究所との更なる質疑応答も含め外部評価委員会で定めた評価の観点と項目に沿った評価作業とその取りまとめを行った。専門部会での評価案が出揃った段階で平成 26 年 2 月 21 日に第 3 回外部評価委員会を開催し、最終報告書を取りまとめた。外部評価委員会及び専門部会の日程を参考資料 4 に示した。

本報告書は、「第 1 章 これまでの経緯」、「第 2 章 項目別の評価」、「第 3 章 評価のまとめと提言」、「第 4 章 おわりに」の 4 章で構成されている。

核融合科学研究所運営会議に提出され承認された後、核融合科学研究所長から自然科学研究機構長に提出されることになる。その後、機構の教育研究評議会及び経営協議会に提出され、承認を受けた後、文部科学省に提出する「自然科学研究機構年度計画（平成 26 年度）」及び「平成 25 事業年度に係る業務の実績に関する報告書」の参考資料となる予定である。本報告書は印刷物や WEB ホームページを通じて公開される。

「核融合工学研究プロジェクト」の評価では、大学共同利用機関法人自然科学研究機構の定める中期計画において、大学共同利用機関法人自然科学研究機構核融合科学研究所が推進する、炉設計と工学基礎の構築を目的とする「核融合工学研究プロジェクト」の達成度評価及び研究水準の評価を基本とした。

なお、平成 21 年度に実施された、核融合工学研究に関する外部評価での「提言」を踏まえ、以下の 5 点も今回の評価において留意した。

1. ヘリカル炉設計を軸に組織横断的に核融合工学研究を発展させているか。
2. 核融合科学研究所が、先進ブランケット及び低放射化材料研究の国内拠点となり、国際的にも研究の主導的立場を確保しているか。
3. 核融合炉開発に向けた超伝導コイル研究を推進しているか。
4. 核融合炉研究プロジェクトを担う若手研究者を育成しているか。
5. 核融合科学研究所の進める核融合工学研究の発展が、ヘリカル型核融合炉実現のための学術体系の構築に大きく貢献しているか。

本年度実施した「核融合工学研究プロジェクト」の評価項目は、以下のとおりである。

[1] 研究体制・環境の整備

- (1) 平成 22 年度にプロジェクトとして位置付けられた核融合工学研究プロジェクトの目標設定は適切か。

- (2) 推進体制は目標に合致したものであるか。また適切に機能しているか。
- (3) 工学基盤の構築を可能とする研究環境の整備は適切に進められているか。

[2] 研究成果

ヘリカル型核融合炉の研究を進めることにより、国際的に高いレベルの成果を上げているか。

- (1) ヘリカル型核融合炉の設計
- (2) 工学基盤構築に向けた研究

[3] 共同利用・共同研究の推進

- (1) 大学等有する高い研究能力を結集して、COEとして共同研究を適切に進めているか。
- (2) 大学の研究発展に寄与しているか。
- (3) ITER計画・BA活動及び国際的な活動との連携、貢献を図っているか。

[4] 人材育成

核融合研究の長期的な発展を支える国際的に活躍できる人材の育成に貢献しているか。

[5] 将来計画

目標に向けた今後の研究計画は適切か。特に、中長期的な展望を見据えたものとなっているか。

第2章 項目別の評価

本章では核融合工学研究プロジェクトにおける研究成果と関連した共同研究活動について、第1章で掲げられた具体的な評価項目に従って、各委員から示された評価を集約して記述する。括弧内の数字は意見の内容がほぼ同じであった件数である。外国人からの意見については原文のまま英文で記してある。

[1] 研究体制・環境の整備

Establishment of research system and environment

- (1) 平成22年度にプロジェクトとして位置付けられた核融合工学研究プロジェクトの目標設定は適切か。

Whether or not the target of FERP, initiated in FY2010, is appropriate?

- 前回の提言を踏まえ、トカマクにも共通する主要課題の研究を「定常ヘリカル型核融合炉実現に向けた概念および基本設計の推進と、基幹工学基盤の構築」として重点的に推進するという核融合工学研究プロジェクトの目標設定は適切であると評価される。(13名)
- ヘリカル型核融合炉に向けた本格的な炉設計の体制づくりと課題について提言を行った目標設定は適切なものである。(5名)
- ヘリカル型核融合炉設計を通じて核融合工学研究の国内拠点としての位置づけを確固たるものにし、国際的な炉工学研究の主導的立場を確保することは重要な観点であり、評価できる。(1名)
- 核融合工学研究プロジェクト報告書は各研究項目が核融合炉とどのように関連しているかが明確に記述されている。(1名)
- 目標設定にある程度のフレキシビリティを持ち、世界の核融合工学研究開発の動向等、その変化を核融合工学コミュニティに示す羅針盤的な機能と責任が、期待されている。(1名)
- 全体を通して、大型プロジェクトを成功させるためには波及効果への言及も必要である。(1名)
- 比較的短期の研究として実現性を見通せるのか、研究成果の達成度を不断に検証していくことが重要である。特に、原子力機構の研究成果との相補性、補完性には注意を払う必要がある。(1名)
- 炉設計の目標が必ずしも明確でない。要素研究としての課題や課題の統合性を明らかにしてプロジェクトを進めるべき。(1名)

- 長期目標とそこでの短期目標を明確に記載することを推奨する。(1名)
- ヘリカル方式での燃焼を経ずして、直接ヘリカル型核融合炉を目指す戦略が、適切なものであるのかが明らかになっていない。(1名)
- ダイバータへの高熱・粒子束を制御する上で重要な周辺プラズマをタスクに含めることが望まれる。(1名)

- When the last peer review of Fusion Engineering Research in NIFS was conducted in year 2009 for the period of FY2004~2009, the Fusion Engineering Research Project(FERP) was newly announced with new organizational structure. In FY2010, the Fusion Engineering Research Project was launched with two principal targets, namely, (1) Conceptual design of a steady-state helical fusion reactor; (2) Construction of engineering basis with R&D activities.

These two targets of FERP served important basis of developing “Roadmap” for the second mid-term and the third mid-term period for completing main objectives of the conceptual design for the steady-state helical fusion reactor, so that the engineering design could be possible in later stage. FERP are then organized by relevant tasks with subjects and goals, in-line with two principal targets.

Therefore, the introduction of two targets of FERP served very well to guide the successful development of lower-tier tasks, subjects, and mid-term goals, and its planning activities, so that execution of the first half of the second mid-term was successfully completed.

It is also worthwhile to note that FERP produced many high-level results and published papers so that two principal targets are shown to be very much appropriate for success and advancement of the project for the period of FY2010-2013. (1名)

- A major target of FERP is to establish an engineering basis for a steady-state helical fusion reactor. This is definitely a long-term effort that requires well defined strategic decisions. During the review meeting a road map for the time period 2010-2022 was presented (slide 8). In addition to reactor design work based on the heliotron concept, major engineering subjects are addressed: (1) reduced activation materials, (2) superconducting magnets, (3) high heat flux materials, (4) breeder blankets, (5) Tritium technologies. These subjects are taken on in close collaboration with Japanese universities and JAEA (slide 22). The different tasks are carefully compiled in a table (slides 10-17), distinguishing between reactor design issues and R & D tasks. This is a quite systematic approach that aims to cover the broad range of engineering for a fusion power plant. The target of FERP is fully appropriate and can be rated highly.

A few recommendations:

- 1) Efficient remote handling of breeder blanket modules is a challenge for helical devices because of the specific geometry of the plasma vessel. To limit effort and time consumption for the replacement of the blankets, remote-handling methods that take into account the helical geometry must be developed. This topic is listed under “in-vessel component group 2” and should receive particular attention.
 - 2) The task list presented during the meeting is very comprehensive. In order to achieve the best possible outcome with limited resources, a systematic engineering technology gap analysis should be conducted. Based on this, priorities should be set and milestones defined. Such a plan provides a useful tool for the management to guide the available manpower in NIFS and in the collaborating institutions. (1名)
- FERP has made important input by addressing most outstanding issues to be confronted by a fusion helical reactor design. Specific research in FERP consists of blanket material systems, neutronics and magnet material systems. In-Vessel Components, Tritium issues, Design Integration, Building Layout, Power Supply and Operation Control all addressed properly. Core Plasma, Plasma Heating and Diagnostics are also well developed.

Roadmap of FERP has been made based upon mid-term and long-term approach relying on the results obtained by the LHD superconducting system.

The team study of the helical reactor issues is unique in the world thereby comprising a great value for the world fusion community.

The team study of the helical reactor issues has been advanced and the research along these lines has been worked out in detail.

The performance of the sub - cooling system attained the design value and the stable operation of cold compressors has been demonstrated.

However, the conflict in cryogenic stability between the model and the real coil employed at LHD remains less clear.

Upgrade plan up to 15 T is under consideration. The progress should be accelerated.

Existing facilities were gathered and upgraded within the framework of the Fusion Engineering Research Project.

The staff has been increased and the Universities participation has been amplified.

This step is bound to accelerate the progress in this area.

Safety Management system has been implemented.

Collaborations with numerous and varying partners in Japan and internationally have been invoked and enhanced.

Organization of FERP has been streamlined and refined incorporating a large number of co-workers.

The science value is truly democratic open for any researcher willing to contribute to the project.

Large Supplementary Budget for FY 2012 has been used very effectively.

Very strong publication record achieved by FERP has to be commended during the period of 2011 -2013.

Indeed, 217 high quality papers were published in total covering a very large variety of outstanding issues. (1名)

以上より、この核融合工学研究プロジェクトの目標設定に対して、極めて高く評価するが7名、高く評価するが9名、評価するが1名であった。

(2) 推進体制は目標に合致したものであるか。また適切に機能しているか。

Whether or not the organization of FERP is coincident with its target and properly functioning?

- プロジェクト制への移行が、より機動的な研究活動を推進する役割を果たしている。(5名)
- 若手研究者の積極的な登用は、長期的な研究が必要な核融合工学研究の基盤構築に極めて有用である。(5名)
- 共同研究を積極的に進め、所外の多くの機関と連携して研究を進めている点は国内拠点形成にとっても有用であり、かつ研究推進に欠かせない点として高く評価する。(3名)
- タスクごとの連携（横楡）や工学 R&D と炉設計との連携、LHD 実験研究との連携についても、同じ研究者が複数のグループに参画することや合同会合の開催等で情報連携が図られており、効果的に機能していると考えられる。(3名)
- LHD 計画プロジェクトの結果を踏まえた概念設計が必要であるとともに、炉設計からの LHD 実験へのフィードバックも重要であり、適切に機能していると評価できる。(2名)
- LHD 計画プロジェクトや数値実験研究プロジェクトをも有機的に連携した推進体制となっており、この点は高く評価できる。(2名)
- 核融合工学研究プロジェクトに専心しているスタッフは限られているのではないかと懸念される。(2名)

- 設定された目標に向けた研究を実施するために、核融合工学研究プロジェクトとして、タスク化し、タスクごとにリーダーを設定し責任ある実施体制を構築したこと、またこのリーダーに若手を配置し、人材育成にも努めていることは評価できる。(1名)
- 定期的な見直しなど各グループのタスク達成度に応じた適切な支援制度も有効。(1名)
- 核融合のすべての分野を網羅し、さらにそれを超えて分野外の知見も必要とするため、随時さまざまな分野の専門家を糾合し、フレキシブルに対応する必要がある。よく工夫した推進体制で組織を構築し、また設計統合のための機会を設けていることは高く評価される。(1名)
- 他大学、他研究機関、産業界の知見を導入することで、中途半端に現実的な要素を加味してもかえって設計全体のコンシステンシーを失うことになりかねず、基本的な知識基盤を共有する人員の組織として、現在の推進体制は適当。(1名)
- 原型炉概念設計と研究開発を両輪とする推進体制は納得できるものであり、推進会議とプロジェクト会議の組み合わせも適切。(1名)
- 参加している各研究者のタスク並びにデューティー管理が適切に行われているか？核融合工学研究プロジェクト専任の研究者を充実するとともに、参加している研究者のタスクとデューティーを適切に管理することが今後必要である。(1名)
- 炉設計側、R&D側の双方で解決を目指す体制が新しい発想、ブレークスルーを生み出すと思うので、そうした工夫や運営が必要と考える。(1名)
- 炉に対する認識、直面している核融合炉の問題点を強くアピールし、炉の実現性を高める研究に参加するように働きかけることが必要である。(1名)
- 数値実験研究プロジェクトとの連携は限定的という印象を受ける。(1名)
- 炉の概念設計段階では炉心プラズマの予測が重要であり、核融合理論シミュレーション研究系からより多くの参加が望まれる。(1名)
- Before FERP was launched, the Fusion Engineering Research in NIFS was mainly conducted by “Fusion Engineering Research Center” during period of FY2004-2009. When FERP is launched, the matrix-based new organization was also established, so that anyone in NIFS could participate in FERP, in principle. In implementation, FERP was organized in 3 major groups, 13-tasks and 44-subtask with about 64 staffs from mostly from two divisions of the Department of Helical Plasma Research, namely, Device Engineering and Advanced Physics Research Division, and Fusion Systems Research Division.

Because the conceptual design activities with R&D tasks for the steady-state helical fusion reactor requires very wide areas to be covered, FERP organized effectively with its limited human resources by covering the most of plasma and operation area by utilizing many NIFS scientists and engineers in other projects, in addition to the main staff members of the project to cover 6-major areas mostly for

themselves. It is also important to recognize FERP's effort to work with many collaborators in many Japanese Universities and Institutions for covering major R&D area together.

It is however to recommend to re-enforce main research staffs, especially engineers, for FERP to reduce areas to be covered by the limited existing human resources, that would tend to make R&D tasks covered thinly so that the progress could be less than optimal, in the future. (1名)

- FERP was started in the FY2010 as one out of four large projects within NIFS. FERP is split into 13 task groups. There is an alternating weekly meeting with either the task group leaders or with the NIFS staff and collaborating universities. This ensures good communication and a suitable evaluation of the work in progress. It is a very good practice of FERP to appoint younger researchers as task group leaders. This will serve as encouragement and motivation for the younger generation and trains management and leadership skills. Conference participation for knowledge transfer is well planned (slide 9) and consequently FERP has high international visibility. In summary, the organization of FERP seems to be appropriate for a project with about 60 participating staff members.

One recommendation:

1) Depending on the different levels of maturity, it might be useful to conduct formalized design reviews. These should be documented using a standard scheme with check-lists, action-items etc. The standard scheme would be: preliminary design review → detailed design review → final design review. Depending on the complexity of the component or solution, external experts should participate. (1名)

- FERP consists of 13 task groups and 44 subtask groups. It is governed by leaders and project meetings summoned frequently including both NIFS and ex – NIFS personal and addressing a large variety of issues.

More than 70 meetings were held during 2011 – 2013.

The decision making is truly democratic and any researcher can participate in FERP activity.

Network for promotion of engineering research is comprehensive and includes all major universities in Japan and JAEA. (1名)

以上より、このプロジェクトの推進体制に対して、極めて高く評価するが6名、高く評価するが10名、評価するが1名であった。

(3) 工学基盤の構築を可能とする研究環境の整備は適切に進められているか。

Whether or not an appropriate research environment is provided for the establishment of academic fundamentals?

- 平成 24 年度には、大型補正により充当されたこともあり、適切に整備が進められている。(11 名)
- これらの機器を有効に活用するためには、研究者だけでなく、優れた技術スタッフの整備も必要であり、また多くの共同研究の基盤としての整備も含め、今後この点の改善が望まれる。多岐にわたった分野における機器の維持、保守に関しては、適切な人員を配置する必要がある。人員に関する問題点の整理が必要である。(7 名)
- 炉工学分野の COE として、諸外国の機関と比較するとまだまだ不足を感じる。各大学の従前の研究設備を活用した結果として、この分野の研究が大いに進んでいると思われる。(1 名)
- 装置仕様検討や装置の移設を伴う所外との密接な共同研究を実施しており、高く評価する。(1 名)
- リモートハンドリング技術も含め、新しい炉工学技術の展開に向けた整備をさらに進めてほしい。(1 名)
- 全国の研究者を含めた研究体制を構築することが重要である。(1 名)
- 高度な管理などを必要とする機器については、専門の研究者がいる大学への移管し、共同研究に供することも有用であり、トリチウムを使用する試験装置を名古屋大学同位体分離実験室に移設する試みは、その端緒となるもので、今後の進展を期待したい。(1 名)
- 計画的な技官の育成/運転要員の確保が課題であり、全国大学の専門研究者を教師とした、実践的な教育コースなどを開設するなどの対策が必要。(1 名)
- 補正予算については、LHD 実験の予算も含めて、総合的に考えた上で進めるべきであった。核融合研究は一部の研究だけに集中して投資しても実現できるものではなく、総合的に発展させないとうまくはいかないと考えられる。(1 名)
- 補正予算は、計画的な研究予算使用とは異なり、かなり無理に短期間の調達を行う必要があり、事前の計画とは異なって、研究環境に十分な配慮が必ずしもやりやすくないことは認識される。時間的制約もあり、大学等の所外研究者との十分な連携のもとに整備を進めるというプロセスが必ずしも十分ではなかった可能性もある。(1 名)
- FERP has 5 large-scale experimental R&D areas, including Reduced-activation Materials, High-field Superconducting Magnets, High-heat-flux Plasma-facing Components, Long-life Liquid-breeder Blankets, Trace Tritium-handling Technology. The research environment for major experimental R&D areas are well established and appropriately re-enforced and improved during FY2010-2013,

especially by Supplementary Budget that covered originally planned equipment when FERP was launched.

It is also important to recognize that FERP carried out collaboration successfully with other outside expert groups for utilizing research environment for achieving goals of R&D.

However, the re-enforced equipment utilizing large supplementary budget was endowed in FY2012-13, so it is yet to be proved for effective deployment of equipment in execution of R&D for coming years in remaining the second mid-term targets. (1名)

- A fundamental asset – and a key element of the NIFS strategy – is the close collaboration and know-how exchange with Japanese universities. FERP has successfully established a network for the promotion of engineering science with about 50 universities, many of them with a highly international profile. A highlight is the research on Tritium science and technology, which is performed jointly with eight universities, each of them having a specific know-how. The already good equipment of NIFS for engineering research is boosted by a supplementary budget of 2.4 Bio JPY in the fiscal year 2012. The main new facilities foreseen are
 - 15T magnet facility
 - twin loops with 3T superconducting magnet
 - HIPing device and creep test device
 - high heat load electron beam test facility
 - 1 MeV accelerator for materials testing
 - advanced fuel cycle system

These investments will considerably strengthen FERP. It must be made sure, however, that the management allocates enough staff resources to make the best use of the equipment and to develop the suitable expertise and experience quickly. (1名)

- Research environment has benefited greatly from the large supplementary budget in FY 2012.

A huge progress has been made in addressing the SC Magnet, Blanket, Low – Activation Material, Divertor and Tritium issues.

15 T Magnet facility will be upgraded to increase the bias magnetic field from 9 T to 15 T so that 100kA- class conductor samples will be tested at temperatures 4 – 50 K.

Twin loops with 3T SC magnet have been developed in collaborative studies and simulation of temperature and flow velocity have been carried out.

Low activation materials based on nano-particle dispersion strengthened technology have been studied in detail.

High heat load test facility operated in order to provide technology for In-Vessel components. Accelerator for materials yielded unique non-destructive analysis for In-Vessel and Blanket components.

Advance fuel cycle system is crucial for closing the cycle of a fusion reactor. (1名)

以上より、このプロジェクトの研究環境の整備に対して、極めて高く評価するが7名、高く評価するが9名、評価するが1名であった。

[2] 研究成果

Research achievements

ヘリカル型核融合炉の研究を進めることにより、国際的に高いレベルの成果を上げているか。

Whether or not FERF is achieving internationally evaluated results throughout the study on helical fusion reactor?

(1) ヘリカル型核融合炉の設計

Helical fusion reactor design

- ヘリカル型核融合炉として FFHR シリーズを精力的に概念設計してきた点は高く評価できる。ヘリカル型核融合炉の設計においては、世界的にも他の追随を許さない極めて高いレベルにまで到達している。(4名)
- LHD の成果をベースに、ヘリカル型核融合炉の設計が着実に進められている。(3名)
- 主要な国際会議での発表、関連する論文も多数公表されており、十分な成果が挙げられていると高く評価される。(2名)
- 核融合炉の成否を担うダイバータに関して、中性子遮蔽ダイバータなど先進的な概念設計が取り入れられており高く評価される。(2名)
- 核融合炉における MHD 安定性、新古典輸送及びアルファ粒子輸送の両立は必須の課題であり、この解決に向けた工学的な設計研究の努力を、今後も継続されることを望む。(2名)
- 運転シナリオから発電システムまでの検討、さらにコスト評価も加えられており、成果は十分に上がっていると評価できる。(1名)
- 設計サイドから LHD 実験への要請を出したりして、実験と設計との情報交換が密になっている点は高く評価できる。(1名)
- 有限ベータでの新古典輸送およびアルファ粒子損失を許容範囲内に留める設計シナリ

オが、かなり具体的に提案できたことは評価に値する。(1名)

- FFHR-d1の設計が、炉工学研究の推進と進展との整合性を取りながら進められており、高く評価できる。今後は、さらなる連携を深めて、設計値と実際の達成値との評価を実施し、工学研究の方向性を明示することを期待したい。(1名)
- トカマクとの比較にはあまり意味はない。むしろ、エネルギー源となる核融合炉として、ヘリカル型核融合炉を通じてその特徴を明確に示したこと、また工学上の課題を摘出し、先進的なアプローチを可能とした点、設計研究としての意義を高く評価すべきと考える。(1名)
- 設計で求められている性能を発揮する機器類のR&Dがどこまで達成されているか、足りない点はどこかについて自己評価を伴ったPDCAサイクルをどう動かしていくかについての検討が必要。(1名)
- 各部の詳細設計が進んでいるが統合したときの問題点等の洗い出し作業も重要。(1名)
- ヘリカル型核融合炉では、トカマク炉と比べてより複雑となる保守点検方法の確立が重要。(1名)
- 周辺プラズマモデリングによる検討が不足しており、提案されているダイバータ配位におけるプラズマ性能を検討することが困難である。数値モデリンググループとの連携により、この課題を克服することが喫緊の課題である。(1名)
- ヘリカル型核融合炉設計としては、ほぼ完成の域に達してきており、新たなブレイクスルーが見えにくくなっている。一方で、POST LHDとの関連で、ヘリカル型閉じ込め方式の開発戦略の議論を喚起させる必要がある。(1名)
- 高ベータと良好な閉じこめの両立、シャフラノフシフト抑制とMHD安定性の両立などのヘリカル型核融合炉のキーとなる課題について、炉心プラズマ設計の側から、もっと斬新なアイデアとその検証などの研究が、現在のLHD実験に提供できないだろうか。(1名)
- 設計が変遷しているが、1) どのような課題に遭遇しどう対処・回避・解決できたか 2) 設計の初期パラメータを設定する正当性の検証はどのように総括されたか? などの説明必要。(1名)
- ダイバータ熱負荷の平均値として $8.1\text{MW}/\text{m}^2$ を想定して設計しているが、こうした平均熱負荷に α 損失の非一様性等がどのように評価されたかの記載・説明が必要。(1名)
- 核融合炉実現の目標に対する達成度が十分にあったかどうか判断することが困難である。抜けている事項が無いか、などについても十分な説明が欲しい。(1名)
- LHDでの実験結果に基づく空間分布を取り入れた炉設計システムコードや密度分布の時間発展を含めた炉心プラズマシミュレーションを開発したことは高く評価する。後者の結果を報告書に含めることが望ましい。(1名)
- LHD型ヘリオトロン配位にもまだ最適化の余地は残されているが、他のヘリカル配位

に比べた優位性を示すべきである。(1名)

- After successful launching of FERP, the Helical Fusion Reactor Design activities have shown healthy progress with revisions of FFHR Series design. FERP has also chosen good design strategy utilizing staged approach called “Round”. The preliminary results of 3D Structural and 3D Neutronics Analyses seem to have good outcome, and reported in many international journals and presentations.

It is also worthwhile to note that the utilization and collaboration with LHD experiments and Numerical Simulation Project, would make plasma and operation part of design in more solid ground. The quality of conceptual design related works are deemed to meet very high international standards, so that 81-papers, and 37-international presentations are reported.

It is however to recommend that the linear progress of design activities should be coupled with R&D results and outcome, so that the “Round” should be looked more “feed-back” loop than “linear” progress. Also, utilization of the outcome of LHD experiment, is very sound approach to be taken for establishing credible plasma operation for reactor design, but it would be useful to look forward to extrapolate further so that the reactor design could be more balanced.

In engineering aspect, the early consideration of “remote maintenance” is very important, due to reliability and availability issues of reactors. So it would be recommended to start these activities in earlier than what is planned. (1名)

- The basic device parameters of the fusion reactor design FFHR-d1 are already defined, based on an extrapolation of LHD data and computer simulations. This is a reasonable approach to make progress in the reactor design. It must be kept in mind, however, that LHD still has to deliver key data as (a) viable divertor operation with full density and impurity control and (b) integrated plasma operation scenarios with reactor relevance. It is, thus, of utmost importance that FERP remains in close dialog with the LHD project to stay updated on the progress in the understanding of the heliotron configuration. The results obtained from the reactor design studies are well published and presented on international conferences.

Two recommendations:

1) As a matter of fact, stellarators and heliotrons are often not seen as good candidates for a DEMO design. The reasoning is that the tokamak concept is more simpler to realize, especially from the engineering point of view. It is recommended to make a joint effort with all groups world wide working on stellarator/heliotron power plant studies to underline the advantages of helical systems and to offer

credible solutions for outstanding engineering issues.

2) It would be extremely valuable to develop a global FEM model of FFHR-d1 to perform structural analyses with an integral point of view. Single components, especially highly loaded ones, can be analyzed with specialized codes and higher resolution. (1名)

- Research achievements consist of 2 parts: helical fusion reactor design and the R&D toward the establishment of the engineering basis. Conceptual design of FFHR – d1 proceeds in stages termed Rounds 1 (2010 -2011), 2 (2011 -), 3 etc. Design parameters are specified in detail. Interfaces between different components are defined accounting for feedbacks in between parts via Inter-Project Collaborations.

Resulting Operation Scenario is being well established. FFHR-d1 design parameters are determined, followed by 2nd round of in-vessel component design. Dynamic control of LHD magnetic field is attained with enhanced power supplies. Robust and reliable operation scenarios has been achieved by the unique LHD superconducting system. Cooling system for LHD helical coils has been upgraded. Significant progress has been made in the area of high-temperature superconductors HTS option of Helical Coils. It is applied to fusion magnets design and manufacture.

Elemental technologies for liquid blanket have been developed.

Completion of construction of the unique FLiNaK loop Orosh2i-1 and the start of operation must be especially commended.

R&D on Vanadium Alloys and Ceramic Coating shows an important progress.

Many research results have achieved within the framework of fusion reactor activity. 217 papers and 150 conference presentation were delivered.

Conceptual design has been advanced and broadened significantly.

R&Ds on SC magnet, blanket, low activation materials, divertor and tritium is proceeding well. (1名)

以上より、このヘリカル型核融合炉の設計に対して、極めて高く評価するが10名、高く評価するが5名、評価するが2名であった。

(2) 工学基盤構築に向けた研究

R&D toward establishment of the engineering basis

- 基盤機器開発の視点から、COEとして国際的にも評価の高い研究が行われている。

(5名)

- 超伝導コイル等、着実な開発が行われている。所外の研究者との共同研究を積極的に進めながら研究を進展させており、高く評価できる。国内拠点として国内外の研究者の活動拠点としての責務を果たすことを期待する。(2名)
- 特徴ある先進的なテーマを中心としてチャレンジングな研究開発課題を、大学の研究者との共同研究や研究協力により積極的に行っている点は高く評価できる。(1名)
- マグネットに HTS 導体を適用する研究が評価される。ヘリカルコイルをセグメントに分けて製作し、現地で機械的に接続する方法が実現し、100kA の通電がクリアーできることを実証したことは、高く評価できる。(1名)
- 高温超伝導体導体の開発、バナジウム合金とセラミック被覆の開発、FLiNaK 循環ループ装置の製作、タングステン接合技術の開発等は特筆すべき成果であり、高く評価する。(1名)
- 重要な国際会議における研究発表の量は、世界一とみてよい。(1名)
- かなり広範囲な分野において、斬新で先進的な研究を実施しており、その独創的な成果や学術的な意義は、世界的にも高く評価されている。(1名)
- 多くの成果が得られていることは評価できるが大学間連携をさらに強化する必要があるとともに、LHD 実験や数値計算グループとの共同研究が重要な位置を占めている。(1名)
- 100 kA 級導体の開発は大型コイル製作へ向けて重要な成果と考えられる。(1名)
- 増殖ブランケットに関して、NIFS 独自の FLiNaK ループ開発研究は評価できる。大学との共同研究や協力体制の構築は重要であるが、各拠点との分担や効率的な進め方に対する検討も必要である。(1名)
- ダイバータにおけるタングステンの適用性等については、今後、ITER の結果を含めて検討を継続する必要がある。特に、トリチウムに関して、富山大学等との共同研究の充実と効率的な分担に対する検討が必要である。(1名)
- 研究が進展しており評価できるが、課題設定がプロジェクト的ではなく、共同研究ベースに依存しているものも散見できる。報告書では各分野で初めのところに課題の位置づけと成果をまとめ、その世界におけるインパクトの主張が必要。(1名)
- 設計と工学研究開発の相互フィードバックの効果がまだ顕著でない。(1名)
- 核融合研の工学プロジェクト自体は極めて優れた成果を出している。学術的に高い価値を持つ独創的な工学研究の成果が論文等の形で多く示されており、それ自体は極めて高く評価される。基本的に大学研究者である核融合研の組織では、独創的な技術のみに注力することは避けられないが、工学基盤の形成、という要求はそれとは少し違う方向にあることは認識すべき。(1名)
- 将来の核融合炉に必要な炉工学研究を進める上で、放射線関連技術が不足している。この分野が欠落せざるを得なかった状況は十分に理解されているが、それを他の方法

でカバーする努力は十分とは言えない。(1名)

- 将来的な工学基盤の構築という性格は学術研究に対して相対的に比重が軽いという選択がなされているように見える。限られた資源の分配において、成功事例とみてよい核融合工学分野へのより重点的な配分は、今後の戦略として考えられてもよいと思われる。(1名)
- 低放射化材料・ダイバータにおいて、着実な研究の進展が見られ、高く評価できる。また、取り扱いの問題があるため、困難な状況下におかれているが、トリチウムに関して、所外との共同研究を積極的に進めており評価できる。研究全体の方向性をどのように取りまとめて行くかが今後の課題である。(1名)
- 多岐にわたる研究成果が国際会議における口頭発表や学術雑誌への発表も多数なされており(136編)、評価できるが、総勢約60人のスタッフの4年間の研究活動の成果として評価すると、個人平均としては0.6編/年になり、やや疑問が残る。(1名)
- ブランケット・材料の研究は必ずしも炉設計と整合していない。核融合工学研究プロジェクトの大目標とそれぞれの研究の関連性・位置付けを再確認する必要がある。(1名)
- In FERP, 5 large-scale experimental R&D areas are established, namely, SC Magnet, Breeding Blanket, Tritium Handling/Safety, Plasma Facing Components/Divertor, Low-activation Materials. These areas are mostly recognized in DEMO-related R&D as “Low Technical Readiness Level” so that it is detrimental to establish engineering bases to accomplish credible Conceptual design of Fusion Reactor.

Therefore, it is well chose areas for R&D to establish fusion engineering bases in NIFS. Also, the required capital resources for equipment and operation seems adequate for establishment. But the human resource area should be revamped so that utilization of equipment and collaboration with other institutions could be more effective to accomplish targets and goals.

The quality of R&D and related works are deemed to meet very high international standards, so that the results of 136-papers, and 113-international presentations are reported.

Because it is initial phase of Conceptual Design activities for helical fusion reactor, the tight coupled R&D with design may not be yet required. However, R&D activities and targets need to be looked at closely with “Design Rounds” for Gap reducing, and focused for weak-link in the design, soon. (1名)

- FERP adresses very important R&D issues in fusion engineering. This includes superconducting helical coils (including HTS coils), blanket technologies, Tritium technologies, highly loaded materials, and low activation materials. This is all very

valuable work, very well published in international journals and highly visible on technology conferences. (1名)

- Significant progress has been made in the area of high-temperature superconductors. It is applied to fusion magnets design and manufacture.

The research on the 5 m – long coils, the bending tests, shielding currents and development of joints are carried out.

Hybrid energy transfer line has been studied in some detail.

Welding of vanadium alloys has been accomplished by oxygen impurity reduction. High purity metal vanadium was obtained for V alloy large heat loads. NIFS-HEAT -2 was welded in high purity Ar flow to avoid impurity contamination. Degradation of fracture energy was enhanced in weld material and later recovered by post-irradiation annealing. T

However, the degradation of the quality of welding appeared at neutron flow of 8.5 dpa.

Advanced coating technologies and the emergence of the tritium permeation barrier have been demonstrated. (1名)

以上より、この工学基盤構築に向けた研究に対して、極めて高く評価するが4名、高く評価するが10名、評価するが3名であった。

[3] 共同利用・共同研究の推進

Encouragement of joint activities and collaborative research

- (1) 大学等が有する高い研究能力を結集して、COEとして共同研究を適切に進めているか。

Whether or not NIFS is promoting collaboration as COE, concentrating the high research ability of universities and others?

- 多数の共同利用研究、共同研究に加えて、日米共同研究、日中共同研究などの国際協力が実施されており、核融合研は大学関係のCOEとしての役目を十分に果たしている。今後は人的交流も含め、国際的な拠点としての位置づけを意識し、国内の炉工学研究の要としての活躍を期待する。(13名)
- LHD計画共同研究では、炉工学研究推進に関して重要な研究が推進されており、高く評価される。(2名)
- 報告書の本文において、双方向型共同研究の成果に関する記載が少ない。炉工学分野での双方向共同研究は今後ますます重要であり、更なる貢献が期待される。(2名)

- 双方向型共同研究でも、筑波大、大阪大、九州大、富山大、東北大が工学分野の共同研究を行っており、核融合研の適切なリーダーシップが発揮されている。(1名)
- ダイバータの熱負荷、ブランケットに関してさらに幅広い共同研究の展開が必要である。(1名)
- 低放射化材料および溶融塩ブランケットについて核融合研が果たしている役割には大きい。今後、将来の核融合炉に必要な放射線関連分野の比重を高め、中性子やトリチウム、ブランケットなどについて、強力な共同研究の推進が必要である。(1名)
- 核融合の社会的受容性や安全性についても、総合的な中核センターとして、核融合研に求められる COE 機能は大きい。(1名)
- 基盤的な研究とヘリカル型核融合炉設計に直結する研究とを分ける検討が必要である。(1名)
- 民間との共同研究数等の集計を年度毎の加算ではなく、テーマでの加算とすべきである。また、科研費の件数も報告書のリストとは一致せず、加算の根拠が分かりにくい。(1名)
- In order to complement NIFS internal Fusion Engineering R&D activities, FERP carried out extensive collaboration with many universities by forming “Collaboration Network” in 5 major R&D areas. Total 542 collaboration projects are performed utilizing three main collaboration categories, namely, NIFS Collaboration, LHD Project Collaboration, Bilateral Collaboration, and also externally funded collaborations, and collaboration with private sector are performed, actively. These collaboration activities demonstrated NIFS as COE of Fusion Engineering Research. (1名)
- NIFS and FERP are successful in stimulating targeted research on fusion engineering in a large number of Japanese universities. FERP has knitted a tight network of collaborations on the key engineering issues. This know-how development will be of great benefit for the world-wide fusion community. (1名)
- Collaborations on the key technologies are carried out with acclamation in collaborations with numerous Japanese universities.
These include important topics on Materials & Blankets and Tritium & Safety.
Fabrication and Characterization of high purity Vanadium alloys are the most extensive studies involving world famous Hokkaido, Tohoku, Fukui, Kyushu, Tokyo and Toyama Universities.
High temperature superconducting conical tubes for the current leads have been designed, manufactured and tested achieving a small heat leakage and a large transport current at the same time was obtained due to collaboration with the Tokai University.

Multi-filamentary tapes from MgB₂ have been developed.

Deformation of round wires into tape shape is shown to improve the electromagnetic properties in collaboration with the Kagoshima University.

Collaborations on the liquid breeder blankets are well developed.

This activity remains the focus of the international studies.

Very strong collaboration record must be commended.

The latter must be maintained and further developed. (1名)

以上より、この COE としての共同研究推進に対して、極めて高く評価するが 8 名、高く評価するが 9 名であった。

(2) 大学の研究発展に寄与しているか。

Whether or not NIFS is contributing to the development of research at universities?

- 核融合工学に関連するほとんどの大学と共同研究や研究協力を実施しており、大学の研究発展には大いに寄与している点は高く評価できる。(12名)
- 原子分子過程やプラズマ壁相互作用のデータベース構築と公開は、大学における研究の発展に大きく寄与している。(6名)
- 研究のネットワーク化に努めており、高く評価できる。個別に NIFS と共同研究するだけでなくこうしたネットワーク化は研究の活性化、新規課題の発見につながるため、今後も引き続きそのような意識を持って活発なネットワークに努めてほしい。(1名)
- 大学の研究発展に対して、一般共同研究、LHD 計画共同研究による共同研究実施による貢献が大きい。更なる充実が期待される。(1名)
- 核融合研は低温・超伝導、ブランケット・ダイバータ技術、材料工学、さらにはトリチウムなどの専門家集団でもあり、比較的大きな規模の実験施設も有している。大学の萌芽的・先駆的な研究を推進するにあたり、核融合研の最先端の専門知識と大型機器との共同研究・研究協力は両者にとって大変有意義であり、今後もさらに活性化する必要がある。(1名)
- 大型設備はメンテナンスや運転、管理自体が、資金、人員、許認可、安全管理の面で大学の研究室規模では大きな負担となっている。大型設備を要することの多い核融合工学分野で、核融合研に期待されることは多い。一方、施設維持の負担の大きな、放射性物質・放射線、危険物を扱う研究が相対的に弱いという事実が残念である。今後核融合研のこの分野での展開を期待する。(1名)
- 炉設計やその関連する分野での成果も、可能な限りデータベース化して、広く使用できるような体制を構築することを期待する。(1名)

- The collaboration network building and outcome of collaboration with many university demonstrated NIFS as a very active promoter of university collaboration in the field of Fusion Engineering research. (1名)
- As a result of the intense collaboration, a broad range of research subjects is addressed at Japanese universities. There seems to be significant funding involved. Hence, FERP is clearly contributing to the research at Japanese universities. (1名)
- NIFS is the nerve center of the university activities in the field of thermonuclear research.

The activity is extremely inclusive comprising all major Japanese universities both streamlining and focusing their activities.

The benefit is however mutual because some of the universities contribute with their unique equipment providing invaluable information on recovery efficiency of hydrogen isotopes obtained from “ EXPRESS “ device at Shizuoka University.

In summary, 542 collaborations have been performed on the engineering issues crucial for a construction of a fusion reactor. SC magnet, cryo system, reduced activation material, blanket, divertor, tritium, reactor design and other important issues have been addressed with the framework of the this collaboration.

Furthermore, the manpower involved in FERP project has significantly increased due to collaborations with universities. (1名)

以上より、この大学の研究発展への寄与に対して、極めて高く評価するが 5 名、高く評価するが 11 名であった。

(3) ITER 計画・BA 活動及び国際的な活動との連携、貢献を図っているか。

Whether or not FERP is collaborating with and contributing to international activities of ITER, BA, and others?

- ITER 計画や BA 活動の支援として、超伝導コイルや NBI の性能試験が実施されており、専門家集団と大型施設を有する核融合研の特徴を生かしたものであり、高く評価できる。(13名)
- 日米プロジェクトである TITAN 計画の実施、および現在の PHENIX 計画の遂行では、核融合研が中核的な役割を果たしてきており、高く評価する。(7名)
- 原型炉を目指した BA 活動では、工学 R&D テーマへの寄与などが見られず、必ずしも大きくない。特に今後、合同コアチームが編成され今後の核融合研究開発に向けた議論が活発になるので、NIFS からも BA での炉設計活動に、より強くコミットしてゆくことを期待する。核融合科学研究所としての炉設計との関連を明確にして連携を進め、

今後の成果のヘリカル型核融合炉設計への反映を期待したい。(5名)

- 原子分子データベース (GENIE) 活動への寄与は大きく、核融合学だけではなく広く物理研究に寄与している点は高く評価できる。(3名)
- 過去数年間で、建設期である炉工関係の研究者が ITER へ異動し活躍している。また ITER 建設にあたり技術支援を積極的にしており、ITER との連携を強化する上では重要であり高く評価できる。(1名)
- ITER 計画や BA 活動では、実規模での技術開発や工学実証という視点も重要であるので、今後はより積極的な関与を期待する。(1名)
- 超伝導コイル分野では、長年にわたり安全に超伝導装置を運転してきた実績をもとに、ITER での運転体制、各種機器の配置、運転員の責任感、安全体制 等々貢献すべき点が多々あると思われる。(1名)
- ITER 計画や BA 活動は、基本的には国内機関が協定と国により定められており、それに対する核融合研の立ち位置と役割は特に国やコミュニティにより明確に定義されているわけではない。しかし、現在指名されている国内機関が、ITER 計画・BA 活動で調達とタスク運営に注力しなければならない状況において、高い技術力と豊富な知識を要する核融合研の工学プロジェクトが研究面でもっと大きな寄与をなすことは可能であり、より強力にコミットするという選択もありうる。(1名)
- For contribution to ITER and BA and other activities, FERP engaged actively in a few areas of ITER technology(SC Magnets and NBI), and BA activities(DEMO Design and R&D, and IFMIF), and also TITAN as well as GENIE activities. It is highly recommended to explore further collaboration opportunities in ITER Fusion Engineering areas where NIFS engaged in 5 major R&D areas such as Plasma Facing Components(Tungsten Divertor), TBM, and others. (1名)
- FERP is significantly contributing to ITER and BA activities. In addition, there are smaller international activities to which FERP is making important inputs. (1名)
- Collaboration network with JAEA on neutron irradiation impact on superconducting magnet materials has been developed. Irradiation impact on superconductivity of Nb₃Sn has been studied in collaboration with JRR-3 at JAEA and BR 2 in Belgium.

Joining forces on many common issues of the tokamak and stellarator reactors must be considered.

The development of superconducting SC magnet and cryo-system and the Neutral Beam Injection has been carried out in collaboration with JAEA and ITER.

Collaborations with BA includes JT60SA SC magnet testing and IFERC activity. Japan- US collaboration on TITAN on tritium, Irradiation and Thermofluid is further developed.

Collaborations with IFMIF-EVEDA includes fatigue life evaluation using small specimen.

Tests for cable –in-conduit conductors measuring the stability margin with the artificially triggered inhomogeneous current distribution have been performed in collaboration with Institute of Plasma Physics India.

Collaboration on Atomic and Molecular Database comprise extensive contributions to GENIE, which is the world-wide search engine of atomic and molecular database organized by IAEA.

Also, international partners ANL, ORNL (USA); SWIPP & IPP (China) and VNINIM (Russia) are involved. (1名)

以上より、この ITER 計画・BA 活動及び国際的な活動との連携と貢献に対して、極めて高く評価するが 3 名、高く評価するが 10 名、評価するが 4 名であった。

[4] 人材育成

Human resource development

核融合研究の長期的な発展を支える国際的に活躍できる人材の育成に貢献しているか。

Whether or not FERP is bringing up young researchers who can support long-range growth of international fusion study?

- 若手研究者をタスクリーダーとして研究を牽引している点は高く評価できる。その結果、多くの優秀な若手研究者が育成されたと言える。しかも多くの優れた論文が発表されており、極めて高く評価できる。(11名)
- 総研大だけでなく、国内のいろいろな大学の大学院生、博士研究員の教育指導も行い、将来を担う人材の育成も行っていることは高く評価できる。(7名)
- SSH 等のプログラムや夏の体験入学等への取り組みは評価できる。今後もこのような地道な努力は重要である。(3名)
- 総合研究大学院大学物理科学研究科核融合科学専攻の学生を教育し、4年間に7名に博士学位を授与したことを評価する。海外からを含めてより多くの博士課程学生の教育に貢献することを期待する。(1名)
- 自分たちのグループを担当する人材を育てるだけでなく、広く学術の発展に供する人材育成も視野に入れた育成活動も心がけるのがよい。(1名)
- 絶対的な人員の数が少ない点を改善する方策が必要である。(1名)
- 炉工学分野は長期的な視点を持った研究開発であり、継続的に責務を担うことができる人材育成は必須であることから今後も努力をしてほしい。(1名)
- 博士学位取得者数は評価の重要な指標であるが、取得数の多寡を評価することは困難

であり、比較すべき対象を明示することが望まれる。(1名)

- 日本の炉工学研究で学位を取得している学生も多数いると思われるが、各年度のデータがあると説得力が増す。(1名)
- 炉工学に限らず核融合各分野での学位取得者(大学院修了者)の国別のデータが必要である。(1名)
- 共同研究等の報告書で、各大学の研究室での関連した発表論文・学生が関係した場合の学位論文(学士、修士、博士)と進路などを記載するような様式とし、系統的にデータを収集・分析できるようにすることを期待したい。(1名)
- 核融合研究における人材育成を考える上で、核融合関連工学分野に進む学生の比率を問題にする必要はないと考える。むしろ、学生時代には核融合関連工学分野での総合工学研究を経験し、他分野で活躍する学生も増やすことを念頭において、人材育成を考える必要がある。(1名)
- 超伝導コイルに関してはこれほどの大型装置の設計能力、長年安全運転している実績などを有する人材が育成されており、世界の指導者として活躍できる場をさらに与えていくべきである。(1名)
- より一層の教育への貢献を目指していただきたい。短期、長期のもっと多彩な学生受け入れプログラムも考えられるし、スカラシップやポスドクの雇用、キャリアパスなど、核融合研究者人口そのものを増やすための努力は大学レベルでは難しく、核融合研に期待される場所である。(1名)
- 長期的にはITER計画への人員派遣についても、大学人のキャリアを踏まえた参加は、大学組織でありながら学部や大学院、研究室運営の制約から比較的自由的な核融合研に、より一層の工夫が期待される。(1名)
- 「核融合研究の長期的な発展を支える国際的に活躍できる人材」という点では育成した人材の総数に大きな問題がある。(1名)
- In the first half of the second mid-term period, FERP pursued actively bring-up and support young researchers in the field of fusion engineering by supporting 420 collaborations with universities for graduate study, resulting in 22-papers written by students. It is very commendable outcome considering world-wide environment facing young researchers in the field of fusion engineering. However, it would be recommended to promote more active recruitment effort for graduate students in the field of fusion engineering through Sokendai Education Program as well as other graduate studies programs with universities. (1名)
- The development of young researchers is systematically fostered by appointing the best among them to task group leaders. This is a very good approach to promote their development. The number of students educated within the collaboration with FERP seems to be quite low. Here, more engineering students could be attracted to

the field of fusion engineering. Large scale international projects like ITER and DEMO require tremendous engineering manpower, to which Japan could considerably contribute.

One recommendation:

1) It should be discussed, whether a joint research school for graduate students could be established under the lead of NIFS. This would give the challenges and opportunities in fusion engineering a nationwide as well as international visibility. In addition, such a research school would be a platform for high-level teaching by the experts from NIFS, the Japanese universities and from abroad.

(1名)

- In general, NIFS has contributed greatly to human resource development both in Japan and beyond since the start of its existence. This is borne out by the leading role of many scientists originating from NIFS at the highest level of the international fusion research and beyond.

FERP specifically has educated and promoted many former students into leading positions within the project. Indeed, many young researches in their thirties or forties are among task force leaders. Each of them is aware of his/her responsibility for realizing the fusion energy during their lifetime.

At present, FERP team of 217 members includes 22 graduate students. This number should be increased in the future. A half of former graduates have stayed in fusion research which is a high proportion by any standards as compared to other countries. (1名)

以上より、この人材育成に対して、極めて高く評価するが4名、高く評価するが6名、評価するが7名であった。

[5] 将来計画

Future plans

目標に向けた今後の研究計画は適切か。特に、中長期的な展望を見据えたものとなっているか。

Whether or not the future plan is appropriately pointing at the medium- to long-term target?

- 現在進められつつある各機器開発に対しては適切な目標設定がなされ、またそのための体制、機器整備も順調に実施されているので高く評価する。今後も適宜設定された目標設定に対して適切な研究開発を行っていく能力や体制整備は十分期待できる。

(12名)

- 炉設計については、炉設計案の多様化および基本設計案 **FFHR-d1A** に対する 3次元構造設計と建設保守の検討を進める将来計画は妥当であり、高く評価する。(2名)
- ヘリカル型核融合炉実現に向けての具体的なスケジュールがない点は問題である。工学プロジェクトとしてのゴールをどこに設定しているか、炉を設計するだけでなく実現する道筋をどう持つか、そのための年次計画は何か、必要な予算や人員はどれくらいか、など具体的な検討が今後必要である。(2名)
- 他の炉設計との比較を明らかとすることが重要であり、コスト評価に関する精度を上げていく必要がある。トカマクにおける **ITER** に対応する実験炉を経ることなく原型炉、発電炉の段階を想定している。このことに対して、数値的スケーリングを含めて問題点の洗い出しが重要である。(1名)
- 合同コアチームへの積極的な関与が望まれる。これらの連携強化により、トカマクとヘリカルの共通性と相違・相補性を見極め、共に発展させるための方策を模索することを期待する。(1名)
- 相当部分がトカマクと共通であり、研究所よりも産業界が得意とする課題も多いことから、原子力機構と連携して進める事が有効と考えられる。(1名)
- ヘリカルやトカマクなどの具体的なコンセプトを具現化すべく多種多様な技術開発を進めることと併せて、具体的なコンセプトを包含し超越した工学的な共通性・普遍性を追究し、“技術開発“から”工学基盤“へと深化させることが必要である。(1名)
- 核融合炉開発では、超伝導コイル、材料などの様々な分野で、規格・基準などが必要となる。そのためには多くの基礎データと学術的知識が求められる。核融合のための基礎データを得るためには、比較的大規模な設備を用いた実験データの取得が必要な場合が多い。**NIFS** ではこの基礎データを提供できる規模の実験施設を数多く有しており、また大学を含めた国内の多くの専門家が集まり議論する共同研究の土壌も構築されているので、**NIFS** の核融合炉工学研究では、核融合炉の規格や基準などを目指した研究にも精力を注ぐべきである。(1名)
- 将来計画では **MHD** 安定性に主眼を置いて検討されており、そのために工学的にはより厳しい条件を超伝導コイルに課すことになっている。(1名)
- 炉の成立には **He** 除去が必須であるが、現在の設計並びに実験ではこのあたりの位置づけが弱い。ダイバーター熱負荷に対する装置設計も十分とは言えない。(1名)
- 仮想運転スケジュールに基づく第 3 ラウンドという目標設定は興味深い。ヘリカル型核融合炉固有のものにこだわらず、十分な検討となにかうまくいかない場合の対策・対応をも検討に加えた、主要手順の提示は社会に大きな説得力を持ちうる。(1名)
- 要素研究の **R&D** について超伝導コイルを除いて数値目標、研究課題と達成の見通しが示されていない。炉設計を説得力あるものにできるかどうかは **R&D** の成果に依存しており、ブランケット、ダイバーターを中心に適切な目標設定が必要である。(1名)

- 炉工学 R&D については、主要 5 項目の推進だけではなく、各項目の中でどのような具体的課題に取り組むのかを示すことが将来計画として必要である。図 6.2-1 を評価するが、具体的な課題を報告書に文章として列挙し、なぜその課題に取り組むのかを明確に示すことが望まれる。(1 名)
- デモ炉の前にデモ実験炉が必要なことを明確化し、中期、長期にわたる 2 つの炉サイズ程度に絞り、研究者の目標を明確にすることが大事である。(1 名)
- 燃料供給問題は核融合炉の実現の重要な課題である。また、組み立て、メンテナンス、遠隔操作等の検討も同時に進めることが必要である。(1 名)
- 保守方法の検討も今後強化すべき課題である。(1 名)
- 今後の計画は国内の視点というよりは国際的な視点に立った立案が重要である。今後の計画の立案と評価は、可能な限り国際的視点に立ち、各種データの国別集計を心がけ、核融合研（大学連合を含む）は世界の寄与の何パーセントとなるのかを意識する必要がある。(1 名)
- 中長期の展望を見据えた場合、当面の核融合研究の最大の目標の一つは ITER 計画の着実な推進であり、またその先の原型炉の早期実現である。この観点で見たときも、現在と近い将来のヘリカル型核融合炉設計と工学研究の成果に十分に活用されることが期待される。学術研究としても、核融合エネルギーの工学として、ITER 計画の推進と、原型炉研究開発の中軸となる人材の育成、活動及び工学基盤の形成も期待されることも事実である。より広い範囲での核融合エネルギー工学への展開は、中長期の展望の一つの可能性として考えられてもよいと思われる。(1 名)
- 炉工学関連の研究分野の広がりに合わせて、重要な分野にも拘らず人員が不足している研究分野への人的資源の配分を期待したい。さらに、若手の人材（准教授・助教）の人事交流のための仕組み作りを核融合研が中心となって、構築することを期待したい。(1 名)
- 将来の核融合炉の安全評価に対する取組みを加速すべきである。人材育成が望まれる分野でもあるので研究体制の再構築をご検討頂きたい。(1 名)
- For the realization of two major objectives of FERF, namely, Conceptual Design and major R&D for helical fusion reactor, the future plan seems to appropriately address issues to be accomplished in the later part of the second mid-term. For Conceptual design activities, the third round plan seems to address construction and maintenance of in-vessel components that is crucial for reliability as well as availability of reactor. Also the plan for working with JAEA Tokamak DEMO conceptual design activities by peer-review, seems effective means of injecting outside-views and ideas to FERF design effort. For R&D part of FERF, the new equipment and facility acquired during the first part of the second mid-term needs to be utilized fully and effectively, to accomplish FERF R&D goals and targets. This

plan for next move on R&D seems sound.

However, as pointed out in previous item, in sometime in near future, the linear progress model of design activities should be coupled with R&D results and outcome, so that the “Round” should be looked more “feed-back” loop than “linear” progress. (1名)

- It is a very good move to revive the collaboration with JAEA on reactor design. The planned peer review is an important first step. After that, a close contact to design groups around the world should be established. The supplementary budget for engineering equipment will reinforce R&D on pressing engineering issues. The integration of the design (“3rd round”) is the necessary next step. The recommendations made above may be taken into account for further improvements of FERP. All in all, the future plans of FERP seem to be fully appropriate. (1名)
- Outline of FERP activity and the road map for implementation have been worked out and presented.

The broad range of subjects including large scale high field superconducting magnets, long life liquid blanket, low activation materials, high heat flux plasma facing walls and tritium control are chosen to be the focus of NIFS activities in FERP.

The road map is wisely divided into 3 stages including long range 3rd round of activity.

Promotion of the 5 major R&Ds toward the real – scale and real-environment test in the 3rd mid-term is envisaged.

Conceptual design followed by Basic Design and further tests and improvements resulting from the Detailed Design within the period 2014 – 2027 are foreseen.

Given the D operation of the LHD device in the near future provisions should be made to exploit fully the invaluable information as soon as it becomes available.

The roadmap also includes close collaborations with ITER, BA effort and the exchange of the information with the IFMIF device.

Attention should be attracted to develop contacts with industry choosing carefully manufacturing options of design components.

Different options must be carefully exploited in order to provide the continuity to reach the goal of a helical fusion reactor. (1名)

以上より、この将来計画に対して、極めて高く評価するが1名、高く評価するが13名、評価するが3名であった。

第3章 評価のまとめと提言

第2章で記載された意見及び外部評価委員会での論議を基に、評価の要点をまとめ、核融合工学研究プロジェクトの推進に重要ないくつかの提言をする。

1. 評価のまとめ

[1] 研究体制・環境の整備

- (1) 平成22年度にプロジェクトとして位置付けられた核融合工学研究プロジェクトの目標設定は適切か。

Whether or not the target of FERP, initiated in FY2010, is appropriate?

トカマク炉にも共通する炉工学の主要課題について、大学等との連携体制をつくり、国内の拠点としてヘリカル型核融合炉設計を通じて工学基盤を構築するとともに、前回の提言を踏まえて、炉設計と工学基盤の整合性を図りつつ目標設定し推進しており、**核融合工学研究プロジェクトの目標として適切な目標が設定されていると言え、高く評価する。**

一方、核融合研や大学の研究としては、学術的な要素研究を踏まえた核融合炉全体としての統合が重要であり、トカマク炉との相補性、補完性に注意を払いながら長期的目標と同時に短期的な目標とその実現性を見通した柔軟な対応を望む。

- (2) 推進体制は目標に合致したものであるか。また適切に機能しているか。

Whether or not the organization of FERP is coincident with its target and properly functioning?

核融合科学研究所がプロジェクト制に移行したことにより、所内の関連する多くの研究者と有機的な連携を図りつつ進められる機動的な研究活動が推進出来るようになった。また、大学等との共同研究を積極的に進めて、国内拠点形成、プロジェクト間の連携推進を、グループで課題を分担し、積極的に若手のリーダーを配置することにより、人材育成を踏まえて工夫した体制を構築している。従って、**目的に合致した推進体制が構築され、適切に機能していると高く評価する。**

一方で、各タスクの見直しをする体制の構築、炉設計から実験グループ、R&Dへのフィードバックも必要である。また、核融合工学を主体的に進める研究者の充実を望む。

- (3) 工学基盤の構築を可能とする研究環境の整備は適切に進められているか。

Whether or not an appropriate research environment is provided for the establishment

of academic fundamentals?

継続的な努力により、大型補正を含めて高度な実験機器や研究設備が導入されるなど、**工学基盤の構築を可能とする環境整備が適切に進められており、高く評価する。**

今後は、全国の研究者を含めた研究体制が重要であり、共同研究を利用して、多岐に渡った分野における機器の維持、保守に関して、技術スタッフの整備や増員により、核融合コミュニティ全体の資産として最適化された運用を望む。

[2] 研究成果

Research achievements

ヘリカル型核融合炉の研究を進めることにより、国際的に高いレベルの成果を上げているか。

Whether or not FERP is achieving internationally evaluated results throughout the study on helical fusion reactor?

(1) ヘリカル型核融合炉の設計

Helical fusion reactor design

本プロジェクトで推進されたヘリカル型核融合炉の設計において、LHD で得られたパラメータをもとにした概念設計を基軸とし、数値実験研究プロジェクトと連携して、自己点火までの道のりを示したことは意義深い。特に、中性子遮蔽ダイバータ配位等のヘリカル独特の課題と長所が取り入れられた先進的な概念設計であり、世界的に極めて高いレベルにある。これは、トカマク炉との比較よりもヘリカル型核融合炉としての工学上の課題を摘出する等、炉設計研究としての意義が大きいと言えよう。また国際会議での招待講演や発表論文も多数あり、成果が十分に上がっている。従って、**ヘリカル型核融合炉の設計を進展させ、国際的に高いレベルの成果を上げており、極めて高く評価する。**

これまでの設計の流れの中、設計変更の過程をはっきりさせることにより、現状の理解や課題の設定が進むとともに、LHD 実験へフィードバックさせることが重要である。周辺プラズマモデリング、ダイバータへの熱流束とアルファ粒子の詳細な検討等の記述、また、設計値と実際の達成値の評価をすることにより、工学研究の方向性を明示することを期待する。

(2) 工学基盤構築に向けた研究

R&D toward establishment of the engineering basis

5つの課題に対する基盤機器開発において、所外研究者との共同研究を進めながら国際的

に評価の高い研究が行われている。また、大学等との幅広い連携を含めて、LHD 計画プロジェクトや数値実験研究プロジェクトと共同し、特徴のある先進的なテーマを積極的に進展させている。このような**工学基盤の構築に向けた研究が行われ、国際的に高いレベルの研究成果を挙げており、高く評価する。**

なお今後は、先駆的・独創的な研究ばかりではなく、基盤的な工学の研究開発や試作試験等にも注視する必要があると言えよう。特に、中性子、トリチウムなど将来の核融合炉に必要な放射線技術に関連する課題に関しては、効率的な進め方を検討し、核融合研のみでは実施できない領域なども全日本的な連携を図りながら、より一層推進することを期待する。

[3] 共同利用・共同研究の推進

Encouragement of joint activities and collaborative research

- (1) 大学等有する高い研究能力を結集して、COE として共同研究を適切に進めているか。

Whether or not NIFS is promoting collaboration as COE, concentrating the high research ability of universities and others?

炉工学に関する多種多様な研究課題について、一般共同研究、LHD 計画共同研究、双方向型共同研究を活用して、多くの大学と共同研究を有機的に実施している。また、日米共同研究、日中共同研究などの国際協力に関しても核融合研を中核として大学との連携のもとに実施されている。これらの活動を通して、**大学等有する高い研究能力を結集し、COE として共同研究を適切に進めており高く評価する。**

今後も人的交流も含め、国際的な拠点としての位置づけを意識し、国内の核融合工学研究の COE としての活動を期待する。特に、ブランケットなどの中性子やトリチウムが関わる分野の共同研究を強力に推進するとともに、核融合の社会的受容性や安全性の向上に対しても COE としての役割を期待する。

- (2) 大学の研究発展に寄与しているか。

Whether or not NIFS is contributing to the development of research at universities?

核融合工学に関連する多くの大学と共同研究ならびに研究協力を実施し工学的な基礎研究の裾野拡大に寄与している点や、原子・分子過程やプラズマ・壁相互作用のデータベース構築と公開を行うなど、学術研究の推進を旨とする**大学の研究発展に大きく貢献しており高く評価する。**

今後は、核融合研の先端的な専門知識と、大学の研究室規模ではメンテナンス・運転、資金、人員等で実施が難しい大型実験施設を活用した核融合工学に関する共同研究を推進

させて、大学の萌芽的・先駆的研究を更に推進すると共に、研究成果をデータベース化し、広く利用できる体制の構築を望む。

(3) ITER 計画・BA 活動及び国際的な活動との連携、貢献を図っているか。

Whether or not FERP is collaborating with and contributing to international activities of ITER, BA, and others?

ITER 計画・BA 活動の支援として、超伝導コイルや NBI の性能試験が実施されており、専門家集団と大型施設を有する核融合研の特徴が生かされた貢献がなされている。また、核融合研の炉工学研究者が ITER へ異動するなど、ITER 建設の技術支援を積極的に行っており、ITER 計画・BA 活動への支援を発展させていっている。さらに、日米プロジェクトである TITAN 計画の実施や、現在の PHENIX 計画の遂行では核融合研が中核的な役割を果たしており、原子分子データベース (GENIE) 活動への貢献なども含めて、継続的な貢献に努めている。このように、**ITER 計画・BA 活動及び国際的な活動との連携、貢献を図っており高く評価する。**

今後は、超伝導技術を始めた LHD 装置の運転や実験遂行において、核融合研で培われた運転体制、運転員教育、安全体制なども含め、ITER 計画への更なる貢献を期待する。また、原型炉を目指した BA 活動に関しては、高い技術力と豊富な知識を擁する核融合工学プロジェクトが、実規模での技術開発・工学実証の観点も含め研究面で大きく寄与することを期待する。さらに、核融合研におけるヘリカル型核融合炉設計との関連を明確にし、原型炉設計合同コアチームへの積極的な貢献を望む。

[4] 人材育成

Human resource development

核融合研究の長期的な発展を支える国際的に活躍できる人材の育成に貢献しているか。

Whether or not FERP is bringing up young researchers who can support long-range growth of international fusion study?

若手研究者をタスクリーダーとして登用した結果、核融合研究を支える優秀な若手研究者が育成され、多くの優れた論文が発表されている。また、総研大だけでなく、国内の大学の大学院生、ポスドクの教育指導が行われていると共に、スーパーサイエンスハイスクール (SSH) 校の受け入れや夏の体験入学の実施など、将来を担う人材を育成する地道な取り組みも積極的に推進されている。これらの活動を通して、**核融合研究の長期的な発展を支える国際的に活躍できる人材の育成に貢献しており、高く評価する。**

人材育成に関しては、核融合研究の総合工学としての観点を重視し、大学と連携して先進的な学術・産業分野の発展に寄与する人材を広く育成することにより、核融合研究の人

的基盤を拡充することを強く期待する。また、スカラシップやポスドクの雇用など、核融合研究者人口そのものの拡充を図る施策の実施を強く望む。特に、今後必要不可欠である核融合炉の安全を担う人材育成など核融合炉実現のロードマップに沿った人材育成の仕組みを構築する必要がある。さらに、ITER などの国際研究プログラムへの若手研究者(大学を含む)の積極的な参加が可能となる仕組みの構築を望む。

人材育成は長期的・戦略的な取り組みとその効果を適切に評価する指標が必要であり、今後継続的に議論を行う必要がある。

[5] 将来計画

Future plans

目標に向けた今後の研究計画は適切か。特に、中長期的な展望を見据えたものとなっているか。

Whether or not the future plan is appropriately pointing at the medium- to long-term target?

現在計画されている各要素技術開発に対しては適切な目標設定がなされ、そのための体制、機器整備も順調に実施されていると言えよう。今後も設定された目標に対して適切な研究開発を行っていく能力や体制整備は十分期待できる。従って、**目標に向けた今後の研究計画は適切であり、中長期的な展望を見据えた将来計画となっていることを高く評価する。**

一方、ヘリカル型核融合炉実現に向けての具体的なロードマップを明確にする必要がある。さらに要素技術を統合した主要機器であるブランケット、ダイバータなどの R&D について、数値目標、研究課題と達成の見通しをより明確にする必要がある。同時に、燃料補給、組み立て、メンテナンス、遠隔操作等の技術的課題にも取り組む必要がある。以上の計画は、国際的な視点に立った立案が不可欠である。

さらに、原型炉設計合同コアチームへの積極的な貢献を通じて、トカマクとヘリカルとの共通性と相違・相補性を見極め、共に発展させるための方策を模索する必要がある。閉じ込め方式の違いを超越して工学的な共通性・普遍性を追究し、“技術開発”から“工学基盤”へと深化させることが必要である。核融合研での大規模設備で得られた基礎的な実験データを集積し、データベース化を更に発展させることにより、核融合炉の規格・基準構築に貢献することを期待する。

このような研究活動を通じて、ITER 計画の推進や原型炉研究開発の中軸となる人材の育成を望む。

2. 提言

今回の評価において核融合工学研究プロジェクトについて論議した結果、今後の進め方に関して、提言を以下にまとめた。

- (1) LHD 計画プロジェクトや数値実験研究プロジェクトとの連携をより一層強化し、ヘリカル型核融合炉設計の精密化を図るとともに、超伝導コイル、ダイバータ、ブランケットなどの共同研究を強力に推進して、核融合工学分野における基盤技術開発の COE としての役割を果たし、そこで開発された最先端技術を工学として学術的な体系化へと深化させることを期待する。
- (2) ITER 計画や BA 活動も含め、核融合工学分野において世界をリードする若手研究者の育成は急務であり、人的基盤の拡充と質的向上を実現する新しい人材育成の枠組みを、大学や研究機関と連携して構築することを期待する。
- (3) 大学では困難な核融合工学分野の大型実験機器や試験設備の導入と、そのための人的配置や増員をも踏まえた研究環境を整備しその維持・管理体制の構築をはかり、大学や研究機関との共同利用・共同研究を通して効率的な活用を強力に推進することを期待する。
- (4) 核融合科学研究所で培われた技術成果や工学的知見を生かして、ITER 計画・BA 活動への積極的な参画や、成果や知見の集積化・データベース化による核融合炉の規格・基準構築などへの寄与を期待する。

第4章 おわりに

核融合科学研究所では平成22年度からの第2期中期目標期間の開始に当たり、プラズマ・核融合分野でのCOEとしての求心力を一層強化するため、LHD、理論シミュレーション、核融合工学の3分野で研究プロジェクトを構成し、核融合炉実現に向けて、これらの成果を統合していく研究計画をスタートさせた。このために平成22年度には所内研究組織の改編も行った。全研究職員が一つの研究部にまとめられ、3つのプロジェクトへの参画を自由にする体制を取っており、LHD、理論シミュレーション及び核融合工学との連携が推進され、課題に対して臨機応変に対応出来ることが期待される。

核融合科学研究所運営会議では、先ず平成23年度にLHD計画プロジェクト、平成24年度に数値実験研究プロジェクトの外部評価を実施した。そして、本年度においては核融合工学分野の「核融合工学研究プロジェクト」を対象として外部評価を実施することとした。外部評価委員として運営会議の所外委員9名と外国人委員4名に更に5名の専門委員を加えて外部評価委員会を構成し、評価作業を行った。

平成25年10月11日に開催した第1回外部評価委員会及び専門部会において、本年度の外部評価の進め方について協議し、以下の視点に関して評価することとした。

- [1] 研究体制・環境の整備
 - (1) 目標設定
 - (2) 推進体制
 - (3) 工学基盤の構築
- [2] 研究成果
 - (1) ヘリカル型核融合炉の設計
 - (2) 工学基盤構築に向けた研究
- [3] 共同利用・共同研究の推進
 - (1) COEとしての役割
 - (2) 大学の研究発展への寄与
 - (3) ITER計画・BA活動および国際的な活動との連携
- [4] 人材育成
- [5] 将来計画

その後、平成25年11月30日に開催した第2回外部評価委員会及び専門部会では、核融合科学研究所の担当者から、評価の観点及び評価項目に沿って詳しい説明を受け、質疑応答が行われた。さらに、平成26年1月28日に第3回の専門部会を開催し、研究所との更なる質疑応答も含め外部評価委員会で定めた評価の観点と項目に沿った評価作業とその取りまとめを行った。専門部会での評価案が出揃った段階で平成26年2月21日に第3回外

部評価委員会を開催し、最終報告書を取りまとめた。

今回の核融合工学研究プロジェクトに対する外部評価の結果としては、上記すべての項目に対して、概ね高く評価できるとの結論となった。特にヘリカル型核融合炉の設計に関する研究成果に対しては、ヘリカル独特の課題と長所が取り入れられた先進的な概念設計であり極めて高く評価できる。また核融合工学プロジェクトの目標設定や推進体制は適切であり有機的に機能していると言え、これも高く評価できる。さらに高度な実験機器や研究設備が導入され研究環境が整備されている点や、当該分野の COE として大学の研究発展に寄与している点も高く評価できる。一方、工学基盤構築に向けた研究や ITER 計画・BA 活動との連携、および人材育成に関しても、不断の努力が見られる点で高く評価できるが、より一層の発展を期待したい。将来計画に関しては、今までの実績に基づいた良く精査された堅実な計画となっており、これも高く評価できるが、これをさらに“技術開発”から“工学基盤”へと深化させる学術研究の推進に向けて努力される事を期待したい。

なおこれらの評価結果に加えて、整備された実験機器や研究設備の効率的な活用に関する体制や推進方策の確立、核融合工学分野において世界をリードする若手研究者育成のための新たな枠組みの構築などの要望があり、核融合コミュニティと連携を図りながら具現化することを期待したい。

最後に、核融合工学研究プロジェクトの今後の進め方に関する提言を下記のようにまとめた。

- (1) LHD 計画プロジェクトや数値実験研究プロジェクトとの連携をより一層強化し、ヘリカル型核融合炉設計の精密化を図るとともに、超伝導コイル、ダイバータ、ブランケットなどの共同研究を強力に推進して、核融合工学分野における基盤技術開発の COE としての役割を果たし、そこで開発された最先端技術を工学として学術的な体系化へと深化させることを期待する。
- (2) ITER 計画や BA 活動も含め、核融合工学分野において世界をリードする若手研究者の育成は急務であり、人的基盤の拡充と質的向上を実現する新しい人材育成の枠組みを、大学や研究機関と連携して構築することを期待する。
- (3) 大学では困難な核融合工学分野の大型実験機器や試験設備の導入と、そのための人的配置や増員をも踏まえた研究環境を整備しその維持・管理体制の構築をはかり、大学や研究機関との共同利用・共同研究を通して効率的な活用を強力に推進することを期待する。
- (4) 核融合科学研究所で培われた技術成果や工学的知見を生かして、ITER 計画・BA 活動への積極的な参画や、成果や知見の集積化・データベース化による核融合炉の規格・基準構築などへの寄与を期待する。

以上の提言を踏まえ、今後も核融合工学研究プロジェクトを着実に推進することは、核融合分野における学術基盤の拡充と研究開発体制の強化に大いに貢献すると言えよう。

資料編 1

平成25年度 核融合工学研究プロジェクト報告書

平成25年度

核融合工学研究プロジェクト 報告書

平成26年2月

自然科学研究機構 核融合科学研究所

目次

1. はじめに	1
1.1 核融合科学研究所における核融合工学研究の経緯	1
1.2 前回の核融合工学研究に関する外部評価	4
1.3 自然科学研究機構の第2期中期目標・中期計画への対応	5
2. 研究体制・環境の整備	10
2.1 ヘリカル研究部とプロジェクト体制	10
2.2 核融合工学研究プロジェクト推進体制について	11
2.2.1 全体体制と運用方針	11
2.2.2 他のプロジェクトとの連携	13
2.3 研究環境の整備	23
2.3.1 超伝導マグネット研究環境の整備	23
2.3.2 低放射化材料研究設備の整備	28
2.3.3 ブランケット研究環境の整備	32
2.3.4 ダイバータ研究環境の整備	37
2.3.5 水素同位体試験・計測研究環境の整備	42
3. 核融合工学研究プロジェクトの研究成果	46
3.1 プロジェクトの概要	46
3.2 ヘリカル型核融合炉の設計	48
3.2.1 設計概要	48
3.2.2 基本方針とプラント全体方針	51
3.2.3 炉心プラズマ設計	56
3.2.4 超伝導マグネット・低温システム	72
3.2.5 増殖ブランケット方式および放射線遮蔽体	86
3.2.6 炉内機器設計	94
3.2.7 加熱設計	106
3.2.8 燃料供給設計	112
3.2.9 計測機器	116
3.2.10 発電システム	122
3.2.11 建屋設計	125
3.2.12 コスト評価	128
3.3 工学基盤に向けた研究	130
3.3.1 超伝導マグネット	130

3.3.2 低放射化材料.....	144
3.3.3 ブランケット.....	152
3.3.4 ダイバータ.....	162
3.3.5 水素同位体.....	167
4. 共同研究・共同利用の推進.....	173
4.1 共同研究.....	173
4.1.1 一般共同研究.....	173
4.1.2 LHD 計画共同研究.....	177
4.1.3 双方向型共同研究.....	182
4.1.4 民間等との共同研究.....	183
4.2 大学の研究発展への寄与.....	184
4.3 ITER 計画・BA など国際的な活動との連携および貢献.....	193
4.3.1 ITER 計画との連携・貢献.....	193
4.3.2 JT-60SA プロジェクトとの連携・貢献.....	195
4.3.3 BA 計画との連携及び貢献.....	196
4.3.4 日米協力事業との連携及び貢献.....	199
4.3.5 NBI.....	202
5. 人材育成.....	204
5.1 大学院生、博士研究員等の教育・指導.....	204
5.2 学生勧誘活動.....	207
6. 今後の計画.....	210
6.1 炉設計.....	210
6.2 炉工学 R&D.....	213
7. まとめ.....	216
参考資料.....	218
1. 論文リスト.....	219
2. 共同研究一覧.....	257
2.1 LHD 計画共同研究.....	257
2.2 一般共同研究.....	262
2.3 双方向型共同研究.....	277
2.4 民間との共同研究.....	284
3. 受託研究・受託事業一覧.....	288
4. 科学研究費補助金採択一覧.....	289

1. はじめに

1.1 核融合科学研究所における核融合工学研究の経緯

核融合科学研究所は平成16年度(2004年度)に共同利用機関法人 自然科学研究機構の一員となり、その自然科学研究機構の設定した第1期中期目標・中期計画に基づいて事業を実施することとなった。研究所発足から現在までの工学関連の略歴を、活動、体制、設備、について表1.1-1に示す。

計画初年度の平成16年4月に研究所の大幅な組織改編が実施され、特に、大型ヘリカル研究部は従来の建設期から実験遂行に対応した組織に移行した。その中で、装置技術研究系も炉システム・応用技術研究系に再編改称し、LHDを用いた装置工学実験と高性能化・信頼性向上研究とともに、ヘリカル炉設計、超伝導・低温工学等および応用研究を推進することとした。炉工学研究センター(平成11年度に発足)は、低放射化材料開発、先進ブランケット開発研究、強力中性子源要素技術の共同研究等、長期的な炉工学課題の研究を行うこととした。安全管理センター(平成元年の研究所発足と同時に設置)は、LHD実験を進める上で必要な環境保全や安全確保等の研究とともに、将来の核融合炉の安全性等に関する体系的な研究を行うこととした。平成18年度には、従来の「低温実験棟」を「超伝導マグネット研究棟」(Superconducting Magnet System Laboratory)へ名称変更し、大型超伝導マグネットシステムの研究開発環境の知名度を高め、共同研究をより活性化することとした。平成19年度には、従来の「加熱実験棟」を「総合工学実験棟」(Fusion Engineering Research Laboratory)に名称変更し、従来の炉工学研究設備を移設集約することにより、炉工学研究の鍵となる拠点の確立と充実を図り共同研究をより活性化することとした。また、平成6年(1994)から共同研究として開始したヘリカル型核融合炉FFHRの概念設計研究に関しては、炉システム・応用技術研究系に平成16年度から新設された炉システム研究部門を中心として、所内外および国外の広範な分野間の研究者ネットワークを構築した。これを共同研究基盤として、定期的な設計活動を展開することによって、長期的視野に立った炉システム統合と最適化に向けての物理工学に関する要素研究の提案と研究課題の抽出を推進し、通算58回の拡大設計会合は現在も継続中である。

次の1.2.節で示すように、第1期中期最終年度の平成21年度後半に、研究所の核融合工学研究に関する外部評価が実施された。さらに1.3.節で示すように、翌22年度から第2期中期目標・中期計画が開始されたと共に、研究所の体制が一新された。併せて、上記の外部評価の提言で示された「ヘリカル炉設計を軸に組織横断的に核融合工学研究を発展させていくことを期待する」に対応して、核融合工学研究プロジェクトが開始された。これに対応して、平成23年度より研究所の一般共同研究の категория もプロジェクト体制に合致すべく再編された。

表 1.1-1 核融合研究所における工学関連研究の活動経緯

Year	Engineering-related activities in NIFS	NIFS fusion engineering research and international cooperation	The main fusion engineering research equipments in NIFS
1987		(Japan and USA: FFTF/MOTA project was started)	
1989	NIFS was established	Research Operations Division (divertor) Device Engineering Division (superconductivity) Safety and Environmental Research Center (tritium and safety)	
1990	Cryogenic Laboratory was completed Large superconducting magnet research and development		Structural analysis and testing equipment (SUT) and Active Cooling Test-stand (ACT) were introduced Large superconducting test facility was introduced
1991	LHD helical coils winding machine development LHD inner vertical (IV) coils production		
1992	Production of superconducting conductor for helical coil Construction of helium liquefaction refrigerator for LHD		
1993	LHD inner shaping (IS) coil production LHD Building completion		
1994	NIFS collaboration on FFHR reactor design was started Start of the joint research of helical type fusion reactor design Helical coil winding was started (1995/1)		
1995	LHD outer vertical (OV) coil production Experiments on a Single Inner Vertical coil was conducted	(Japan and USA: JUPITER project was started)	Micro-hardness tester was introduced
1996	Helical coils winding completion (1996/5)		
1997	LHD superconducting system was completed LHD first plasma Start of the LHD experiment		Fatigue testing equipment was introduced
1998			Scanning electron microscope was introduced
1999	Fusion Engineering Research Center was established	Fusion Engineering Research Center (Materials, Blanket)	30kg Vanadium ingot (NIFS-HEAT-1) production
2000	Collaboration on Intense Neutron Source was started (up to 2004)		170kg Vanadium ingot (NIFS-HEAT-2) production
2001		(Japan and USA: JUPITER-II project was started) (Japan and China: Core University Program (CUP) was started)	X-ray photoelectron spectrometer was introduced
2002			Osaka Univ.: Intense Neutron Source lithium target test facility
2004	National Institutes of Natural Sciences was established The first mid-term goals and Start of the medium-term plan	Device Engineering Division was renamed Fusion and Advanced Technology System Division and reorganized	

2005	The external peer review by NIFS Administrative Council on fusion engineering research center The external peer review by Cryogenics and Superconductivity Society of Japan on superconductivity and cryogenics group		Creep testing machine (Unit 1) was introduced
2006	Name changed from "Cryogenic laboratory" to "Superconducting magnet system laboratory"		X-ray diffractometer was introduced
2007	Fusion Engineering Research Laboratory building opening	(Japan and USA: TITAN project was started) (BA-IFMIF/EVEDA Joint research was started)	Creep testing machine (Unit 2) was introduced
2008		(BA-Fusion reactor design R&D Joint research was started)	Liquid lithium loop production and operation
2009	The external peer review by NIFS Administrative Council on fusion engineering research		
2010	The second mid-term goals and plan was started Fusion Engineering Research Project was started Interactive joint research (field of fusion engineering) was started	Device Engineering and Advanced Physics Research Division (Superconductivity, Tritium and safety) Fusion Systems Research Division (Material, Blanket, Divertor) (Japan and China: Core University Program was terminated)	Creep testing machine (Unit 3) was introduced
2011		(Post-CUP was started)	Production of particle dispersion strengthened vanadium alloy
2012	Helical reactor conceptual design interim report		Field emission scanning electron microscope was introduced Molten salt loop (Orosh2i-1) production and operation
2013	The external peer review by NIFS Administrative Council on Fusion Engineering Research Project	(Japan and USA: PHENIX project was started)	Variable temperature low temperature equipment (Supercritical helium generator etc. update) Conductor magnet test facility (Including variable temperature current lead) Heat and mass flow loop equipment (3T Orosh2i-2) Transmission electron microscope (TEM) Ultra-high vacuum creep testing machine Joint fabrication and testing equipment (HIP, Ball mill etc.) High power electron beam test-stand (300kW ACT-2) Hydrogen accumulation analyzer (Tandem ion Accelerator, Surface Analyzer and SEM) LHD irradiation testing equipment (FIB system, TDS etc.) Hydrogen testing and measurement equipment (Gas composition analyzer, FTIR, etc.) Electron beam welding machine

この間、当研究所が中心となって国内の大学と共同で展開した工学に関する国際的な活動としては、日米科学技術協力事業における共同プロジェクトのFFTF/MOTA(1987～1994)、JUPITER(1995～2000)、JUPITER-II(2001～2006)、TITAN(2007～2012)の各計画が実施され、各種候補材料の中性子照射を中心として、固体及び液体ブランケットに関する幅広い研究が展開された。さらに、ダイバータの高熱流機器に関する新たな展開としてPHENIX計画(2013～2019)が開始された。また、中国との拠点大学交流事業(2001～2010)では超伝導マグネット、低放射化材料、ブランケット工学、プラズマ壁相互作用、等に及ぶ広範な研究交流が実施された。

また、ITER 冷凍プラントプロセスに関する委託事業(2010～)や ITER-TF コイルに関する共同研究(2012～)、並びに、幅広いアプローチ(BA)活動での IFMIF/EVEDA 共同研究(2007～)や炉設計 R&D 共同研究(2008～)と原型炉設計共同研究(2011～)及び JT-60SA マグネット共同研究(2007～)、等への貢献も進められている。

1.2 前回の核融合工学研究に関する外部評価

第1期中期の最終年度の平成21年度後半に、研究所の核融合工学研究に関する外部評価が、下記の評価の観点について運営会議によって実施された[1-1]。

「評価の観点」

I. 核融合工学研究に関する外部評価の観点

1. これまでの研究の進め方とその成果
 - 1) これまで進めてきた研究課題は適切であったか。
 - 2) 1)の課題に対して、既存の施設は有効に活用され十分な研究成果が上がっているか。
 - 3) これまでの関連外部評価が反映されているか。
 - 4) 大学における核融合工学研究のCOE としての役割を果たしてきたか。
2. 共同研究
 - 1) 核融合工学研究に関して、共同研究体制は有効に機能しているか。
 - 2) これまでの関連外部評価が反映されているか。
3. 今後の目標・計画
 - 1) 課題設定と実施計画は適切か。
 - 2) 計画を達成するための実施体制は適切か。

「評価結果の概要」

- ◆ 炉工学センターが中心となって超伝導コイル、材料・ブランケット、トリチウム・安全、ヘリカル炉設計の分野において研究課題を適切に設定し、多くの優れた研究成果を上げてきた。特にヘリカル炉設計において、材料・ブランケット、トリチウム・安全の研究を主導し、溶融塩など液体増殖方式を用いた炉設計並びに構造材料及びブランケット材料

に関する基盤研究を着実に進展させ、世界を先導する成果を上げたことは高く評価できる。

- ◆ 所内の既存施設の有効利用に加え、核融合工学研究に関わる数十の他大学・研究機関との共同研究を通して、他機関の設備や施設の有効利用がなされ、核融合科学研究所と他研究機関との共同研究の成果が格別に多く出されている点は高く評価できる。国際的にも日米、日韓、日中等の共同研究を拠点として実施しており、国際的な先導役を果たしている。このように大学における核融合工学研究のCOEとして十分に役割を果たしている点も高く評価できる。今後も核融合工学研究のCOEとして核融合工学全体を網羅した形での研究推進を期待する。また、材料研究や液体ブランケット開発において、分野の核として国内外の研究をリードし、広く炉工学技術の発展に供する研究を推進することで、世界の核融合炉工学分野の拠点となることを期待する。
- ◆ 核融合工学では産業への応用の可能性のある技術も多い。その意味においてNbTi伝導冷却型パルスマグネットを用いて瞬時電圧低下対策用のSMES(超伝導エネルギー貯蔵装置)を開発したことは高く評価できる。今後も共同研究の特色を活かし、関連基礎研究を深化するとともに他分野への波及効果を積極的に行うことが期待される。
- ◆ ヘリカル炉固有の問題である連続コイルの保守管理、ブランケットスペースの制限などの課題に取り組み、炉として魅力的であるヘリカル炉の特徴を活かした設計を行うため、核融合工学として超伝導コイル、ブランケット、トリチウム工学、低放射化材料などの要素技術を進展させ、優れたヘリカル炉の設計を目的としている。このような目標の設定と課題の抽出及びアプローチは適切であり、高く評価できる。今後は炉設計を中心に全日本体制でヘリカル炉システム設計を進め、これを柱に核融合工学研究をより推進することが望まれる。

以上の評価に基づいて、下記の5項目が提言として示された。

「提言」

- (1)ヘリカル炉設計を軸に組織横断的に核融合工学研究を発展させていくことを期待する。
この発展により、トカマク炉と比較しての長所、相補性、特徴などが明らかになり、炉の実現に貢献できる。
- (2)核融合科学研究所が、先進ブランケット及び低放射化材料研究の国内拠点となり、国際的にも研究の主導的立場を確保することを期待する。
- (3)核融合炉開発に向けた超伝導コイル研究の更なる推進を期待する。
- (4)核融合炉研究プロジェクトを担う若手研究者を育成することを期待する。
- (5)核融合科学研究所の進める核融合工学研究の発展が、ヘリカル型核融合炉実現のための学術体系の構築に大きく貢献することを期待する。

1.3 自然科学研究機構の第2期中期目標・中期計画への対応

平成22(2010)年度から、自然科学研究機構における第2期中期目標・中期計画が開始さ

れた。

当該中期目標の中で、

I 研究機構の教育研究等の質の向上に関する目標

1 研究に関する目標

(1) 研究水準及び研究の成果等に関する目標

において、

「核融合科学分野では、我が国における核融合科学研究の中核機関として、大学や研究機関と共に核融合科学及び関連理工学の学術的体系化と発展を図る。環境安全性に優れた制御熱核融合の実現に向けて、大型の実験装置や計算機を用いた共同研究から、国際協力による核融合燃焼実験への支援までを含む日本全体の当該研究を推進する。」

としている。

上記の中期目標に必要な措置を定める中期計画の中で、核融合工学に関しては、

I 研究機構の教育研究等の質の向上に関する目標を達成するためにとるべき措置

1 研究に関する目標を達成するための措置

(1) 研究水準及び研究の成果等に関する目標を達成するための措置

において、

「③ 核融合炉を目指した大学の核融合工学研究の中核として、ブランケット及び超伝導コイルシステムの開発をはじめとした炉設計の高度化研究を進めるとともに、基礎となる学際領域の研究拡充を図る。」

としている。

平成 22 年度概算要求では、従って新規事業として下記の計画とスケジュールを策定し、平成 24 年度から採択され、現在継続中である[1-2]。

◆ 事業名

「定常ヘリカル型原型炉に向けた電磁石・発電システムの工学研究の推進」

◆ 概要

核融合原型炉を早期に実現するには、工学設計を2020年代に開始する必要があり、核融合研では、大型ヘリカル装置で生成される超高性能プラズマに基づき、安全な核融合原型炉の実現を目的として、第2期中期目標期間に大学等との共同研究により、工学基盤構築の基礎となる研究を推進し、その成果を基に第3期中期目標期間で工学実証研究を実施し、工学設計を現実のものとするデータベース構築に寄与する。

具体的には、安全中心の基本概念に基づく核融合原型炉の設計と並行して、これまでの電磁石や材料・ブランケット等に関する要素研究を格段に発展させて、安定、安全、安心を目指した主要5課題(電磁石としての大型高磁場超伝導マグネット、および発電システム構成要素としての長寿命液体ブランケット、低放射化材料、高熱流プラズマ対向壁、微量トリチウム管理技術)の研究を重点的に推進する。これらの先進的な工学成果とその学術的体系化により、安全な基幹エネルギーとしての核融合エネルギーの実現や、国産の世界標準

技術の創成による社会・経済面への波及的効果、研究者・技術者の人材育成に貢献する。

◆ 全体計画(図 1.3-1)

安全で安定な基幹エネルギーの確保は核融合炉の早期実現以外にない。そのためには核融合原型炉に向けた工学実証に必要な国産の工学基盤の構築が必須である。

特に、電磁石や発電システムの安全性や長寿命化には既存技術に制約があるため、核融合研では独創的なアイデアを積極的に取り入れ、新規性の高い大規模な実験装置によって下記の主要5課題の研究を重点的に推進する。

【大型高磁場超伝導マグネット研究】

既設の試験装置を 15 テスラに高磁場化し、高磁場・電磁力に対する超伝導導体の特性を調べることによって、安定で長寿命な電磁石の新しい巻線構造の実現を目指す。

【長寿命液体ブランケット研究】

約 600°C以上の高温でも安全に使える液体と材料を用いて、熱交換とトリチウム生成を行う液体ブランケットを模擬した循環流動ループ装置を開発し、トリチウム透過防止や材料腐食等の特性を明らかにする。これにより、ブランケットの熱の除去及び生産されたトリ

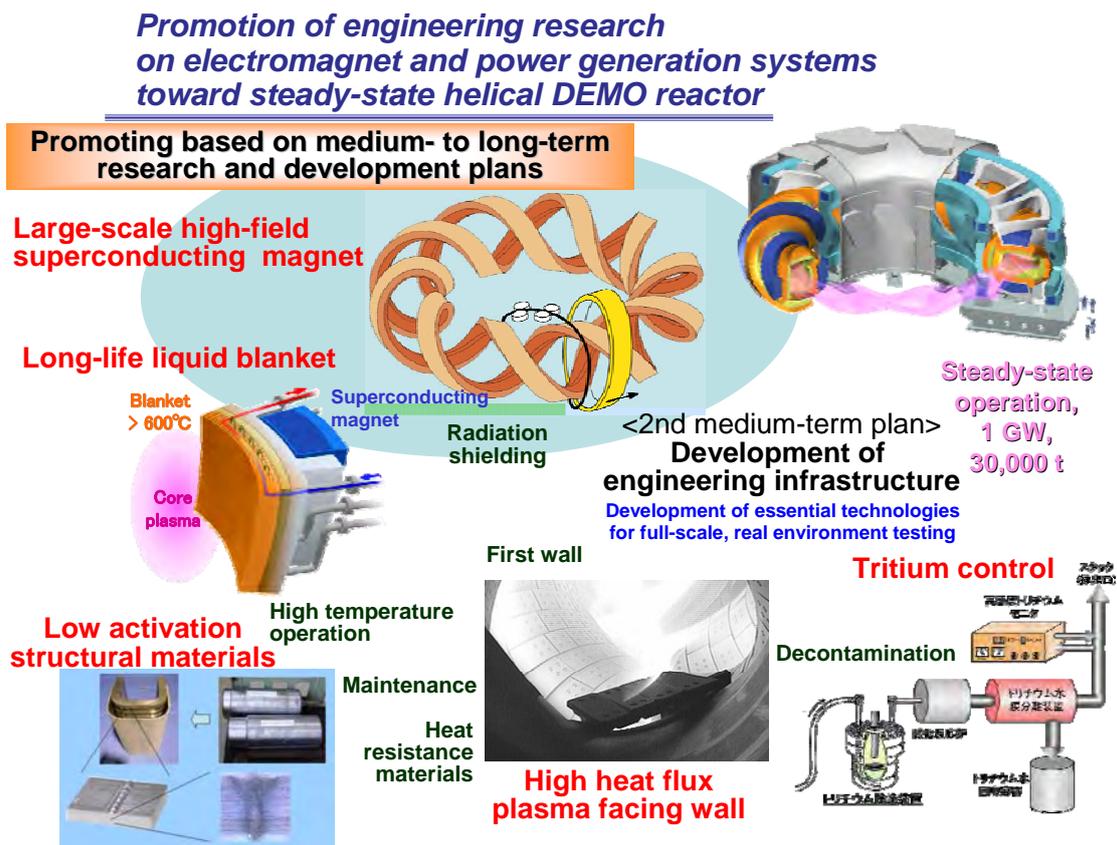


図 1.3-1 第 2 期中期目標・中期計画における定常ヘリカル型原型炉に向けた核融合工学研究の推進。

チウムを効率よく取り出すシステムの構築を目指す。

【低放射化材料研究】

700℃以上の環境での材料強度の低下を抑えるため、バナジウム合金や低放射化フェライト鋼にナノ粒子を混ぜることで、高温の核融合環境で強度が低下しにくく、放射化が低く、崩壊熱が少ない、安全で長寿命の材料の実現を目指す。

【高熱流プラズマ対向壁研究】

10MW/m²の超高熱負荷に対する耐熱・冷却構造及び保守交換法を開発することによって、安定で長寿命のプラズマ対向壁の実現を目指す。

【微量トリチウム管理技術研究】

大型ヘリカル装置の超高性能化と連携して、10⁻⁴ Bq/cm³の低濃度トリチウムの高速検出と回収を可能にすることによって、より高精度で高効率の微量トリチウム検出・処理システムの構築を目指す。

◆ 全体スケジュール(図 1.3-2)

まず核融合工学基盤として、実規模・実環境試験を可能にする基幹技術の構築を6年程度で実施する。これらは、最初に概念設計、その後基本設計を行い、大学との共同研究をベースに、炉工学 R&D の工学基盤データ等の知見を得ながら、具体的な要素研究を実施していく。このような炉設計の段階的高度化を進展させ、次段階としての工学実証研究について、6年程度(第3期中期)を目処に実施予定とする。これによって、これまでに得られた基本設計を改良し、実規模・実環境実施試験を通して、原型炉の詳細工学設計を 2020 年代に開始することを目指す。この実施についても、大学との共同研究は必要不可欠であり、一層の拡充を図るとともに ITER や、幅広いアプローチ(BA)における工学研究や強力中性子源(IFMIF/EVEDA)計画、等へも相補的に寄与する。これら特長ある装置・方式から得られる試験結果も取り込み、最終的に原型炉設計に必要な研究成果をフィードバックさせて、今後 30 年程度で原型炉の建設・稼働を目指す。

◆ 期待される成果

【学術研究と社会・経済的な波及効果】

大型高磁場超伝導マグネット研究に関しては、高磁場導体の製造技術のみならず、原型炉用超伝導導体を対象とした各種候補材の特性について比較研究することにより、幅広い学術成果が期待できる。長寿命液体ブランケット及び低放射化材料研究に関しては、大学共同利用機関としての特長を活かし、核融合研・大学施設を有効活用した柔軟で迅速な実験研究を行うことによって、材料特性を向上させる知見を得ることができる。これらは、基礎物理研究のみならず、高磁場MRI(磁気共鳴画像診断法)等、医療、交通、高効率熱システム、放射線防護システム、水素エネルギーシステムなど、幅広い応用分野への普及が期待される。

Fusion Eng. Research Project towards steady-state Helical Reactor

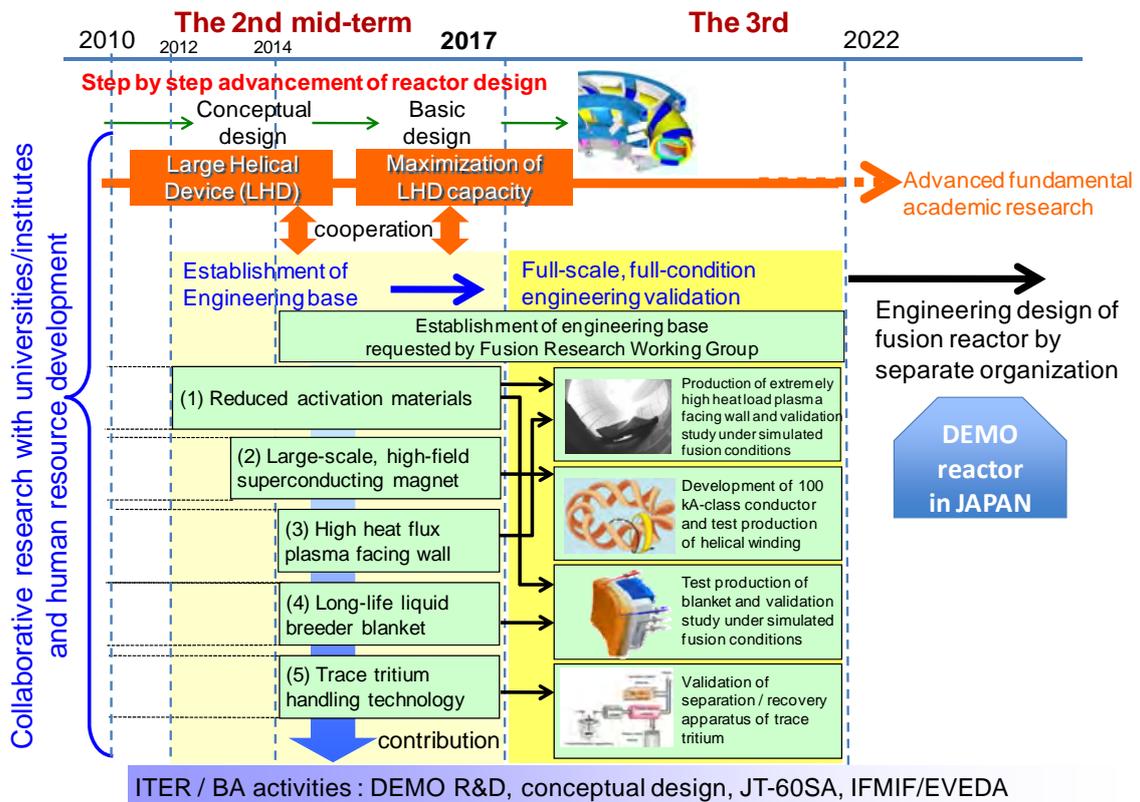


図 1.3-2 原型炉に向けた核融合工学研究プロジェクトのロードマップ。

【共同研究と人材育成】

大学との共同研究を中長期に渡って計画的に推進することによって、核融合炉の実現を担う若手研究者や技術者の育成に貢献できる。また、大学では困難な工学試験設備・分析機器を核融合研が整備し、共同利用に供することにより、大学等との共同研究が相乗効果により加速し、核融合工学の格段の進展が期待できる。

参考文献

[1-1] NIFS Peer Review Reports in FY2009.

[1-2] http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/056/shiryo/attach/1339230.htm

2. 研究体制・環境の整備

2.1 ヘリカル研究部とプロジェクト体制

平成 22 年度より第 2 期中期計画期間の開始に合わせて研究組織の改組が行われ、2 研究部 4 センター体制から 1 研究部 1 センターへ移行すると共に、プロジェクト制度が導入され、大型ヘリカル装置計画プロジェクト、数値実験研究プロジェクト、核融合工学研究プロジェクト、連携研究プロジェクト、の 4 つのプロジェクトがスタートした(図 2.1-1)。この改組によって研究部の構成は固定されるのに対して、課題に対応したプロジェクトが研究系を横断する形で活動することとなった。これにより組織改編やポストの移動をすることなく臨機応変にプロジェクトを立ち上げることが可能になり、より機動的な研究体制が構築できるようになった。また研究者も所属する研究部を意識することなく、個々の専門性を活かしてプロジェクトに参加することが可能となると共に、プロジェクト間の連携を一層活発に進めることが可能になった[2.1-1]。研究の実行予算も各プロジェクトで運用される。

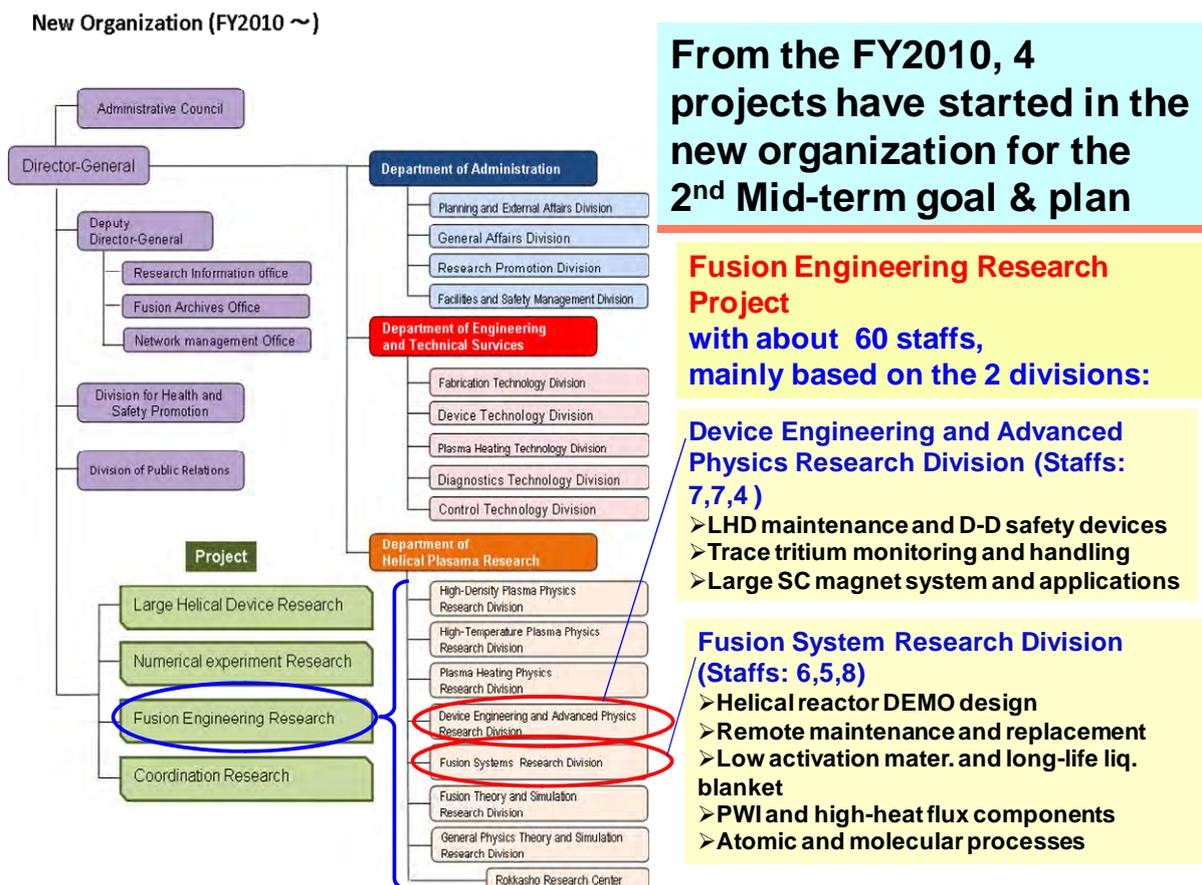


図 2.1-1 平成 22 年度からの研究組織と 4 つのプロジェクト体制。

参考文献

[2.1-1] <http://www.nifs.ac.jp/helical/index.html>.

2.2 核融合工学研究プロジェクト推進体制について

2.2.1 全体体制と運用方針

核融合工学研究プロジェクト(FERP : Fusion Engineering Research Project)の目的は、平成 22 年までの FFHR 設計研究及び NIFS 工学研究を集約し、第 1 章の【全体計画】(図 1.3-1)で示した主要 5 課題(超伝導マグネット、ブランケット、低放射化材料、ダイバータ、微量トリチウム)について、原型炉に向けた工学実証研究を可能にするための工学基盤を構築することである。従って、当該プロジェクトでは、研究総主幹が、図 2.2.1-1 に示す実施体制を FERP 発足初年度の 4 月に構築し、超伝導マグネット・炉内機器・炉システム設計の 3 グループ、計 13 のタスクおよび 44 のサブタスクによって主要 5 課題をカバーすることとし、それぞれタスクグループリーダー(TGL)とサブ・タスクリーダー(STGL)が中心となって推進している。

特に、現在約 60 名のメンバーは 6 つの研究系から横断的に参画しており、所外から TGL または STGL としても参画頂いている。また、研究総主幹は TGL や STGL に主に准教授を起用し、中堅育成に努めている。この体制によって、LHD 計画および数値実験研究の各プ

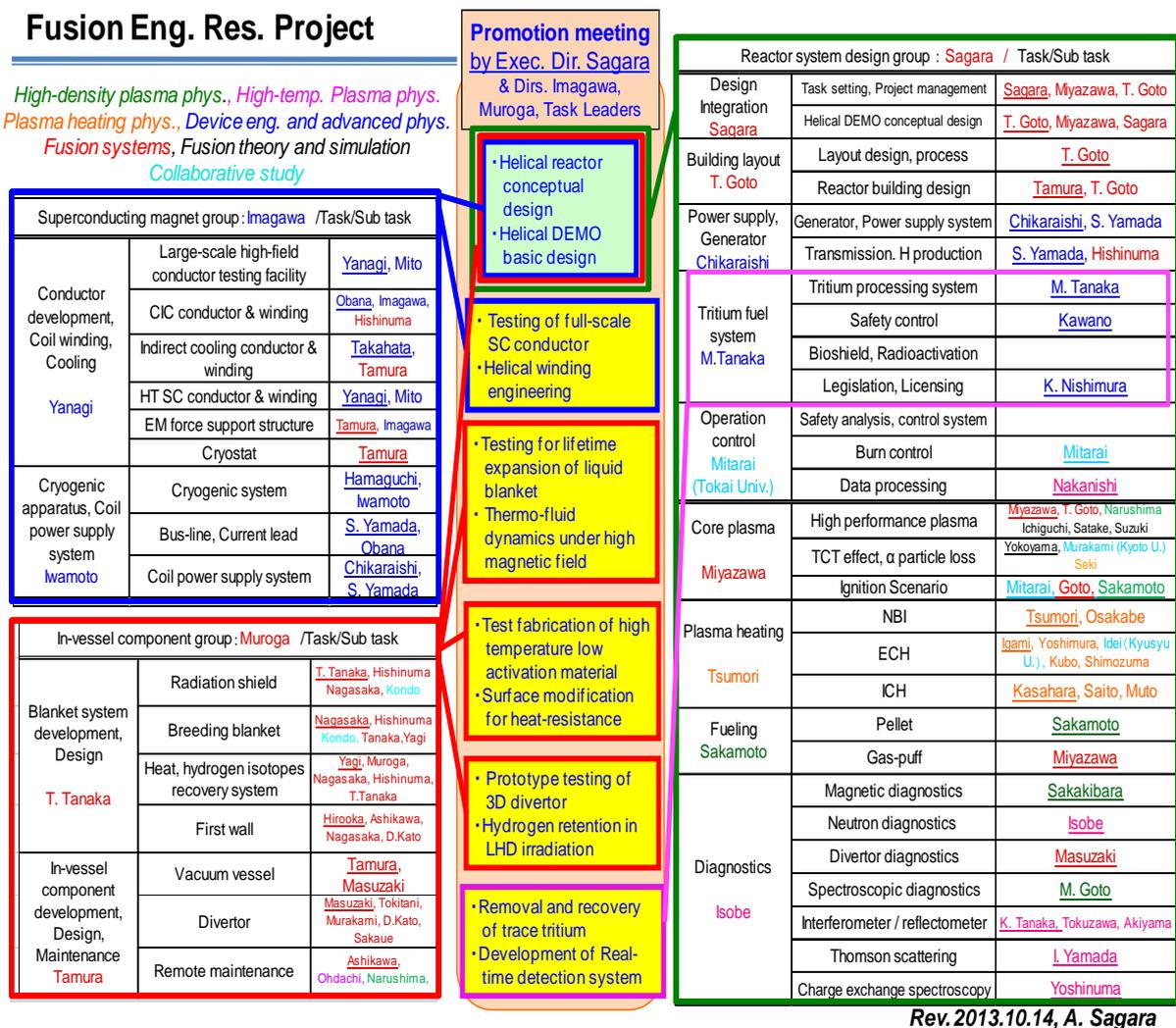


図 2.2.1-1 核融合工学研究プロジェクト(FERP)のタスク構成。

プロジェクトおよび所外共同研究との連携強化を図っている。また、ヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 (demo, type1) の概念設計および関連する工学 R&D 研究を両輪として、両方に同じ研究者が従事することによって、活動の効率化を図っている。

体制の運用方法も FERP 発足初年度の 4 月に研究総主幹が策定し、図 2.2.1-2 に示すように、TGL を中心とする推進会議によって情報の共有や計画の企画調整を図っている。特に新規提案や方針の修正などに関しては、全て推進会議での合意によって決定している。これに対して、個々の研究内容については、プロジェクト会議によって全所的に開かれた議論の場を設けている。この 2 つの会合を隔週交互に実施することによって、時機を逸すること無く、各タスクの進捗を広く議論すると共に、メンバーの提案や意見交換が活発に行われるよう工夫している。並行して、各タスク個別の活動も、グループ会合や NIFS 研究会などを交えながら積極的に進めることとしている。特に炉設計に関しては、各タスク個別の議論では相互の調整が非効率であるため、設計合同会合を隔週で実施しており、所外のメンバーについては TV 会議システムでの参加も可能にしている。

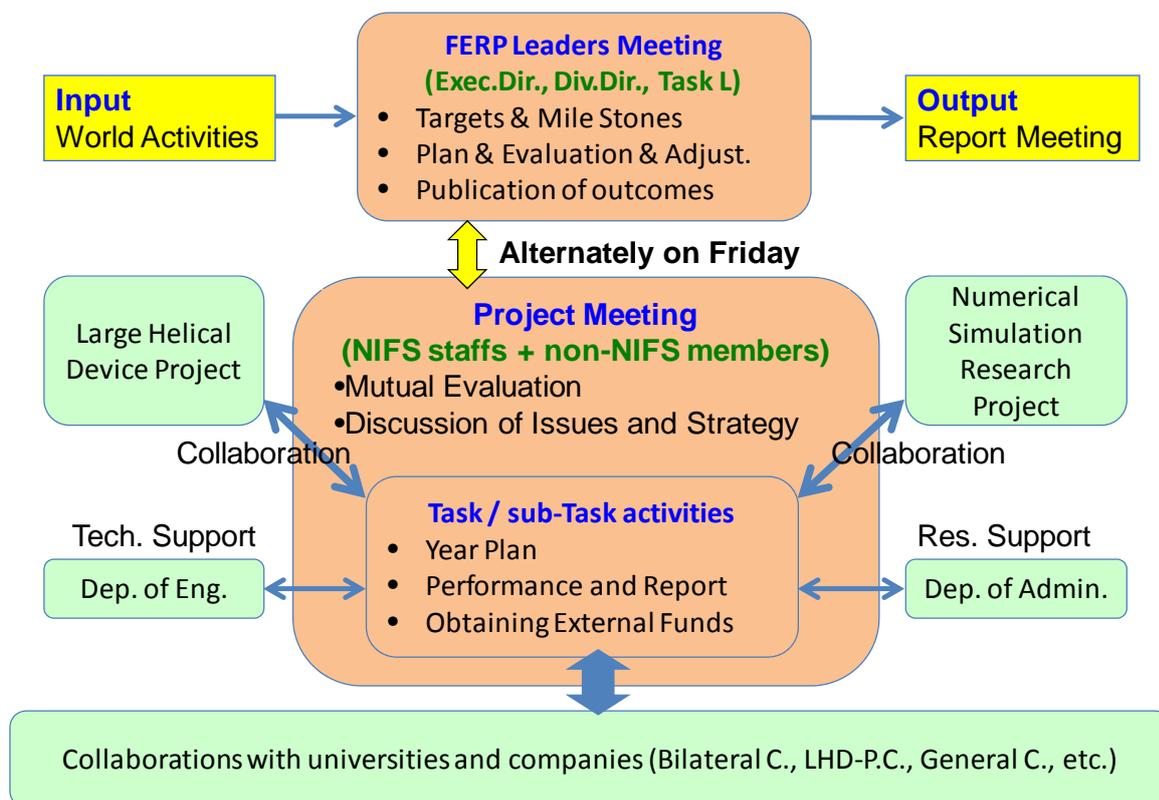


図 2.2.1-2 推進会議およびプロジェクト会議を中心とした体制の運用。

2.2.2 他のプロジェクトとの連携

核融合科学研究所のプロジェクト体制は組織横断的になっており、それぞれの研究者が任意のプロジェクトに参画することが可能である。本報告書執筆時(平成25年10月)において、核融合工学研究プロジェクトのメンバーである所内研究者63名の内、46名がLHD計画プロジェクトに、3名が数値実験研究プロジェクトに参画している。これらを介して実質的にプロジェクト間連携研究が行われている。

2.2.2.1 LHD 計画プロジェクトとの連携

核融合工学研究プロジェクトで概念設計を進めているヘリカル型核融合炉FFHR-d1は1対の連続巻線ヘリカルコイルを用いるヘリオトロンタイプの装置であり、特にLHDとの相似性に重点を置いて設計されている。その炉心プラズマ性能については、LHD実験データからの外挿によって求めている。炉工学の観点でも、材料へのプラズマ照射実験や加熱機器の開発、燃料供給装置の開発などのプラットフォームとしてLHDを活用しており、LHD計画プロジェクトとの連携は必須かつ重要なものとなっている。

核融合工学研究プロジェクトとLHD計画プロジェクトとの連携は、LHDにおける実験を提案・実施する、あるいは実験機器の開発を行ってLHDに適用するといった形で行われている。核融合工学研究プロジェクトのメンバーがFFHRの炉設計を念頭にLHDで主体的に取り組んできた実験として、(1)FFHR-d1と相似の磁場配位において炉条件への外挿に適した温度・密度の分布データを取得することを目指した実験、(2)核融合炉で必須となるダイバータデタッチメントに関する実験、(3)高密度での電子サイクロトロン共鳴加熱(Electron Cyclotron Heating: ECH)を可能とするための電子バーンシュタイン波(Electron Bernstein Wave: EBW)加熱実験、(4)ダイバータプラズマを用いて各種材料へのプラズマ照射を行い、核融合炉と類似した環境における特性を調べる実験、及び(5)FFHR-d1でもメインの燃料供給手法として想定されている固体水素ペレット入射の実験、などが挙げられる。その他にも、LHDにおける多くのプラズマ実験が将来の核融合炉実現に向けた研究であると言えるが、以下ではこれら(1)–(5)について焦点を当てる。

(1) FFHR 相似配位での高ベータ分布データ取得実験

後の3.2.3章で詳しく述べるように、FFHR-d1炉心プラズマのパラメータは、直接分布外挿(Direct Profile Extrapolation: DPE)法を用いて、LHD実験データを基に決定されている。DPE法は外挿の前後で磁場配位が相似であることを前提としているため、LHDでの分布データ取得もFFHR-d1と相似の磁場配位で行う必要がある。FFHR-d1のコイル配置は基本的にLHDと相似であるが、大きなメンテナンス用ポートを確保するため、LHDで3対備わっているポロイダル磁場コイルの内、1対が省かれている。そのため、LHDでFFHR-d1と相似の磁場配位とするためには、該当するポロイダル磁場コイルの通電電流を実質的にゼロとすることが求められる。LHDの場合、このような条件ではプラズマの平均断面形状が上下方向に引き伸ばされる、いわゆる縦長変形を受ける。

これも3.2.3章で詳しく述べられることであるが、炉心プラズマの輸送特性は磁場配位に強

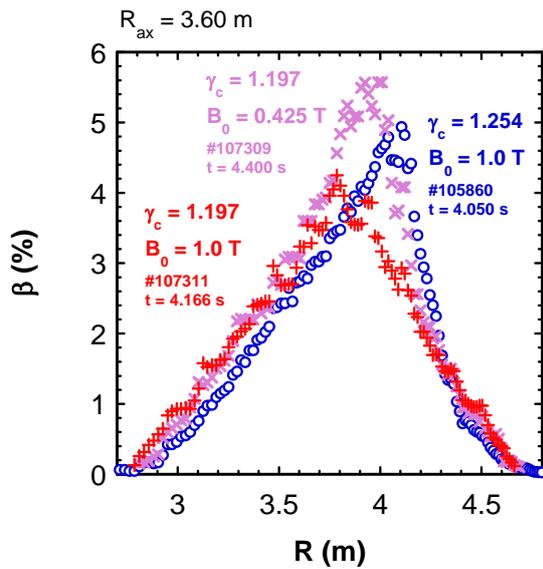


図 2.2.2-1 LHD で観測されたベータ分布の例。横軸はプラズマ大半径方向位置を示す。磁場配位及び磁場条件が異なる3ケースのいずれにおいても、プラズマの中心、即ち磁気軸の初期位置は真空中で3.60 m であるが、ベータの増加によって大半径外側へと移動している(シャフラノフシフト)。

く依存しており、プラズマのベータが増加して磁気軸位置が図 2.2.2-1 に示すように大半径方向外側へとシャフラノフシフトするような条件では、閉じ込めの劣化が予想される。FFHR-d1 では、シャフラノフシフトを抑制するため、プラズマ大半径の小半径に対する比が大きい、いわゆる高アスペクト比配位が採用されている。これにより、中心で 10 % 程度の高ベータ条件でも新古典輸送による熱損失を α 加熱と同等またはそれ以下とし、 α 粒子損失も 10 % 程度以下に抑えることが可能となる(3.2.3 章参照)。

DPE 法を用いて決められる炉心プラズマのパラメータは、実験データの良し悪しに強く依存する。また、炉心プラズマの電磁流体力学(Magneto-Hydro-Dynamics: MHD) 的な平衡を実験と同じとすることで外挿の確度を増すことが可能である。そのためにはプラズマのベータ値を外挿の前後で同じとする必要がある。一方、高ベータプラズマは MHD 不安定性を伴う場合が多く、これに起因すると考えられる

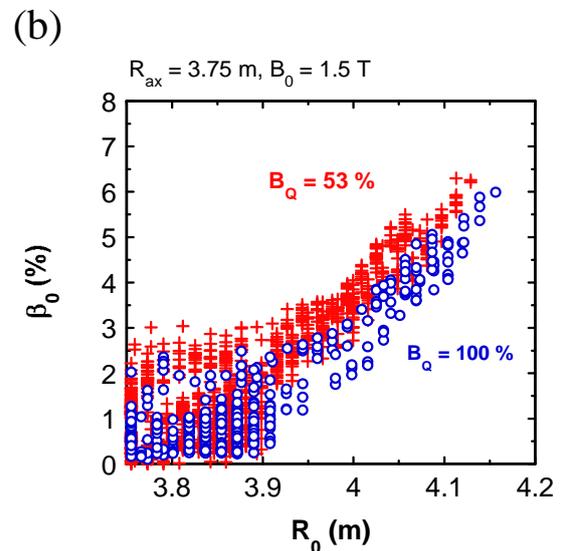
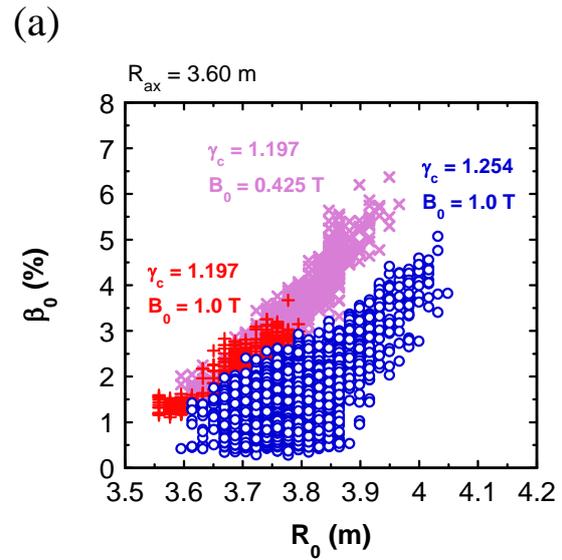


図 2.2.2-2 (a) 標準配位(○)と高アスペクト比配位(×及び+)、及び(b) 標準配位(○)と縦長断面変形配位(×及び+)における磁気軸位置と中心ベータの関係の比較。高ベータではシャフラノフシフトによって磁気軸が外側に移動するが、その大きさは高アスペクト比化あるいは縦長断面変形によって抑制される。

エネルギー閉じ込め特性の劣化も観測されている。外挿に用いる分布データには、高ベータで、かつ良好な閉じ込め性能を維持していることが求められる。

以上のことより、核融合工学研究プロジェクトからLHD計画プロジェクトに対し、LHD高アスペクト比縦長断面変形配位での高ベータプラズマ実験を行うことを提案してきた。そのためのコイル電流計算及び磁場配位計算などの各種検討を経て、平成25年の第17サイクル実験での実施が予定されている。その準備段階として、平成23年から平成24年にかけて、高アスペクト比円形断面配位及び通常アスペクト比縦長断面変形配位での高ベータプラズマ実験を行った。これらの実験では、図2.2.2-2に示すように、いずれの場合でも通常配位に比べシャフランシフトが抑制されたという結果を得ている。これらの実験で得られた分布データは、3.2.3章で述べる炉心プラズマ設計に活かされている。

(2) デタッチメント実験

FFHR-d1において、フルパワー運転時に発生する α 加熱パワーが全てダイバータに流入するとした場合、熱負荷は平均でも20 MW/m²となり、ダイバータ熱流束の非均一性を考慮すれば、場所によっては更にこの数倍の熱負荷となることが予想される。このような熱負荷に耐えられる材料は現時点で想定できない。従って、ダイバータへ流入するプラズマを冷却し、ダイバータ熱負荷を低減する「ダイバータデタッチメント」を実現することが必須となる。この問題はトカマク型の核融合炉設計においても重要であり、共通課題となっている。

多くの炉設計で想定されているスタンダードなデタッチメント手法として、ネオンやアルゴンなどの不純物ガスを導入して、プラズマ周辺部における輻射損失を増大し、ダイバータプラズマを冷却するというものがある。FFHR-d1でも、この手法を最有力候補として検討している。この手法に関しては、導入するガス種及びその入射量と輻射損失との関係、不純物ガスのメインプラズマへの影響評価が課題となる。そこで、LHDにおける不純物ガスパフによるデタッチメント実験を提案・実施し、これらの課題について研究を進めている。図2.2.2-3にネオンガス入射によるデタッチメントを指向した実験の放電波形を示す。

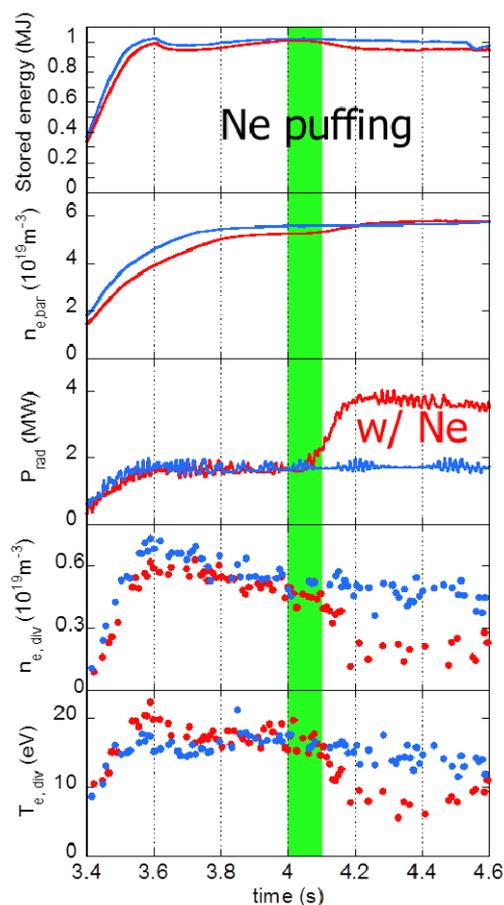


図 2.2.2-3 ネオンガス入射によるダイバータデタッチメント実験で得られた典型的放電波形。

ネオンガス入射によって輻射損失を増大し、ダイバータへの熱流束を低減することに成功している。この実験では、ネオンガス入射による密度やプラズマ蓄積エネルギーなどへの影響は小さかった。図 2.2.2-4 にネオンガス入射の有無による輻射損失の密度依存性の違いを示す。ネオンの導入によって輻射損失を 2 倍程度増加することができる。現在も引き続き同実験を実施しており、アルゴンや窒素など異なる不純物に対するプラズマの応答を調べている。

不純物ガスを用いる以外にも、周辺密度限界を利用したデタッチメント(3.2.3.4 章)や、共鳴磁場を印加して生成した磁気島を用いて輻射損失分布を制御し、安定なデタッチメントを実現する手法が LHD で研究されている。

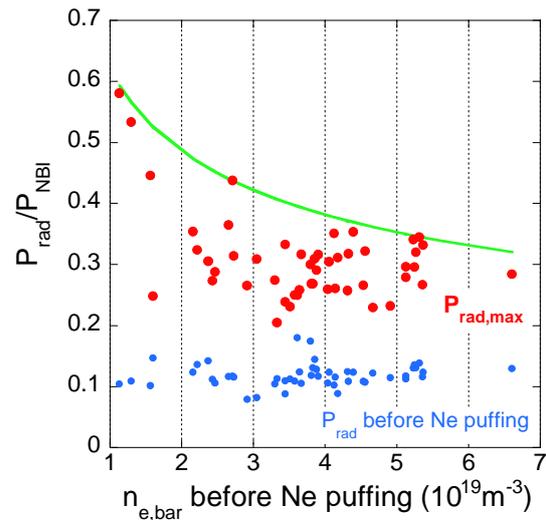


図 2.2.2-4 ネオンガス入射の有無による輻射損失の密度依存性の違い。

(3) EBW 加熱実験

FFHR-d1 概念設計においては、炉心プラズマの立ち上げに用いる加熱手法として、中性粒子ビーム入射加熱 (Neutral Beam Injection: NBI)、電子サイクロtron共鳴加熱 (Electron Cyclotron Heating: ECH)、及びイオンサイクロtron共鳴加熱 (Ion Cyclotron Heating: ICH) の 3 つを検討している。これらはいずれも LHD で用いられている加熱手法であり、これまでに実験で得られてきた知見が FFHR-d1 の設計にも活かされている。これは、LHD 実験で実際に加熱を担当している研究者が、核融合工学研究プロジェクトにも多く参画していることによる連携の成果である。

3 つの加熱手法の内でも、特に ECH は入射ポートが小さく、ブランケットとの干渉が少ないために、トリチウム増殖比に与える影響も低い。このことから、FFHR-d1 では ECH を最有力候補として検討を進めている。FFHR-d1 の磁場強度はプラズマ中心で 5 – 6 T であり、基本波加熱で用いる電子サイクロtron共鳴周波数は 140 – 170 GHz 程度となる。この周波数領域の大出力ジャイロtronは既に 1 MW クラスのものが実用化されている。但し、この周波数領域の電子サイクロtron波の遮断密度はおおよそ $3 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ であり、これを超える密度での加熱が必要な場合には、第二高調波加熱か電子バーンシュタイン波 (Electron Bernstein Wave) 加熱を用いる必要がある。あるいは、新規に検討を開始した FFHR-d1B のように、磁場強度を増大することも運転密度の増大には有効である。5 – 6 T での第二高調波加熱には、200 GHz 帯の大出力ジャイロtronが用いられることになる。これはまだ実用化されておらず、研究開発が必要である。EBW の研究は、核融合工学研究プロジェクトにも所属している研究者らによって LHD で精力的に進められている。

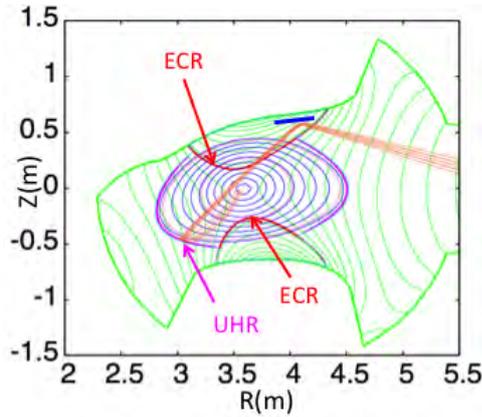


図 2.2.2-5 高磁場側に設置した反射鏡 (青)と、ポロイダル断面上に投影したレイトレース結果、既設入射アンテナから高磁場側にビームを伝送し、高磁場側からの入射を可能にした。ECR 層を通過後、UHR 近傍でバーシュタインモードに変換した後、磁気軸近傍まで伝搬してドップラーダウンシフトしたサイクロトロン減衰により、中心部近傍で、電力が吸収される。

EBW は磁場中のプラズマを伝搬する静電波であり、遮断密度を超えた高密度においても伝搬できる。電子サイクロトロン減衰により効率よくドップラーシフトしたサイクロトロン共鳴層で吸収させることが可能であるために、高密度プラズマの加熱手段として有力である。ただし、プラズマの外の真空領域から入射した電磁波は、プラズマ中のモード変換過程を介して静電波を高密度領域に励起する必要がある。このモード変換を行うには以下の方法がある。

一つは電子サイクロトロン共鳴層に対して異常波を高域混成共鳴領域でモード変換を起こさせる方法 (X-B 法) で、高磁場側から入射した場合には、右回り遮断 (R-cutoff) 層を通らず、高域混成共鳴(UHR)層付近で電子バーンシュタイン波に変換することができる。低磁場側から入射した場合には UHR 層の手前に R-cutoff 層が必ず存在し、通常は電磁波が通過できないが、波長と密度勾配が適当な関係を満たす場合にはトンネル効果による X モードの侵入が期待でき、UHR 層近傍で直接バーンシュタインモードに変換することが可能となる。しかしながら、LHD や FFHR などの大型高磁場装置では、波長に比べて密度の勾配長が大きく、後者の条件を満たすことは困難である。

もう一つは電子サイクロトロン共鳴層に対して低磁場側から正常波 (O モード) を斜め入射し、遮断層に存在する異常波 (Slow X) への変換を介して高域混成共鳴層付近で電子バーンシュタインモードへと更に変換するものである (O-X-B 法)。

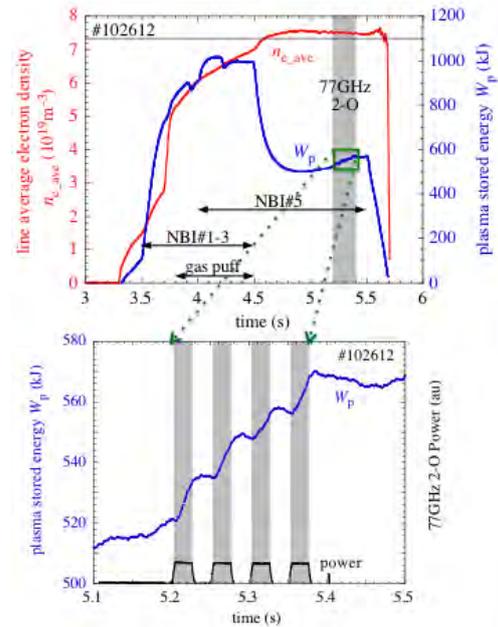


図 2.2.2-6 NBI により生成されたカットオフ密度 ($7.35 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$) を超える密度領域で 80% 近い加熱効率を確認した。

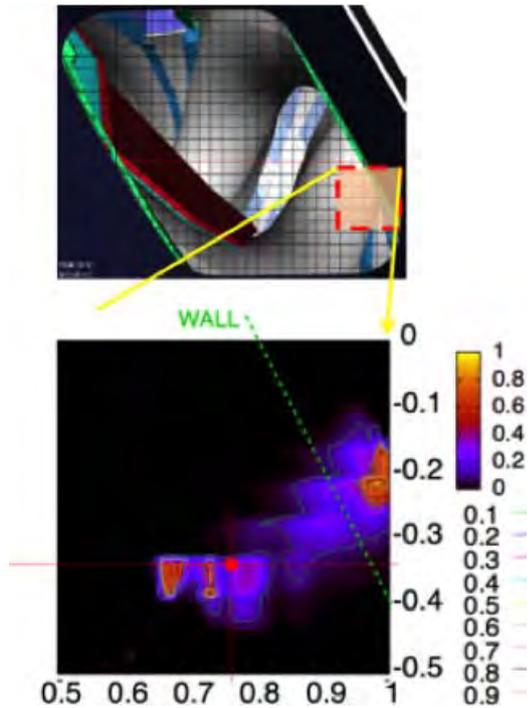


図 2.2.2-7 既設2-O アンテナからの入射によってレイトレースから予想される O-X モード変換窓。下図は変換効率の等高線を表す。

いずれのモード変換においても、X から B への変換効率は適当な位置で高域混成波層に近づく限りほぼ 100%となる。但し、高磁場側から入射する X-B 法では高磁場側にアンテナを設置する必要がある。一方、低磁場側から入射する O-X-B 法においては、O-X の変換窓が狭く、プラズマパラメータに対応した変換窓に常に入射電力を集中させるための高精度・高速応答アンテナシステムが必要になる。

これらの実用性を検証するため、LHD で実験を行っている。X-B 法においては、コイル直下となる高磁場側に反射ミラーを設置し、既設アンテナからプラズマ中を伝搬させずに、このミラーへと電力を集中することで、高磁場側からの X-B 入射を可能とした。図 2.2.2-5 にその入射概念図とレイトレースの結果を示す。これらの予想の下に、カットオフ密度を超えるプラズマ密度に対して加熱効果を検証したのが、図 2.2.2-6 である。O-X-B 法においては、O-X モード変換窓が非常に狭いことが予想された。図 2.2.2-7 は、LHD で現在斜め入射が可能なアンテナから入射した場合について、プラズマの密度勾配を仮定してレイトレースを行い、到達する遮断層上の点で予想されるモード変換効率を示したものである。この予想に対して、実際に仮定した密度分布となるようにターゲットプラズマを生成し、ショットごとに入射位置を変えて電力変調に対する蓄積エネルギーの変化を実験で観測した(図 2.2.2-8)。その結果、入射位置の違いによって明らかな違いが存在すること、加熱効果が観測された窓の狭さは予想したものと近いことが示された。この実験には、遮断密度を超える再現性のよいターゲットプラズマ生成が必要である。より明確な結果を出すためには、ターゲットプラ

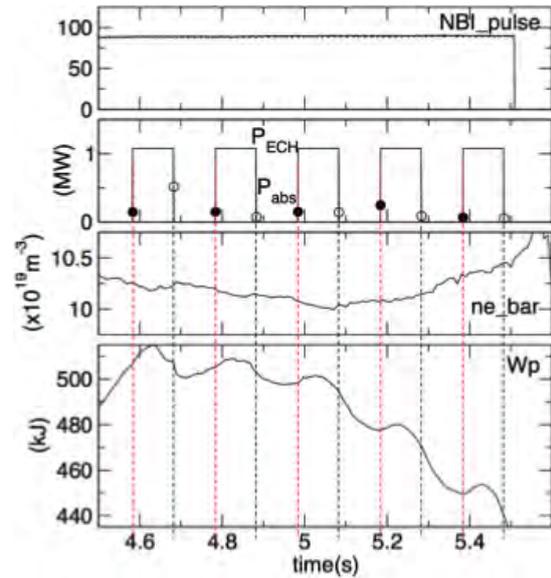


図 2.2.2-8 遮断密度を超える NBI 生成ターゲットプラズマに対して図**3**の変換窓付近を狙って入射した場合の蓄積エネルギーの応答。最大 20%の変換効率が予想されるのに対して、実験的には、16%の加熱効率が得られた。

ズマの安定生成とアンテナの高速掃引を可能とする必要がある。関連して、加熱の逆過程としての放射測定による高効率変換窓の探索も並行して進めている。FFHR-d1 においても同様の高効率変換窓の狭さは予想されるものの、変換窓の幾何学的大きさがプラズマの大きさにスケールすること、高周波数化によりビームの発散がより小さく抑えられることは有利となる。

(4) ダイバータ材料へのプラズマ照射実験

FFHR-d1 においてはダイバータ板材料として、高融点金属であり損耗が少ないと期待されるタングステンを候補としている。実機環境下におけるプラズマとタングステンの相互作用を明らかにするため、LHD においてタングステン試料を用いた実験が行われている。

第一壁上にタングステン試料を固定して、数ヶ月の実験期間中にわたるプラズマ環境への曝露を行っている。試料表面にわずかな炭素堆積層が形成されるだけで、水素吸蔵特性がタングステンの特性から炭素の特性に変わってしまうことが明らかになった。プラズマからのエネルギーの高い粒子による表面損傷も観測され、水素蓄積に損傷が影響していることも分かった。

LHD の炭素製ダイバータ板に、真空プラズマスプレー法によりタングステンを被覆したものをダイバータの一部に設置して、水素蓄積や損傷、周辺への影響を調べた。ダイバータ板上で、プラズマが当たる場所は主として損耗されており、水素蓄積は小さいが、プラズマが当たらない場所には炭素が堆積し、水素蓄積が炭素材と同程度に大きいことが示された。ダイバータ板近傍の第一壁には炭素が厚く蓄積し、堆積層が剥離してダストを形成するが、タングステン被覆ダイバータ板近傍の第一壁には炭素堆積が少なく、ダストの形成も観測されなかった。

試料駆動装置を用いてダイバータプラズマにタングステン試料を曝露する高熱負荷実験も行われており、タングステンの溶融、アーキングに関する研究が行われている。また、数百度に温度を上げたタングステン試料を試料駆動装置でプラズマ近傍に挿入し、ヘリウムを動作ガスとして用いた放電に曝露する実験も行われ、透過型電子顕微鏡などによる分析を進めている。

(5) 固体水素ペレット入射装置の開発とプラズマへの入射実験

燃焼プラズマの制御においては、燃料供給が唯一の直接的なプラズマ制御手段となることから、定常的な粒子供給手段を確保することは決定的に重要である。現時点では、燃焼プラズマへの粒子供給が行えるのは固体水素ペレット入射のみと考えられている。LHDでは実験開始当初から固体水素ペレット入射実験を行ない、その粒子供給特性に対する予測性を確認するとともに、プラズマ運転領域の拡大に寄与してきた。

固体水素ペレット入射の粒子供給特性は、ペレットの溶発位置に加え、溶発後に形成されるプラズモイドの大半径外向きのドリフト輸送にも大きく影響される。トカマクではペレット入射位置の最適化(高磁場側入射)により、粒子供給効率の改善が計られている。これに対し、LHDではドリフト輸送の影響が小さく、ドリフトによる粒子供給最適化を行なうよりも、高速ペ

レット入射による深い侵入長を得る方が良いことを実験的に明らかにしてきた。この結果から、FFHRでは高磁場側ペレット入射は採用せず、低磁場側からの高速ペレット入射によって粒子供給を行うことを検討している。

定常燃焼プラズマへの粒子供給に必要なペレット入射装置の開発を行い、その性能をLHD実験で確認している。一つは、コンベンショナルなその場生成パイプガン、もう一つは定常ペレット射出が可能な連続ペレット入射装置である。連続ペレット入射装置は、固体水素生成部にスクルー押し方式を採用しており、固体水素の生成、押出、射出を同時に行なうことが可能であるため、核融合で必須となる定常粒子供給が可能である。一方で、ペレットの速度の高速化が難しい点が課題となっている。これまで、その場生成パイプガン方式は単発のペレット入射しかできないため、定常性能が必要な核融合炉での使用は想定されていなかったが、射出性能や安定性の点で優れているため、超多バレル化による連続射出の可能性も検討している。LHDでは20バレルのその場生成パイプガン式ペレット入射装置を開発し、LHDにおいて高密度プラズマを準定常維持する実験を行い、燃焼プラズマへの適合性の確認を行った。

炉設計に必要な知見として、燃焼プラズマを維持するために必要な粒子供給特性についても、LHD実験から求めている。LHDの高密度長時間放電の密度分布解析結果によれば、高密度では拡散に比べて対流のフラックスが十分小さく、単純な拡散的輸送で密度分布変化を近似できる。これを根拠に、FFHR-d1炉設計では単純な拡散方程式を用いて密度分布の動的挙動を求めている。輸送係数も、LHDにおけるプラズマ実験結果に基づいてモデル化している。

2.2.2.2 数値実験研究プロジェクトとの連携

核融合工学研究プロジェクトで概念設計を進めているヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 の炉心プラズマ特性や、核融合炉に向けた材料、プラズマ-壁相互作用、周辺プラズマの研究課題について、数値実験研究プロジェクトとも多角的な連携を進めている。炉心プラズマ特性研究については、3.2.3 章にて詳述されているので、本章では、その他の研究課題2件について記述する。

(1) プラズマ対向材料に関するシミュレーション研究

双方のプロジェクトの PWI グループが連携して、「材料表面のナノ構造形成解明」研究を進めている。タングステンのみならずステンレスなどの金属材においてもバブル構造などが生成されることが、LHD 実験などを通じて明らかになってきている(図 2.2.2-9)。この現象に関して、数値実験研究プロジェクト側で開発された、密度汎関数法や二体衝突近似モデルに基づくシミュレーションコードでの具体的解析が進んでいる。この連携を通じて、バブル構造などの形成機構の解明やシミュレーションコードの実験検証が進み、核融合炉環境下でのプラズマ対向材料の良好な特性維持に向けた研究が展開されるものと期待される。

上記の具体的課題に対する連携の他に、下記のような継続的議論の場を設けている。

● 双方のプロジェクト会議間での研究発表

- 核融合工学⇒数値:「プラズマ対向材料の原子空孔と水素相互作用の微視的研究」
- 数値⇒核融合工学:「タングステンダイバータ研究のための密度汎関数法の利用」、

「二体衝突近似モデルによるタングステン材へのヘリウム照射の研究」)

● 合同研究会

- NIFS 研究会「プラズマ・壁相互作用シミュレーション解析に関する研究会」と NIFS 研究会「核融合炉に向けたプラズマ・壁相互作用の研究」(平成 23 年 12 月): 原型炉設計に向けた材料シミュレーションの課題、展開
- LHD 計画共同研究「照射損傷を持つタングステン中のリテンションのダイナミクス」と NIFS 研究会「プラズマ壁相互作用に関する新規シミュレーション手法開発に関する研究会」(平成 25 年 9 月): タングステン中の水素同位体挙動研究の新展開として、タングステン-水素系のモデリングやシミュレーションの動向、および、実験検証

(2) 周辺プラズマに関するシミュレーション研究

周辺プラズマに関しても、多角的な連携が進展している。以下、いくつかの事例について記述する。

核融合炉に必要とされる壁の熱負荷低減の一方策であるネオンガスパフについて、ネオンによる放射冷却の影響についての 1 次元流体モデルに基づく

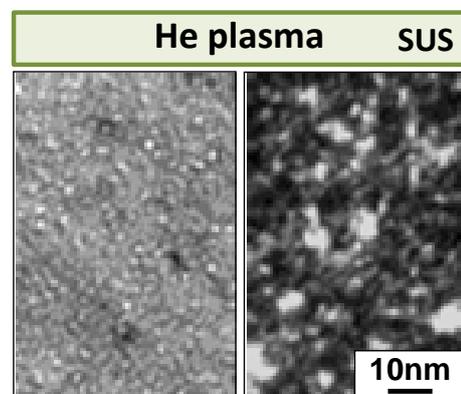


図 2.2.2-9 LHD において He 放電にさらされた後の SUS の微視的損傷 (TEM 写真) (左:ヘリウムバブル、右:転移ループ)

解析を行った。電離平衡を仮定した一定密度のネオンがダイバータレグにつながる周辺プラズマに存在するとして、その放射冷却を含めた輸送方程式を数値的に解き、ネオン密度に対する依存性を解析した。図 2.2.2-10 に示すように、ダイバータ板の電子温度が顕著に減少し、プラズマが維持しきれないある上限値があること、その上限値は低密度高温放電の方が大きいという、定性的に LHD における実験事実と一致する結果が得られた。

不純物ガスパフを行った際に起きるダイバータ板の損耗増大の予測を目指し、ERO コードによる損耗シミュレーションを行った。LHD 横長断面の内側ダイバータの断面を対象に、ガスの導入とその輸送を背景プラズマ中で解き、タングステンダイバータ板での損耗と再堆積分布の評価を行った。絶対量の予測は得られていないが、図 2.2.2-11 の分布が得られ、損耗優位および堆積優位の場所が認められた。ネオン以外では、ヘリウムによるスパッタは非常に少ない一方、アルゴンでは 2 倍程度の損耗が見られた。

装置壁への炭素堆積はトリチウムリテンションなどの観点から非常に大きな問題である。LHD 第一壁を対象に、ERO コードを用いた炭素堆積分布の解析を行った。横長断面内側を対象に、ダイバータ板で発生した炭素の輸送を、背景プラズマを仮定してシミュレーションを行った。図 2.2.2-12 に示すように、ダイバータ板近傍への炭素堆積が多く見られた。これはスパッタされた中性炭素原子および分子が到達したもので、LHD における実験観測事実と定性的に一致する。また、物理・化学スパッタリングの性質の違いにより、その堆積分布に顕著な違いがあることが示された。

上記の具体的課題に対する連携の他に、継続的な情報交換を行っている。

- 双方のプロジェクト会議間での研究発表
 - 核融合工学⇒数値:「ダイバータ板のスパッタリング問題」、「断面ナノ構造解析による LHD 真空容器内の不純物輸送研究」
 - 数値⇒核融合工学:「Kinetic Effects of Inclined Magnetic Field on Physical Sputtering by Impurity」

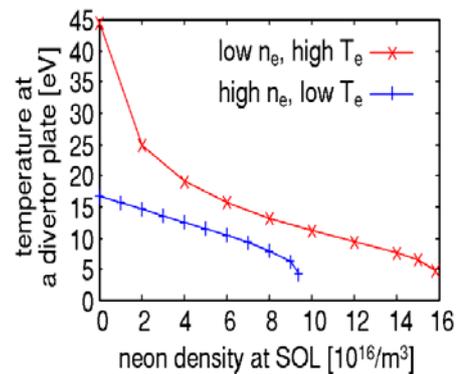


図 2.2.2-10 ダイバータ部電子温度のネオン密度依存性

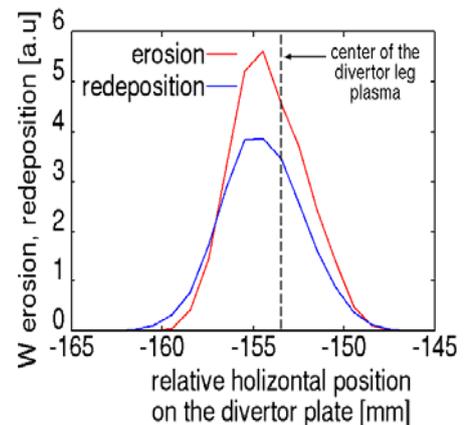


図 2.2.2-11 ネオンによるタングステンターゲットの損耗・再堆積分布

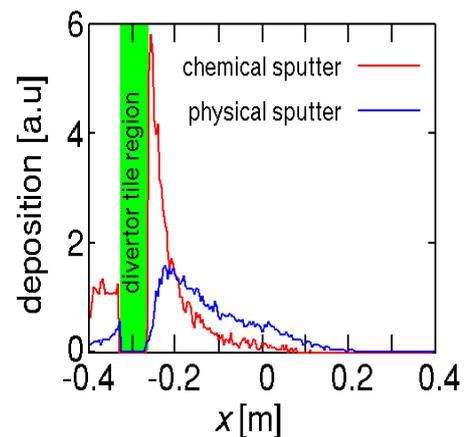


図 2.2.2-12 LHD 第一壁への物理・化学スパッタリングによる炭素堆積分布。緑の領域がダイバータ板、その右側が第一壁に相当する。

2.3 研究環境の整備

2.3.1 超伝導マグネット研究環境の整備

超伝導マグネット研究棟の大型設備を図 2.3.1-1 に示す。超臨界圧ヘリウム発生設備等設備（ヘリウム圧縮機、コールドボックス、タンク類他）、75 kA 直流電源、30 kA 直流電源、導体試験マグネット設備（9 テスラ大型導体試験装置）、強制冷却試験装置、剛性クライオ装置などの大型試験設備が設置されており、大型超伝導機器の試験に必要な低温実験環境を提供してきた。LHD の建設時において、表 1.1-1 に示すように、その試作、開発、詳細設計のための試験研究に、フル稼働で活躍した。LHD 建設後は、運転方法の確立、信頼性並びに性能向上のための改良研究に貢献すると共に、炉工学研究の一環として超伝導・低温に関する全国の大学との共同研究、核融合で開発された技術の他分野及び産業界への適用を目的とした連携研究、ITER、BA 計画等を含む国際共同研究の推進に広く活用され、世界有数の大型超伝導試験設備としての重要な役割を果たしてきた。

平成 24 年度補正予算により、超臨界圧ヘリウム発生設備等設備の更新と導体試験マグネット設備の磁場増強が認められ、整備が進行中である。この整備により、13-15 テスラの高磁場大型マグネット研究が可能になると共に、高温超伝導の応用にも対応した温度可変の寒冷供給設備に改修することにより、今後の核融合工学研究の進展に欠かせない重要な試験設備としての役割を担うことになる。また、本設備は大型超伝導試験設備として世界有数の規模を有することから、核融合研究分野のみにとどまらず、他の研究分野や産業界を含む幅広い分野との連携研究や国際共同研究に活用される。

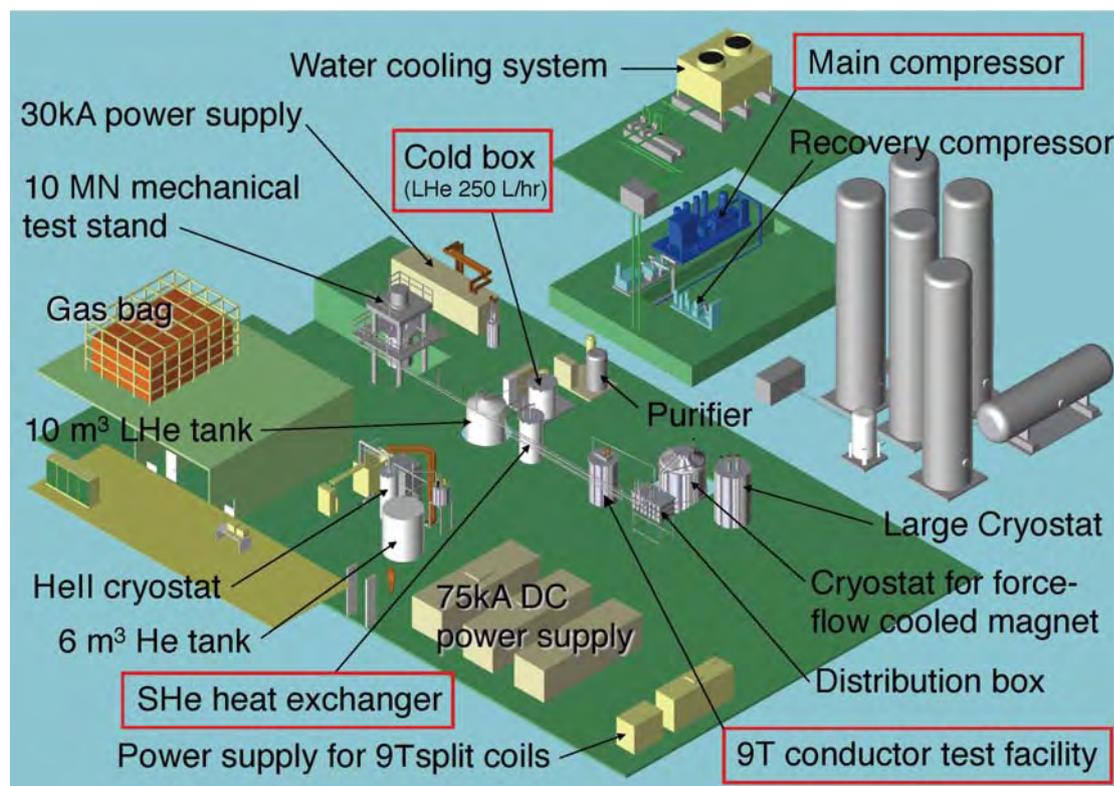


図 2.3.1-1 超伝導マグネット研究棟の大型実験設備。

(1) 温度可変低温設備

核融合科学研究所超伝導マグネット研究棟に平成2年度に設置された「超臨界圧ヘリウム発生設備等設備」の内、ヘリウム液化冷凍機、ヘリウム圧縮機、計測制御システム等を新機種に更新すると共に、従来は4Kの超臨界圧ヘリウムの発生のみであった超臨界圧ヘリウム発生熱交換器ユニットとヘリウム液化冷凍機を統合し、今後の研究の主流となっていくと考えられる高温超伝導の応用研究にも対応できる4 K～300 Kの寒冷の循環が可能な温度可変ヘリウム液化冷凍機へと更新し、その機能を拡張する。

本設備は、超伝導マグネット研究棟に設置される様々な大型超伝導試験設備及び開発した要素試験マグネット等への温度制御した冷媒の供給による予冷運転及び加温運転、液体ヘリウム温度での定常維持運転、高温超伝導を含む試験導体及び試験マグネット等への温度可変の冷媒の供給、可変温度の冷却維持運転、中小型の超伝導実験設備への液体ヘリウムの供給並びに蒸発ヘリウムガスの回収を可能にするものであり、超伝導マグネット研究棟における大型超伝導開発研究の基幹となる低温設備である。図 2.3.1-2 に設備の系統図を示す。

<更新機器の仕様>

a) 温度可変ヘリウム液化冷凍機		1 台
冷凍サイクル	クロードサイクル	
液化能力	250 L/h 以上	
冷凍能力	600 W 以上 at 4.5 K 350 W 以上 at 4.5 K with 50 g/s SHe 1 kW 以上 at 20 K - 30 K, 18 g/s 1.5 kW 以上 at 40 K - 50 K, 20 g/s	
主要構成	縦型真空容器 ガスベアリング式膨張タービン 内部吸着器 (80 K, 20 K) 低温弁 気液分離器 液化用ポート SHe 用ポート 温度可変冷媒用ポート	1基 2台 各1式 1式 1式 1式 1式 1式
b) ヘリウムガス循環圧縮機		1 台
形式	油噴射スクリー式	
圧力	吸入圧/0.004 MPa、吐出圧/0.95 MPa	
流量	101.7 g/s 以上	
冷却方式	水冷	
電動機	～250 kW (460 V、3 相、60 Hz)	
付属品	デミスター、クーラー、多段油分離器	

c) ヘリウム真空断熱配管 1 式

d) 計測制御システム

1 式

<既設機器の再利用>

再利用が可能な以下の機器は、必要に応じて点検等を行ってから再利用する。ヘリウムガスの常温配管は、長年の運転による油分等の不純物の蓄積が懸念されるため、配管の内部状態を確認し、必要に応じて清掃等の処理を行った上で再利用する。

- ・液体ヘリウム貯槽 (10,000 L)
- ・液体窒素貯槽
- ・液体窒素供給配管
- ・ヘリウムガスタンク (1.96 MPa, 100 m³×4 基、0.98 MPa, 100 m³×1 基, 50 m³×1 基)
- ・中圧ヘリウム精製器
- ・中圧ヘリウム回収圧縮機
- ・ディストリビューションボックス
- ・低温配管
- ・常温配管
- ・ガスバック
- ・自動弁及び手動弁

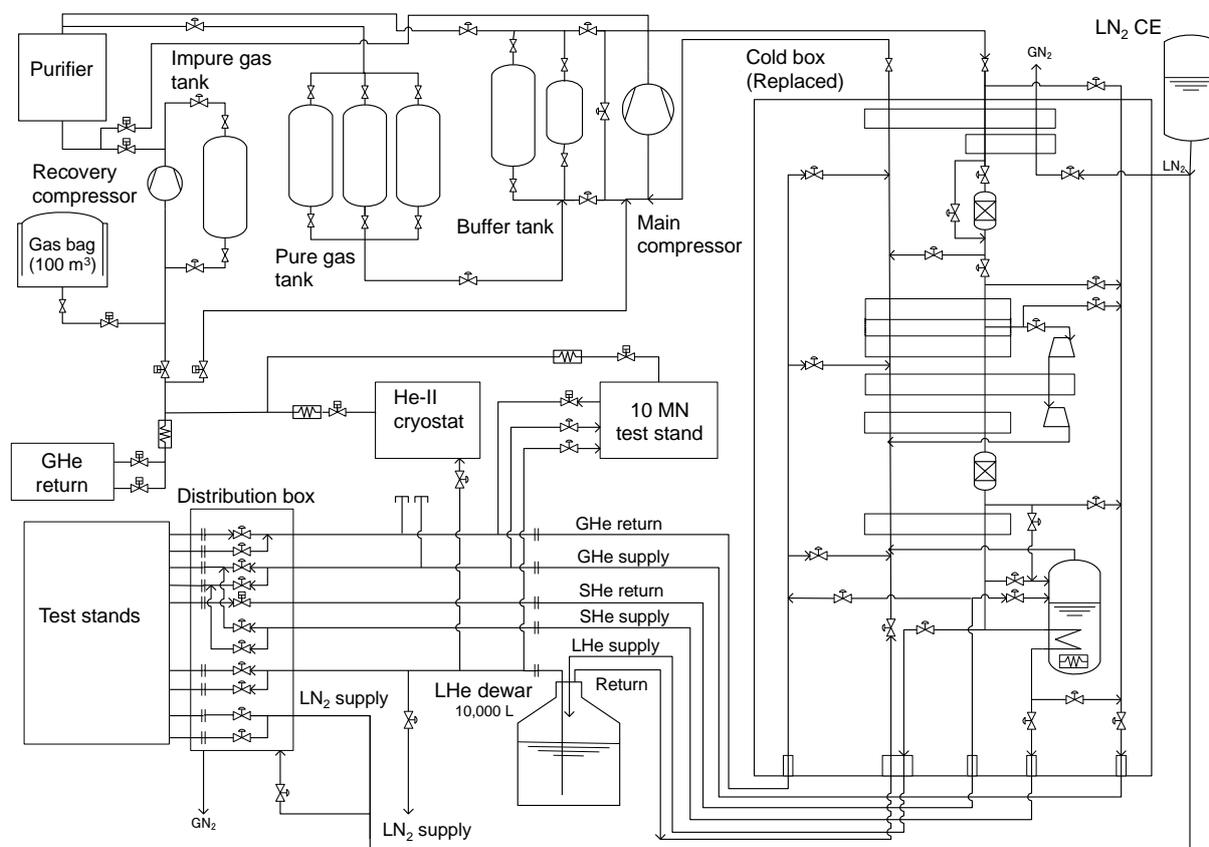


図 2.3.1-2 温度可変低温設備系統図。

(2) 導体試験マグネット設備と温度可変電流リード

超伝導マグネット研究棟に設置されている導体試験マグネット設備は、高磁場中で最高 75 kA の大電流を流して、各種超伝導導体の特性を調べることのできる世界有数の大型設備であるが、最高磁場が 9 テスラのため Nb₃Sn や Nb₃Al などの高磁場導体の性能評価が難しいという難点があった。そこでまず、図 2.3.1-3 に示すように、既設の磁場発生用 9 テスラ スプリットコイルを 15 テスラ磁場発生コイルに入れ替えることにより、13~15 テスラでの超伝導導体の特性試験が可能となるように設備を更新する。大電流導体の特性を調べるためには、一様な磁場空間を導体の電磁気的な特性長よりも十分に長くすることが必要であることから、従来の直状サンプルに代わってコイル形状の試験サンプルを採用することにより、1 m を超える一様磁場空間を確保する。この試験設備を用いて、将来の核融合エネルギー炉に必要な大電流・高磁場、かつ、機械強度に優れた超伝導導体を開発することを目指している。また、低温端の温度を 4 K から 50 K の範囲で温度可変の電流リードを整備して、20-50 K の運転温度が期待されている高温超伝導コイルの実使用環境における性能評価を可能とする。

15 テスラ磁場発生コイルの基本仕様を表 2.3.1-1 に、外形図を図 2.3.1-4 に示す。試験サンプルは大型導体をコイル形状に曲げることから、コイル内径をできるだけ大きくすることが望ましい。そこで、15 テスラ磁場発生コイルの内層コイルを 2 つに分割し、まず、内径が 0.7 m の大口径の 13 テスラコイルを整備する。この 13 テスラコイルの内側に 2 テスラのインサートコイルを追加することにより、内径 0.6 m、最大経験磁場 15 T に増強可能とする。

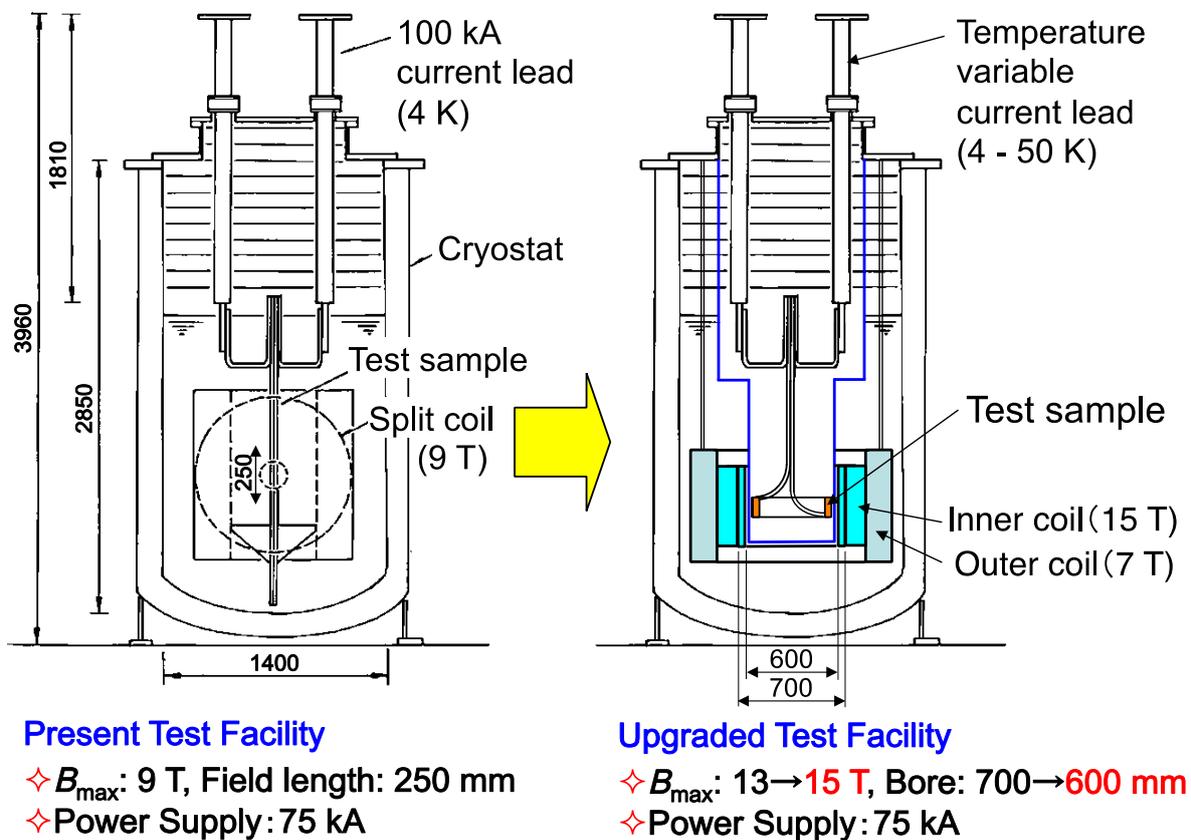


図 2.3.1-3 導体試験マグネット設備の整備計画。

<コイル設計条件>

a) 超伝導線材

内層コイル: Nb₃Sn 矩形導体 (3.2 mm × 2.1 mm)、ガラス編組絶縁 (厚さ 0.1 mm)

外層コイル: NbTi 矩形導体 (4.0 mm × 2.0 mm)、ホルマール絶縁 (厚さ 0.05 mm)

b) 既設のクライオスタットに設置するため、外径 < 1.35 m とする。また、予冷期間を1週間以内とするため、コイル重量 < 6 トンを目安とする。そのため、巻線部平均電流密度は 90 A/mm² を目安とする。

c) Nb₃Sn と NbTi コイルの温度マージン (分流開始温度 - 運転温度) は、各々、2.0 K と 1.5 K を目安とする。

d) 電磁力は、約 10 層毎に挿入する補強円筒(SUS)で支持する。補強円筒の厚さは主応力が 600 MPa 以下となるように選定し、導体の最大引張ひずみを 0.3% 程度に抑制する。

e) クエンチ時のコイル保護に関しては、外部保護抵抗を用いる。超伝導導体の比熱だけを考慮したホットスポット温度として 200 K 程度を目安とする。

f) 遮断時の最大電圧については、Nb₃Sn 導体の最大層間電圧が 147 V 以下、NbTi 導体の最大層間電圧が 400 V 以下とする。

g) コイルは上下2分割とし、スプリットコイルとしても使用可能な設計とする。

h) 対地絶縁厚さは 1 mm とし、各コイルブロック毎に施工する。

表 2.3.1-1 15T外部磁場発生コイルの仕様

	Inner+Outer	Inner coil	Outer coil
Central field (T)	13.10	(7.43)	(5.91)
Maximum field (T)		14.998	6.851
Cold bore diameter (m)	0.6	0.6	0.933
Stored energy (MJ)	39.11	16.02	23.09
SC material		Nb ₃ Sn	NbTi
Operating current (A)		755	755
Critical current at 4.4 K (A)		1223.4	3383.1
Cu/SC ratio		0.9	2.4
I _{op} /I _c on the load line		0.879	0.734
Temperature margin (K)		2.05	1.50
Winding inner diameter (m)		0.6122	0.954
Winding outer diameter (m)		0.932	1.176
Magnetomotive force (MA)	12.034	5.581	6.453
Layer number		48	42
Current density (A/mm ²)		96.5	85.9
Conductor width (mm)		3.2	4.0
Conductor height (mm)		2.1	2.0
Layer insulation (mm)		0.1	0.05
Operating temperature (K)	4.4	4.4	4.4

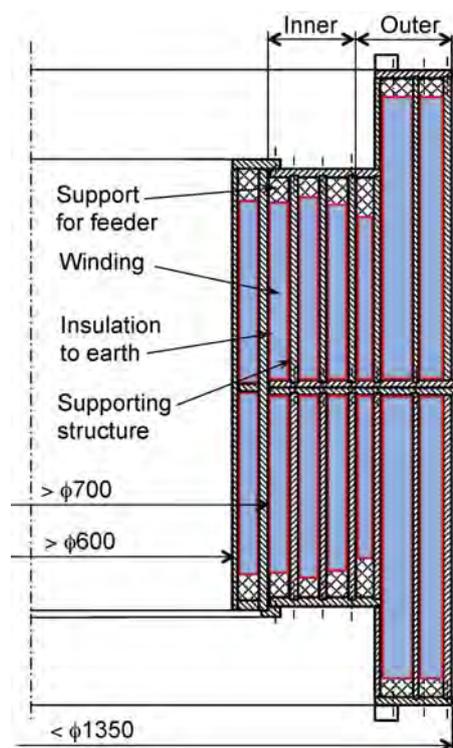


図 2.3.1-4 15テスラ外部磁場コイルの断面図。

2.3.2 低放射化材料研究設備の整備

2.3.2.1 2010年度以前の整備

核融合科学研究所では、表1.1-1に示すように、低放射化構造材料として低放射化バナジウム合金を取り上げ、大学及び民間との協力の下に、V-4Cr-4Ti共通材料NIFS-HEAT-1 (30kg) [2.3.2-1] NIFS-HEAT-2 (170kg) [2.3.2-2] の溶解、加工成形を行い、不純物低減により加工性や溶接性の向上などを実証してきた [2.3.2-3]。また、大学共同研究で開発した低放射化フェライト鋼JLF-1の製作及び評価[2.3.2-4]や、9Crおよび12Crの酸化物分散強化鋼(ODS鋼)を製作し[2.3.2-5]、大学共同研究による評価を進めてきた。

大学と分担する材料評価において、核融合科学研究所では、長時間を要するため大学では試験の難しいテーマ、すなわち疲労、クリープ、時効、腐食などを重点的に取り上げ研究設備の整備を進めてきた。疲労試験については2000年度-2001年度に先行して超高真空疲労試験装置を整備し、JLF-1の高温低サイクル疲労と試験片形状効果 [2.3.2-6]、NIFS-HEAT-2の破壊特性[2.3.2-7]などの研究を行った。また、材料のマイクロ特性の評価のため、1998年度-1999年度走査電子顕微鏡とエネルギー分散型X線分光器、2001年度X線光電子分光分析装置、2006年度X線回折装置を導入した。

クリープ試験については、自重型の試験機を2005年、プログラム制御式の試験機を2007年に導入した。いずれもゲージ長5mmの微小試験片による試験が可能なもので、微量しか製作できない先進材料の試験を可能とした。これによりJLF-1のクリープ変形に及ぼす時効効果[2.3.2-8]、V-4Cr-4Ti合金のクリープ特性に及ぼす熱機械加工効果[2.3.2-9]等を明らかにした。腐食特性については、静的浸漬試験装置、ループ試験装置などの整備を行ったが、これはブランケット研究設備として位置づけることができる。

2.3.2.2 2010年度以降の整備

2010年度以降は、核融合工学研究プロジェクトの一環として低放射化材料の研究をより設計との関連を強化する方向に展開している。すなわち、共通材料については寿命評価につながる研究を重視し、さらにデザインウィンドウを広げるための先進材料の探索を進めている。構造材料の高温限界を定めるのはクリープであることは広く知られている。しかしクリープ特性の系統的なデータ取得には長時間を要し、複数試験機による並行試験が不可欠である。このような理由で、2010年にはプログラム制御式の試験機を追加導入し、後述の補正予算による整備では、さらに複数台の試験機の導入を予定している。図2.3.2-1はこれまで整備した3台のクリープ試験装置を示す。本装置により、クリープ試験の効率が大きく向上した。この装置を利用し、ナノ粒子分散によりバナジウム合金のクリープ強度の大幅な向上が可能であることが実証された[2.3.2-10]。(一般共同研究:東北大学 栗下裕明)また、2012年度核融合工学研究プロジェクトの概算要求において、低放射化材料研究の設備の一部を先行して整備することが認められ、電界放出型走査電子顕微鏡(エネルギー分散型X線分光器付き)が認められた(図2.3.2-2)。本装置により、低放射化材料の微小析出や微細な破壊表面構造、界面の組成変化などの観察分析精度が格段に向上した。一例として、酸化物分散強化鋼の炭化物形成とマルテンサイト組織の関連、組成分布が高精度で観察評価



図 2.3.2-1 高温クリープ試験装置(手前が 2010 年導入の 3 号機)。

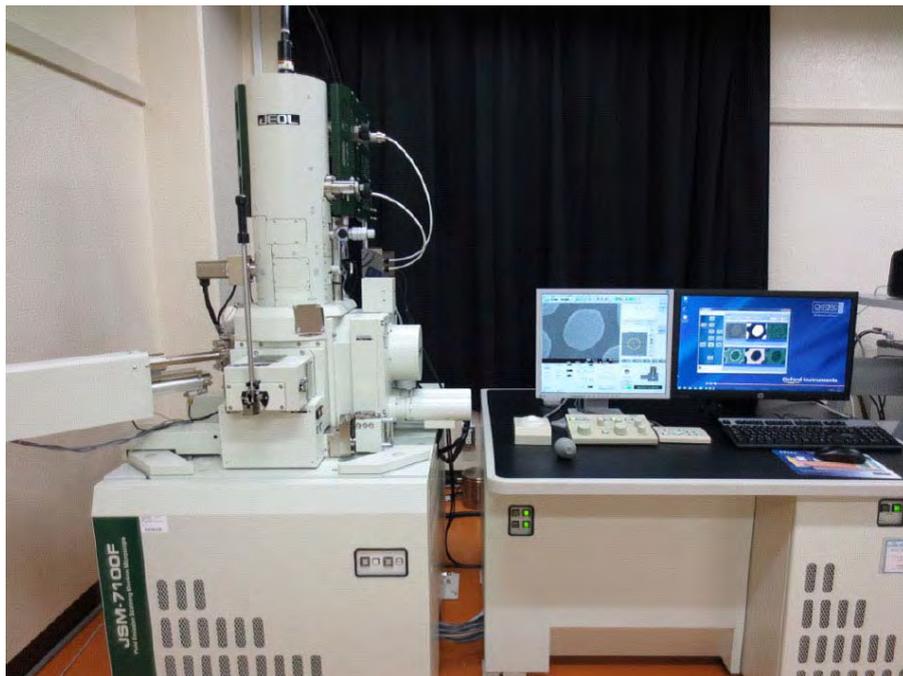


図 2.3.2-2 超高分解能電界放出型操作電子顕微鏡。

できるようになった。(一般共同研究: 東北大学 阿部弘亨)

2012年度の補正予算では、低放射化材料研究の区分において、「材料微細構造組成分析装置」、「超高真空クリープ試験装置」、「接合材試作試験装置」の設備の整備が認められた。既に下記の装置が導入され、使用に供されている。

(1) 遊星型ボールミル装置

250ccのW、ジルコニア、鉄鋼容器によるミリングが可能。メカニカルアロイングによる高強度



遊星型ボールミル装置



高純度試料調整グローブボックス



超薄膜スクラッチ装置



高純度金属アーク溶解装置

図 2.3.2-3 平成 24 年度補正予算で設置された装置。

粒子分散合金等の試作に用いる。

(2) 高純度試料調整グローブボックス

上記ボールミル装置の運転、及び前処理としての試料調整を清浄雰囲気で行うグローブボックス。

(3) 超薄膜スクラッチ装置

表面被覆材の基盤との接着強度を求めるための試験機。構造材料とブランケットあるいは第一壁用被覆との接合性の試験に用いられる。

(4) 高純度金属アーク溶解装置

任意の組成の合金を溶解製作するための装置。バナジウムや鉄基合金の添加元素による特性変化を求め、合金成分の最適化設計に適用する。

図2.3.2-3に設置されたこれらの装置を示す。

2.3.2.3 今後の整備計画

補正予算によりそのほか、以下の機器が2014年1-3月に導入される予定である。

(5) 材料微細構造組成分析装置

高分解能透過型電子顕微鏡、エネルギー分散型X線分析装置、三次元トモグラフィシステムからなり、サブナノレベルの材料の微細組織と微小領域組成、及びその3次元分布の計測が可能になる。

(6) 超高真空クリープ試験装置

4台の微小試験片クリープ試験装置、1台の中規模試験片クリープ試験装置からなり、材料の高温熱クリープ特性試験を系統的に行えたとともに、試験材料の寸法効果に関する情報が得られる。

(7) 高温静水圧焼結接合試験システム

2,000℃、2,000気圧までの高温高压のHIP焼結が可能な装置で、メカニカルアロイングによる高強度合金の焼結生成、非溶解接合(異種材料間接合)材製作などに用いる。

(8) 衝撃試験装置

最大衝撃速度5.5m/sの落錐式の衝撃特性試験装置。材料の耐衝撃破壊特性、延性-脆性遷移温度の評価等に用いる。

(9) 電解研磨装置

電子顕微鏡用薄膜試料を作製するための両面同時ジェット電解研磨を行う装置。

今後は、これらの導入に万全を期すとともに、装置の性能向上を図りながら、研究を推進するとともに、大学共同利用による共同研究を推進する予定である。また、ブランケットやダイバーターの研究用に整備される機器にも低放射化材料研究に適用できるものがあり、有効利用を図る予定である。さらに将来的には、所内におけるイオン照射、所外原子力施設における中性子照射試験に貢献する設備整備を進めていきたいと考えている。

参考文献

- [2.3.2-1] T. Muroga, et al., J. Nucl. Mater. 283-287 (2000), pp.711-715.
- [2.3.2-2] T. Muroga, et al., J. Nucl. Mater. 307-311 (2002), pp.547-554.
- [2.3.2-3] T. Nagasaka, et al., Fusion Eng. Des. 61-62 (2002), pp.757-762.
- [2.3.2-4] N. Inoue, et al., J. Nucl. Mater. 307-311 (2002), pp.711-715.
- [2.3.2-5] T. Muroga, et al., ISFNT-11 (2013) submitted.
- [2.3.2-6] Hualin Li, et al., Fusion Eng. Des. 81 (2006), pp.763-768..
- [2.3.2-7] A. Nishimura, et al., J. Nucl. Mater. 307-311 (2000), pp.571-575.
- [2.3.2-8] Y.F. Li, et al., J. Nucl. Mater. 386-388 (2009), pp.495-498.
- [2.3.2-9] P.F. Zheng, et al., Fusion Eng. Des. 86 (2011), pp.2561-2564.
- [2.3.2-10] T. Furuno, et al., J. Nucl. Mater. 417 (2011), pp.299-302.

2.3.3 ブランケット研究環境の整備

2.3.3.1 ブランケット研究開発の特徴

核融合炉の炉心プラズマに直接面する発電ブランケットには、高温、高放射線、高磁場環境下において、(1)発電のための熱の取り出し、(2)トリチウム燃料の自己増殖、(3)放射線遮蔽、の基本機能を長期間にわたり安全、安定に発揮することが求められる。そのため、ブランケットは、構造材料、耐熱被覆材料、冷却材、トリチウム燃料増殖材料、中性子増倍材料、電気絶縁材料、水素同位体透過抑制材料等、様々な材料を組み合わせで構築されるシステムとなる。またすべての材料に、中性子損傷による性能劣化が小さいことや低放射化特性、高温における良好な性能、化学的安定性等が求められる。現在、核融合ブランケット用として様々な材料の開発研究が進められているが、必要とされる全ての特性について優れる材料はほとんど存在せず、材料の組み合わせにより互いの特性を補う形で複数のブランケット概念が提案されている。

これまでに各ブランケット概念に使用される個別の材料開発研究や、限られた条件下での各概念特有の現象についての要素研究は精力的に推進されてきており、基礎データベースの構築、モデリング研究も進んでいる。現在、これら要素研究、データベース構築、モデリング研究の成果を基に、複数の要因が同時に作用する、より核融合炉ブランケット環境に近い条件下における統合的な材料特性、熱・物質流動評価、ブランケット機能の実証、モデリング検証等の研究が進められている。最終的にブランケットシステムによるDT核融合発電が可能であることを示すためには、さらに、核融合炉の高温、高速流、高磁場環境すべてを同時に模擬し、また、システムに使用される材料や機能を全て配置した状態での熱・物質流動の検証、熱と水素燃料の輸送と分離回収技術の実証、長期にわたる安定性や安全性の評価、統合モデリング技術の検証等を行っていく必要がある。

2.3.3.2 ブランケット環境模擬および機能実証試験装置[2.3.3-1]

ブランケット環境模擬試験のための実験装置として、最も小型のものはポット試験装置となる(図2.3.3-1)。小型の金属製ポットに液体冷却材を封入し、ブランケット運転温度における構造材やセラミック機能材料の化学腐食や組成変化、水素同位体挙動等に関する研究が実施されてきている。次のステップとして、冷却材の流動を模擬するために、ポット内で冷却材を循環させる、もしくは試料を回転させる、強制流動ポット試験により、腐食量やセラミック被覆の電気絶縁効果等が調べられている。また、小型自然対流ループを用いた実験では、ブランケット構造材配管で小型のループを製作し、ループ内の冷却材に温度差を付けることで自然対流を起こし、低速の流れを作り出すものである。長時間の冷却材流動場における各種材料の腐食試験や腐食生成物の挙動についての試験などが実施されている。

これら、ポット試験および小型自然対流ループにおける各種試験で得られた結果に基づき、核融合科学研究所では平成21年度より、表1.1-1に示すように、本格的なブランケット環境模擬・機能実証試験用の強制循環ループ装置、Orosh²i-1 (Operational Recovery Of Separated Hydrogen and Heat Inquiry) の設計、構築、および試験運転を行ってきた[2.3.3-2]。本ループ装置は500°C以上の高温において熔融塩冷却材FLiNaKを循環させ、世界で初め

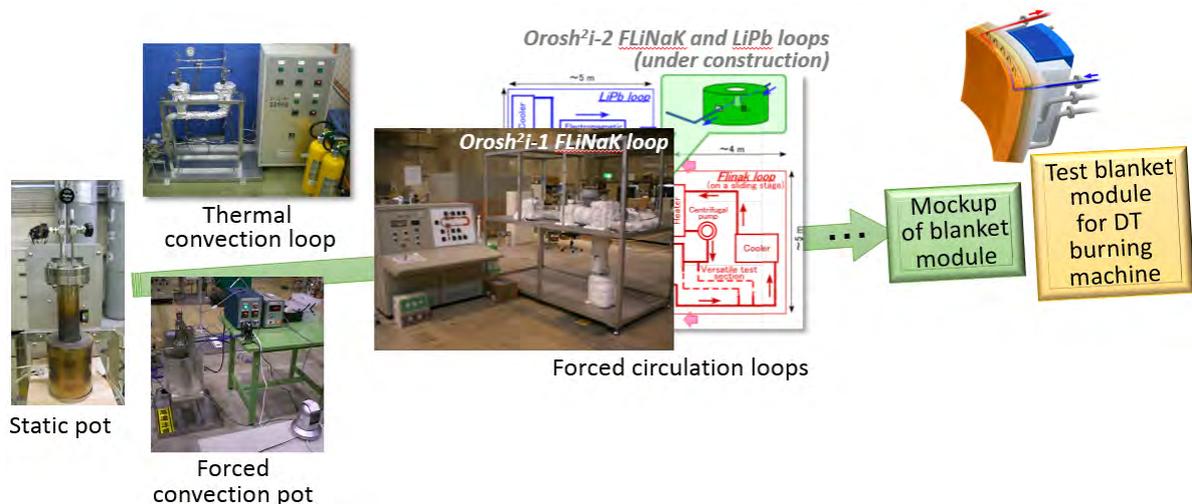


図 2.3.3-1 ブランケット環境模擬および機能実証試験のための実験装置。

て水素と熱の分離回収実証試験を行うためのものである。特に、高温溶融塩用に磁気カップリング式の延長長軸シャフト装着等の改造を施した遠心ポンプを製作し、500℃における循環制御試験に成功する等、高温溶融塩の取り扱い、循環、計測技術の蓄積を行ってきた。また、溶融塩用水素回収モジュールの開発、水素センサー開発、水素燃料透過抑制被覆および防食被覆等、関連要素技術の研究開発を推進してきている(一般共同研究 九州大:深田智、東海大:近藤正聡)。このOrosh²i-1ループの成果については、本報告書の3.3.3にまとめている。

2.3.3.3 溶融塩・液体金属流動ループOrosh²i-2の構築

Orosh²i-1で得られた高温冷却材の取り扱いや循環に関する技術および経験、また、各種要素技術開発の成果を元に、平成24年度の補正予算によって、さらに核融合炉の実環境条件に近い統合模擬試験を可能とするOrosh²i-2ループの構築を開始した。この新ループ装置の特徴は、(1)特性が異なるブランケット冷却材候補である液体溶融塩FLiNaKおよび液体金属LiPbの2つの独立流動ループ、(2)ブランケット運転温度の模擬(基本運転温度、FLiNaK: 500℃、LiPb: 300℃、試験部でさらに昇温可能)、(3)ブランケット冷却材流速模擬(最大1.5m/s)、(4)3テスラ超伝導磁石によるMHD効果模擬(強磁場下流動模擬)、(5)長時間の腐食試験用1テスラ永久磁石の設置、(6)冷却材純化システムの設置、(7)水素回収、腐食、熱回収等、各種開発モジュール試験が可能な分岐試験部の設置、(8)加熱器、冷却器、分割ヒーター制御による高精度温度制御、等が挙げられる。Orosh²i-1およびOrosh²i-2の基本パラメータの比較を図2.3.3-2に、Orosh²i-2のループ配置概略図を図2.3.3-3に示す。

Orosh²i-2のFLiNaK、LiPbループは、ともにインベントリー(投入液体量)が約100リットルと装置が大型化することで、より多彩な実験計画の立案や高精度のデータ取得が可能となること、冷却材温度や流動速度が核融合ブランケットの模擬に適したものとなっていることに加えて、特に超伝導磁石による強磁場効果の試験を可能とすることが最大の特徴となる。本ループ導入により、高温、高流速、高磁場環境下における長期間の統合試験が可能になり、中性子環境を除くほぼ全ての要素模擬が可能となる。

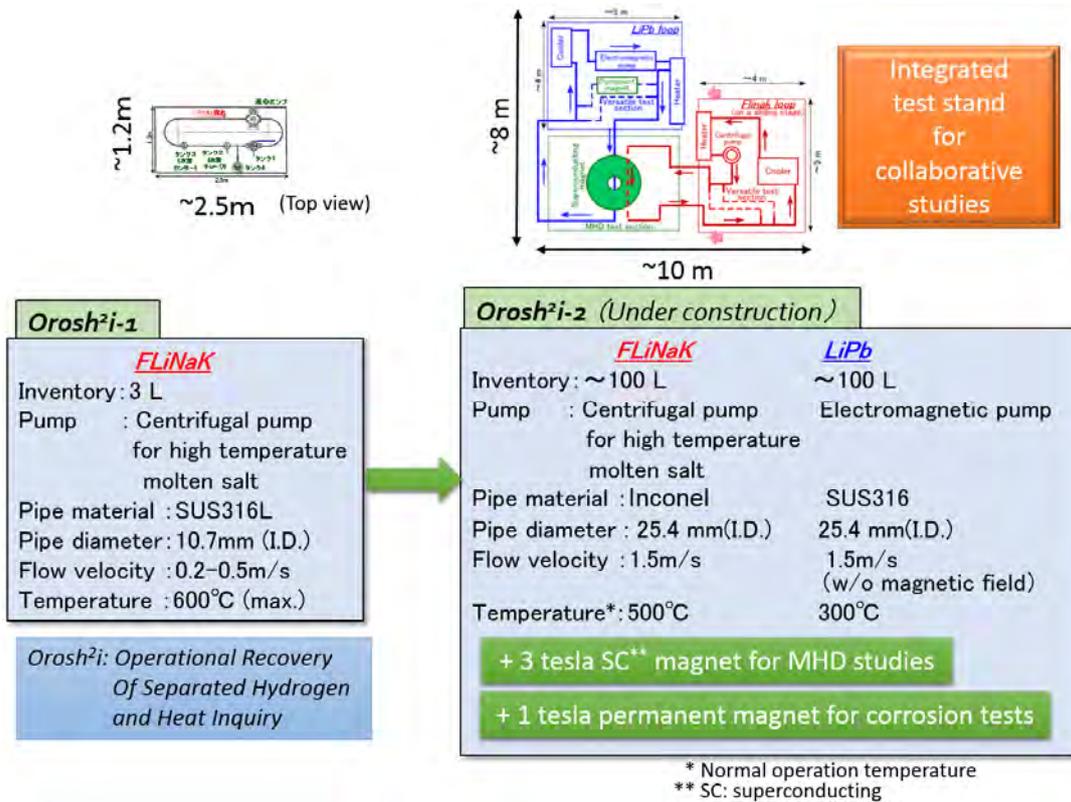


図 2.3.3-2 Orosch²i-1 および Orosch²i-2 流動ループ試験装置の比較。

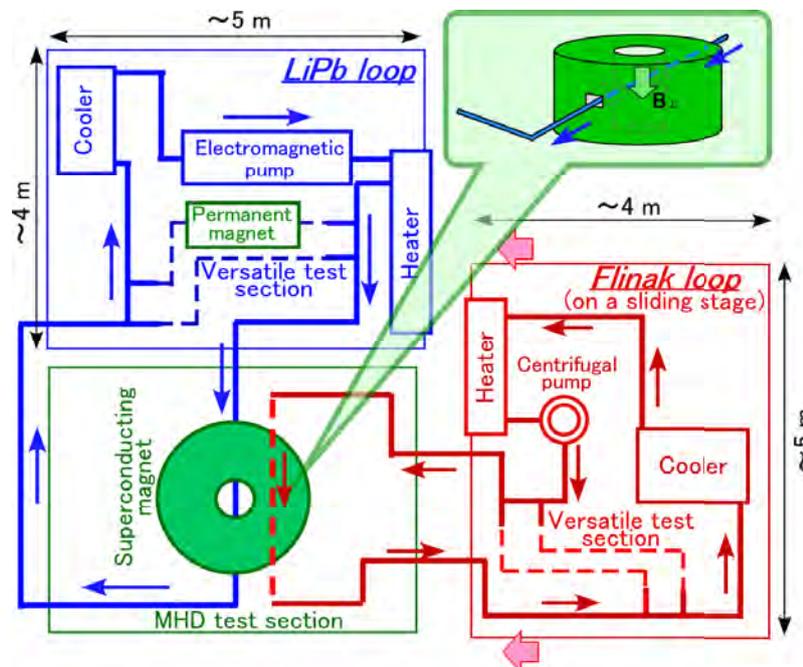


図 2.3.3-3 Orosch²i-2 流動ループ試験装置の基本構成。

2.3.3.4 流動ループOrosh²i-2への3T超伝導磁石導入

Orosh²i-2ループ構築にあたっては、特にブランケット内の強磁場環境の模擬に重点を置いている。そのため、同種のループ装置の中で、流動ループ配管に対して均一垂直磁場を印加するものとしては世界最強となる最大印加磁場3テスラの超伝導電磁石の導入を進めている。現段階での電磁石の設計仕様では、最大磁場3テスラに対して5%以内の均一磁場強度となる領域が直径～500mmφ、高さ160mmとなる。磁場印加領域の前後の幅200mm、高さ160mmの矩形貫通部に配管を通す必要があるが(図2.3.3-2、右上)、磁場印加部については、上下方向にφ500mmの貫通空間が設けられており、各種センサーによる磁場下流動計測を容易に行えるようにしている。上下に分かれた2つのコイルに電流を流して磁場生成するため、電磁石を水平に貫通するループ配管に対して完全に垂直な均一強磁場を印加することが可能である。また、中心部のφ500mmの開放空間を用いて、より複雑形状を持つ流路や分岐流路における流動評価も可能となる。電気伝導度の高い液体金属であるLiPbについては、液体金属冷却材共通の課題であるMHD圧力損失および流速分布変化についてのデータ取得は必須となる。一方、電気伝導度の低い液体熔融塩FLiNaKにおいても、強磁場下においては乱流が層流化して、除熱性能が低下することが指摘されている[2.3.3-3]。そのため、FLiNaK、LiPbループともに、磁場試験部前後で配管を切断・再溶接が可能のように設計しており、どちらか一方のループを選択して磁場印加試験を実施する。現在の計算機では完全な模擬が難しい複雑な形状要素を含んだ流路に対する磁場効果を高精度で評価し、シミュレーション計算におけるモデル化技術の向上や精度検証を行い、高精度なブランケット熱流動設計を可能とすることが大きな目標となる。

また、ループ内の物質流動に対する強磁場効果としては、ブランケット配管材料の腐食現象への影響評価が挙げられる。強磁場の印加により配管内の流速分布が変化することで、材料の腐食速度や腐食生成物の輸送に影響を及ぼすことが考えられる。腐食試験については、数千時間以上の長時間にわたる評価が必要となるため、電力を必要としない1テスラの永久磁石をループ中に設置する。現在の設計仕様では、ボア径60mm、長さ500mmとし、その中心軸上の直径25.4mmφの領域で20%以内の均一度で磁場が得られる。本永久磁石についても、ハルバッハ型磁気回路により、冷却材流動配管に対して垂直の磁場印加が可能となっている。

2.3.3.5 流動ループOrosh²i-2の運用

Orosh²i-2のFLiNaKループは世界に他に類を見ない核融合炉開発用熔融塩ループ装置である。また、LiPbループについては、EUや中国が提案するITER用テストブランケット及びDEMO炉の主要ブランケット方式であるため、これらの国々において、また日本においても京都大学等に、小型もしくは同程度の規模の流動ループ装置が複数見られる。これらのループ装置において、トリチウム回収、磁場下流動(MHD効果)、腐食試験等が個別に開始されているが、特に2.3.3.1に述べたような、ブランケット環境要素を複合的に模擬した実験研究や機能実証には未だ至っていない。そのため、本ループ装置では各要素課題の精力的な研究推進とともに、特に複合的な現象の研究、システムの機能検証に早急に入り、成果を

上げることを意識する必要がある。また、EUや中国等のループ装置試験ではITER-TBMやそれに続くDEMO炉の主要ブランケットを確実に作り上げることが大きな目標になっていると考えられるが、特に学術機関である本研究所では、より将来の発電炉も見据えた先進的な材料のブランケット環境試験やシステム概念の実証に取り組むことも、本ループ装置を世界に誇るものとするために重要であると考えられる。

Orosh²i-2ループ装置を用いた研究活動推進において最も重要になるのは、大学および他研究機関との共同研究活動の推進となる。個別課題についての高精度の実験データ取得、データベース構築に各分野の研究者の参加が必須となるだけでなく、本ループの最終目標は全ての材料、機能、環境、条件を模擬した際の統合的な現象の観測、理解、モデリングを通じたブランケット機能の実証であることから、全ての関連分野の研究者が集結してテストスタンドとして使用できる、強固な共同研究基盤試験設備として整備することが求められている。本装置は平成26年度から試験運転を開始する予定であり、共同研究における運用方法についても、所外研究者との十分な議論を意識して計画を推進する(装置計画・仕様検討への協力 京都大:功刀資彰、横峯健彦、UCLA:植木祥高)。

2.3.3.6 他の導入設備との連携

Orosh²i-2ループ装置は、同時期に導入される工学研究機器と連携することで、その可能性を大きく高めることができる。既存の走査型電子顕微鏡やX線光電子分光分析装置、X線回折装置による材料分析に加えて、特に、(1)接合材試作試験装置(高温静水圧プレス装置;HIP)により製作される新しい高性能ブランケット材料の複合環境下試験、(2)材料微細構造組成分析装置(透過型電子顕微鏡)を用いた原子レベルでの微視的材料構造観察による材料特性変化の機構解明、(3)水素蓄積分析装置(解析イオンビーム加速器)による試験材料中および材料間における水素挙動分析、等が重要なものとして挙げられる。これらの、各種実験装置を連携させた精力的な研究推進においても、大学および他研究機関との共同研究が不可欠なることから、装置整備と並行して研究体制の整備が重要となる。

参考文献

- [2.3.3-1] M. Kondo et al., J. Plasma Fusion Res., 86 (2010) pp.393-397 (in Japanese).
- [2.3.3-2] A. Sagara et al., Fusion Science and Technology, 60 (2011) pp.3-10.
- [2.3.3-3] S. Satake et al., Annual report of NIFS, April2007-March2008, p.282.

2.3.4 ダイバータ研究環境の整備

2.3.4.1 はじめに

ヘリカル型核融合炉のダイバータでは $10\text{MW}/\text{m}^2$ の定常熱負荷が想定されており、十分な冷却能力と破損等に対する信頼性のあるヘリカルダイバータシステムの開発が求められる。ダイバータ研究全体を、「高熱流プラズマ対向壁研究」として位置付け、その中に「①超高熱負荷用ヘリカルダイバータの開発研究」、「②水素蓄積制御に関する実環境研究」の2つの要素研究を設けて研究が実施されている。前者(①)では、 $10\text{MW}/\text{m}^2$ の定常熱負荷を大型試験体に照射可能な超高熱負荷試験装置の開発・製作を行い、本装置を利用して、材料の選定、熱除去板と冷却系間の接合技術開発、3次元形状の設計検討を行い、超高熱負荷用ヘリカルダイバータを開発することが目的である。後者(②)では、大型ヘリカル装置(LHD)に主に試作壁をさらす実験を進め、照射後の損傷や水素蓄積量を各種分析装置を用いて評価し、水素同位体蓄積の低減化および壁損傷抑制に関する方策を明らかにすることが目的である。

本節では、平成24年度補正予算で整備された、上記研究に関する実験機器・研究環境の整備状況について述べる。

2.3.4.2 超高熱負荷用ヘリカルダイバータの開発研究

本開発研究では、図2.3.4-1に図示するように、熱負荷試験体の試作と実環境を模擬した熱負荷試験を繰り返し、最適な熱除去設計を導き出す必要がある。熱負荷の印加手段としては、LHDに直接曝露させる実規模試験、あるいは実験室規模のテストスタンドの利用がある。LHDでは、LHD照射試験装置用の温度計測システムの強化のため、 $400\sim 3000^\circ\text{C}$ まで計測可能なFLIR製の赤外線カメラSC2500を導入した。実験室規模のテストスタンドは、表1.1-1に示すように、これまで図2.3.4-2に示したActive cooling test stand(ACT)により行われてきた。本装置は、日本電子製熱負荷用電子銃(JEBG-1000UB1)により、最大 100kW の加熱入力が可能な装置であったが、電子銃とその他計測機器の老朽化により、 $10\text{cm}\times 10\text{cm}$ の面積に定常的に印加できる熱負荷は最大で $1\text{MW}/\text{m}^2$ 程度に制限されていた。つまり、

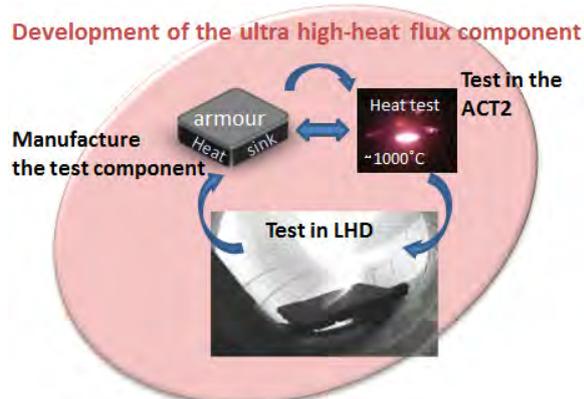


図 2.3.4-1 ①超高熱負荷用ヘリカルダイバータの開発研究の概要。

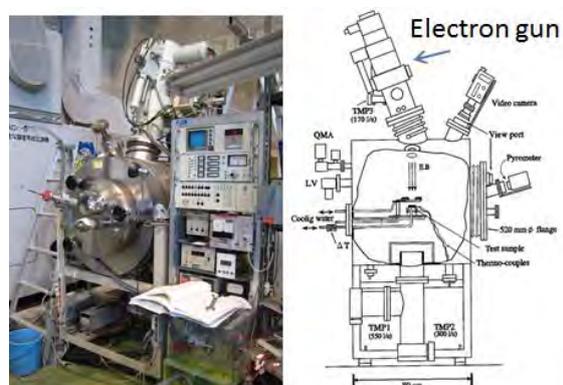


図 2.3.4-2 現状の熱負荷試験装置(ACT)の外観写真と全体図。

10MW/m²の定常熱負荷を大型試験体に照射する試験ができない状態にあった。そこで、JEBG-1000UB1に代えて、最大加熱入力300kWの日本電子製電子銃(JEBG-3000UB)を導入し、10cm×10cmの面積に計算上で30MW/m²の熱負荷を印加できる装置への改造が進められている。改造後の装置の模式図を図2.3.4-3に示す。基本的な構造は従来のACTを踏襲したものであるが、定常的な熱負荷による強力な輻射熱約20kWを定常的に取り除くための水冷却輻射シールドが、チャンバー内壁に設けられる。形状設置可能な試験体サイズは長さ方向に最大で約50cmであり、実規模に近い3次元形状ヘリカルダイバータモックアップの熱負荷試験が可能となる。本装置により、超高熱負荷用ヘリカルダイバータの開発研究がさらに加速される。

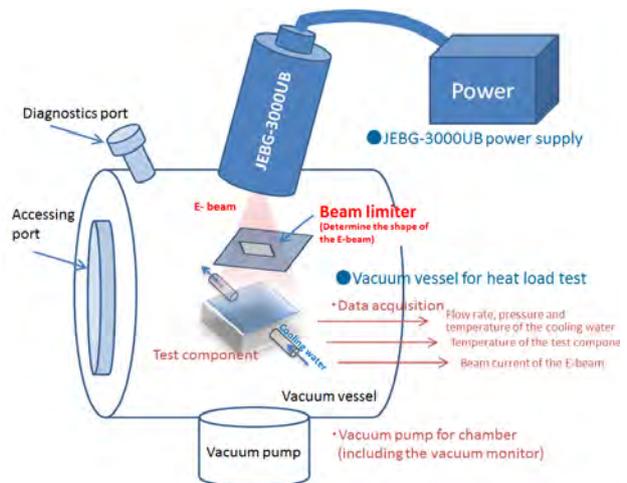


図 2.3.4-3 新熱負荷試験装置 ACT2 模式図。

形状設置可能な試験体サイズは長さ方向に最大で約50cmであり、実規模に近い3次元形状ヘリカルダイバータモックアップの熱負荷試験が可能となる。本装置により、超高熱負荷用ヘリカルダイバータの開発研究がさらに加速される。

2.3.4.2 水素蓄積制御に関する実環境研究

図2.3.4-4に、本研究の概要を示す。LHDで照射を行った各種試料において、プラズマ照射に伴う材料の微細構造変化のナノレベルでの解析と、微細構造変化に伴って蓄積されるプラズマ粒子(主に水素粒子)の定量深さ分布解析を並行して実施する。それにより、ガス元素の吸蔵・放出現象の原子レベルからの根本的理解を目指す。結果より、将来のヘリカル型核融合炉で問題となる材料の損耗・劣化と燃料粒子(主に水素同位体)の蓄積量の制御法の確立を目指す。

本研究を実施するにおいて、主に平成24年度補正予算で納入が決定した各種分析装置と、それらを用いた分析の流れを図2.3.4-5に示す。全装置が最先端の分析機器であり、平成25年度中に納入が完了する見込みである。外部からの共同研究者が滞在期間中に習得できるように操作方法が簡便でわかり易いものが選定された。small SEMは、日本電子(株)製JSM-6010LAであり、通常のWフィラメントを使用した誰にでも扱いやすい小型のSEMであるが、最大加速電圧20kVで4nmの分解能を有し、必要十分な性能を満たしている。LHDで照射された試料は

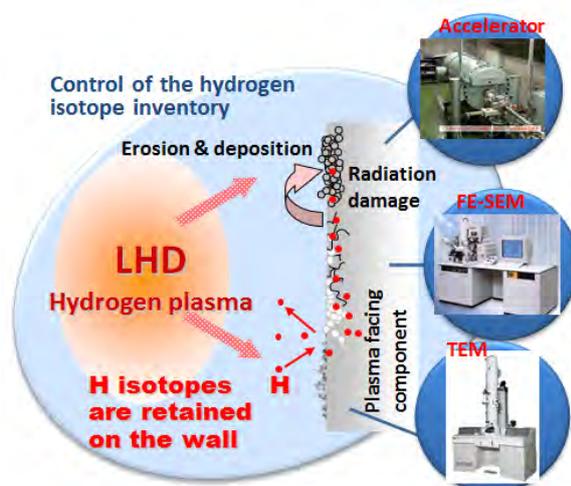


図 2.3.4-4 「②水素蓄積制御に関する実環境研究の概要。

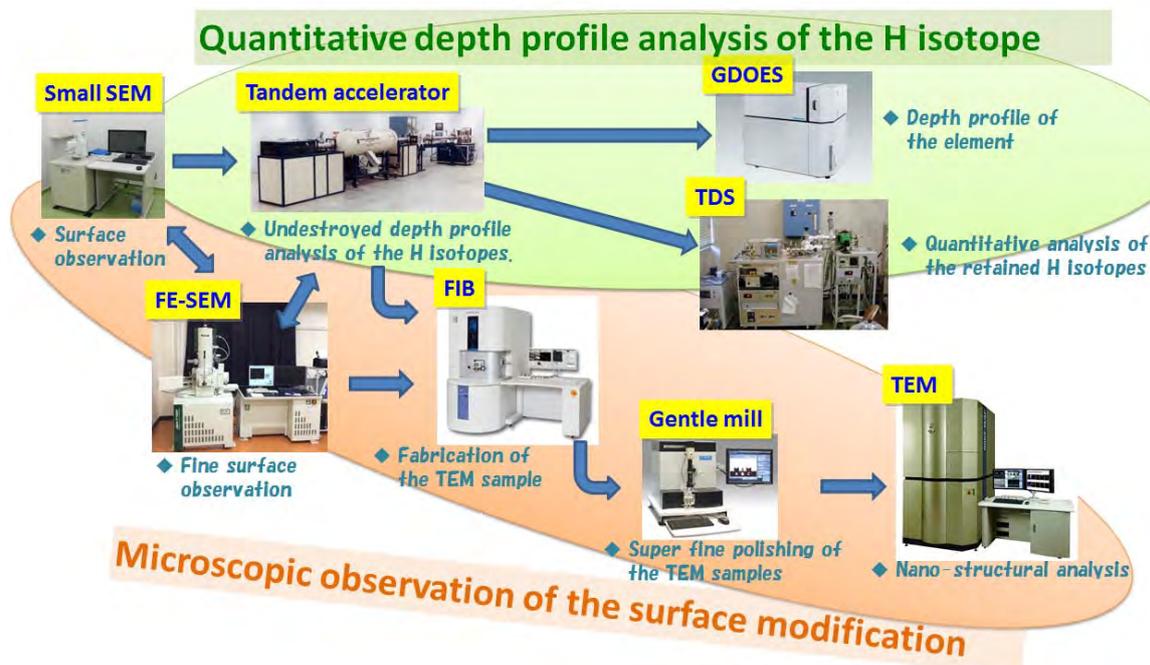


図 2.3.4-5 ②水素蓄積制御に関する実環境研究における分析装置と分析の流れ。

まずこのsmall SEMから分析が開始され、目的に応じて水素蓄積量の定量深さ分布を行うか、あるいは表面変質の微細構造解析を行うかの2つの道が選択される。以下、分析の順番に沿ってこれら2つの道の分析手順概要とその装置の概要について説明する。

2.3.4.2.1 水素蓄積量の定量深さ分布

Small SEMで分析を行った試料を数cm角に切断し、Tandem acceleratorに移す。本加速器は、ターミナル定格電圧1MVの米国 National Electrostatics Corporation (NEC) 製ペレット型タンデム加速器である。1価と2価の最大イオンエネルギーはそれぞれ0.5~2.0 MeVと~3.0 MeVである。RF荷電交換型負イオン源により、水素同位体およびHeイオンを生成・加速できる。最大イオン電流値はHで200nA、Heで500nAである。分析エンドステーションを備え、ラザフォード後方散乱分析(RBS)、弾性反跳粒子検出分析(ERD)、核反応分析法(NRA)、粒子線励起X線分析法(PIXE)が一つの、チャンバー内で測定が可能である。図2.3.4-6に各分析法の特徴とその詳細を図示した。非破壊で水素同位体の定量深さ分布と表面変質層の構造特性の同時解析を行う。

次に、試料をグロー放電発光分析装置(GDOES)に移動させる。GDOES装置は、Arのグロー放電プラズマからのイオンの衝突により試料表面をスパッタリングし、放出された元素をプラズマ中で原子化し励起させる。この励起原子から放出される発光をレンズで集光し、光電変換することにより元素濃度を測定するための機器である。主に深さ方向のナノレベルでの組成分析を行うことができる。納入されるGDOES装置は(株)リガク性のGDA750であり、パッシェン・ルンゲ型の主分光器、CCD型の副分光器の2つの分光器を備えている。CCD副分光器は広範囲な元素スペクトルを高速で取得できる特徴を有しており、材料中に存在する不明な元素を見逃すことなく精度よく分析が可能である。

GDOES装置では、深さ方向のナノレベルでの組成分析を行うことができるが、材料中に

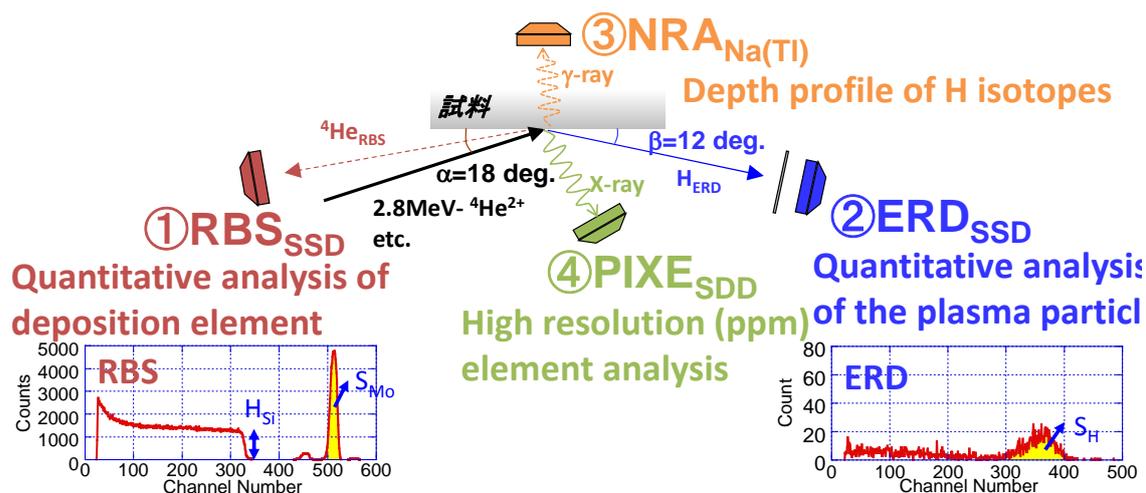


図 2.3.4-6 タンデム加速器における4つの分析機能。

捕捉されたガス元素の総量を定量化することはできない。したがって、いくつかの試料は昇温脱離ガス分析装置(TDS)実験に供される。TDSは、一定の加熱速度で試料を室温～融点近傍まで昇温し、その時に放出されるガス元素の放出率を定量化することで、ガス元素の総捕捉量だけでなく、ガス元素の照射欠陥等への結合力を求めるための装置である。

以上により、水素蓄積量の定量深さ分布測定を完了する。

2.3.4.2.2 表面変質の微細構造解析

2つ目の道である「表面変質の微細構造解析」では、まず、高分解能で試料表面の構造観察と組成分析が可能である電界放出型走査型電子顕微鏡(FE-SEM)による表面観察が行われる。本FE-SEMは、日本電子(株)製のJSM-7100FにOXFORD製のエネルギー分散型X線分析装置(EDS);X-actを備えた装置である。JSM-7100Fはサーマルショットキー型電界放出型電子銃を備え、最大加速電圧30kV、分解能1.2nm、最大電流量200nAであるため、ナノレベルでの表面構造解析が可能であるだけでなく、大電流による効率的なEDX測定をサポートしている。

FE-SEMによる高分解能表面解析を行った試料は、場合によってはタンデム加速器による分析に供されるものもあればその逆の場合もある。一通りの表面解析が終了した試料は、集束イオンビーム加工観察装置(FIB)に移され、透過型電子顕微鏡(TEM)で観察可能な断面薄膜試料へとナノ加工が行われる。FIB装置は、(株)日立ハイテクノロジーズ社製 nanoDUE'T® NB5000が導入される。本装置は、液体金属Gaイオン銃を備え、バルク材料からTEMで観察可能なナノ薄膜片(10 μ m × 10 μ m × 100nm)を作成するFIB機能が中心であるが、それだけではなく、サーマルショットキー型電界放出型電子銃も同じ真空カラムに接続されており、FE-SEM機能も有する。これにより、材料の表面微細構造を観察しながらナノ薄膜片を作成することができる。さらに、EDAX社製のEDSと電子線後方散乱回折装置(EBSD)インテグレーションシステムPegasusを備え、EDSとEBSDの同時測定が可能である。本装置のユニークな特徴として、Gaイオン銃による試料表面スパッタリングとPegasusシステムを併用することで、深さ方向のEDSとEBSDの連続測定、つまり、3次元 EDS/EBSDが可

能である。

FIB加工によって作り出されたナノ薄膜片の表面には、Gaイオンビームによる照射欠陥が残っているため、TEM観察前に仕上げ研磨が必要となる。そのための装置が、TECHNOORG-LINDA製低エネルギーイオン研磨装置(Gentle mill)である。100V～2kVの加速エネルギーで加速されたArイオンにより表面照射欠陥除去のための仕上げ研磨が行われる。仕上げ研磨後の試料は、TEM装置に移される。

TEMは、日本電子(株)製のJED-2800であり、その諸元を表2.3.4-1に示す。最大分解能は0.1nmであり、日本電子(株)製EDSシステムJED-2300Tを備える。TEM像のみならず、走査型透過電子顕微鏡(STEM)像、2次電子(SEM)像、暗視野像、高角度暗視野像、組成像マッピング、が取得できる。試料を最大で1000℃まで加熱しながらその場観察することができ、温度上昇に伴う表面構造変化を連続的に観察可能である。また、深さ方向の3次元微細構造を立体的に視覚化する3次元トモグラフィ機能も備える。これらの機能により、照射欠陥や堆積層の構造と組成、さらにはそれらの3次元深さ分布の情報を得ることができる。

以上により、表面変質の微細構造解析を完了する。

表 2.3.4-1 TEM(JED-2800)の諸元表

Resolution	
SEM image	≤0.5nm(Acc.200kV) ≤1.0nm(Acc.100kV)
STEM image	0.2nm(Acc.200kV) 0.31nm(Acc.100kV)
TEM image	0.1nm(Acc.200kV) 0.2nm(Acc.100kV)
Magnification	
SEM image	x100~x150,000,000
STEM image	x100~x150,000,000
TEM image	x500~x20,000,000
Electron gun	
Type	Shotkey type field emission g
Acc. voltage	200kV, 100kV
Sample stage	
Structure	Eucentric side entry goniome
Sample size	3mmΦ
Max. tilt angle	X-axis: ±25° Y-axis: ±30°
Movement range	X,Y: ±1mm Z: ±0.2mm (Motor/Piezo)
Option	
Energy dispersive X-ray spectroscopy (EDS) Digital CCD camera system TEM/STEM tomography system	

2.3.5 水素同位体試験・計測研究環境の整備

2.3.5.1 概要

核融合炉の実現には、トリチウム取扱技術、計量管理の高度化は欠かせない。これらの取扱技術は、ITER(国際熱核融合実験炉)の進展により確立されていくであろう。一方で、新しい概念を導入し、より先進的な安全性の高い手法を用いたトリチウム取扱技術の開発は肝要である。また、トリチウムは放射性物質であるため、安全取り扱いの観点から、低レベル放射能の測定技術開発は有用になる。ここでは、水素同位体ガスの回収分離技術開発を目的に、燃料不純物成分除去を目的とした気体処理装置および同位体分離を目的とした分離回収装置を整備した。廃液処理の観点からは、水蒸留法および化学交換法が適用出来る水処理装置を整備する。また、トリチウム計測では、従来よりも高い感度を有する気体状および液体状トリチウム測定機器を整備し、より少ないトリチウムでも、研究開発を実施できることを目指している。放射性物質であるトリチウムの測定とともに、安定同位体成分の分析は、同位体効果検証の観点から必要となる。安定水素同位体および各種化学種の分析には、様々な状態[気体/液体/固体]で定量分析が可能である、FT-IR 分光計測装置を整備し、各装置の試験時における組成分析に供する。これら研究環境を利用した、核融合原型炉システムにおけるトリチウム取扱技術構築に向けた共同研究提案に供するよう、設備装置の立ち上げを進めている。土岐地区では装置の軽水素/軽水を用いた基礎評価を実施し、トリチウムを用いた実験研究は、名古屋大学 同位体分離実験室に装置を移設して実施する予定である。

2.3.5.2 水処理装置

核融合発電施設では、核融合反応によって発生する中性子の運動エネルギーを熱エネルギーに転換して、熱交換器により蒸気を発生させる。高温の蒸気はタービン発電機に導かれ、電気動力に転換される。また、核融合炉内の高熱負荷機器は、冷却され熱交換器により除熱される。この最終除熱システムとして、水が用いられることが想定される。一方、核融合炉では燃料としてトリチウムが用いられる。トリチウムは金属との親和性が高く、金属壁を介して移動する。このため、熱交換器からのトリチウム漏洩は避けられず、大量の希薄なトリチウム水が生じる。また、トリチウム安全性の観点から、施設内に漏洩したトリチウムの回収システムが設置される。このシステムでは、トリチウムが最終的に水の化学形態とされるため、トリチウム水が生じることになる。トリチウムは放射性同位元素であり、また希少な元素でもあるため、安全性および燃料再利用の観点から、トリチウム水の濃縮処理が肝要である。

トリチウム水処理研究を推進する観点から、水処理装置の整備を進めている。トリチウム水処理にはさまざまな手法が提案されている。ここでは、蒸留法を基本として、化学交換法による水処理装置を設計製作している。整備を進めている装置では、分離カラムにさまざまな充填物を設置できるようにし、水蒸留操作および化学交換法の研究に供することができる。運転時の操作温度および圧力条件を別々の分離カラムで、任意の値に設定することで、多様な運転条件が設定できるよう、システム検討を進めている。トリチウム水を用いた研究は、長年に渡るトリチウム水処理研究の実績を有する名古屋大学 同位体分離実験室に装置を

移設して行う。

2.3.5.3 気体処理装置

核融合炉では、炉心プラズマでの燃焼率が低く、排気ガスの大部分は未燃焼のままであり、組成を大きく変えない。そのため、燃料の再利用/循環システムの設置は重要である。現在、ITER で提案されている燃焼循環システムでは、20K 以下の極低温から 700K 以上の高温まで幅広い操作温度条件のもと、分離操作が行われる。一方、磁場閉じ込め核融合炉では、磁場発生用コイルに低温超伝導体を用いることが想定されており、施設内に大規模な低温冷却システムを有する。そこで、低温技術を利用した低温分離による気体処理手法の適用を提案し、原理実証のための試験設備の整備を進めている。低温分離装置では、4K から 80K までの温度範囲で、3 つの温度ステージ(~4K, 20~30K, 70~80K)を有する仕様となっている。分離部には、カラムが設置されており、低温凝縮分離および各種吸着剤を用いた吸着分離の基礎特性評価に供することができる。処理流量は最大 1 L/min であり、4 種類以上の気体を混合して供給できる。組成分析には、既設の気体分析装置[ガスクロマトグラフィー装置/質量分析計]、後述する FT-IR 分光計測装置、隔膜式圧力計を用いた各種計測ができるようになっている。本装置は、不純物処理を目的としており、必ずしもトリチウムを用いる必要がないため、主に NIFS にて実験研究を推進する。必要に応じて、所外のトリチウム取り扱い施設への移設を検討する予定である。

2.3.5.4 分離回収装置

核融合炉では、燃料として重水素[D]やトリチウム[T]を用いる。プラズマ中での核融合反応や、真空容器内の金属壁を介して冷却水からの軽水素[H]の混入は避けられない。従って、同位体分離システムによる軽成分分離は肝要である。ITER では、気体状同位体分離システムとして、深冷蒸留法の適用が検討されている。深冷蒸留法は、水素同位体を液化し、沸点の差を利用して同位体分離するものである。この手法では高い同位体分離性能を有する一方で、インベントリーの増大も引き起こす。また、原型炉では必ずしも重水素とトリチウムを分離し、その純度を上げる必要性はない。そこで、低温吸着法に着目し、低インベントリーで連続処理が可能であり、軽成分分離に適した低温圧カスウィング吸着(PSA: Pressure Swing Adsorption)法の実証装置の構築を進めている。PSA 法では、吸着剤と水素同位体の親和力の差や、異なる圧力条件下における水素同位体の吸着容量の差を利用して分離回収を行う。同様な吸着分離手法として、JET で同位体分離に利用されている置換クロマトグラフィー法やガスクロマトグラフィー法、米国サバンナリバー研究所で開発された TCAP(Thermal Cycle Adsorption Process)がある。TCAP では、室温付近での分離を目的に、吸着剤として高価なパラジウムに着目して研究が進められている。提案している同位体分離システムでは、安価な市販の吸着剤を用い、低温分離式循環システムへの組み込みを想定している。

試験装置として整備を進めているシステムでは、3 塔式の吸着剤を有し、放射性物質を取り扱う観点から、加圧ではなく真空脱着工程を加えた。シーケンシャルに吸着/脱着/昇圧

工程を移すことで、擬似的な連続処理システムの実証試験を行うことができる。吸着剤は交換可能であるが、デューワー瓶を用いた液体窒素温度のみに操作温度が対応している。トリチウムを用いた実験研究は、名古屋大学 同位体分離実験室に移設して実施する予定である。

2.3.5.5 気体組成分析装置

核融合炉施設では、トリチウム安全管理および燃料の計量管理の観点から、幅広い濃度範囲のトリチウム測定が必要となる。トリチウムは水素同位体であるため、さまざまな化学形態で存在し、温度条件/圧力条件によって存在する“相”も異なる。従って、化学形態/状態に適した計測手法、目的とする濃度に適した測定装置が必要となる。これまでに、さまざまなトリチウム計測手法が開発されており、トリチウムの物性/特性を利用した計測機器がすでに市販されている。それらは必要な測定性能を有しているが、必ず長所と短所も有している。

放射線管理の視点では、作業環境および排気ガス中のトリチウム監視が重要である。作業環境の濃度規制値は、排気ガス中の濃度規制値と比較すると数桁高く、測定手法として十分確立されている。一方で、排気ガス中トリチウム濃度規制値は、化学形態毎に規制値が異なり、連続的な測定を鑑みると十分な感度を有する測定手法が確立されているとは言いがたい。そこで、比例計数管の原理をもとに、新しいパルス信号処理手法を提案し、十分な測定感度および精度を有する気体組成分析装置の整備を進めている。本装置は、汎用性が低く、分析装置の開発研究を通じた共同研究課題に供することは難しい。しかし、上記の水素同位体試験装置や、各大学で使用されている実験装置で、トリチウムガスを用いた評価研究を実施する際には、欠かすことができない分析装置として利用することができる。現時点では研究開発品であり、試験運転を終了後に、放射性物質であるトリチウムを用いた評価試験を、名古屋大学 同位体分離実験室にて実施することを予定している。

2.3.5.6 液体組成分析装置

水処理装置でトリチウムを用いる場合、水中に含まれるトリチウム濃度測定が必要となる。トリチウム水濃度の測定には、シンチレーション溶液[有機溶媒]とトリチウム水を混合し、その混合溶液を液体シンチレーション計数装置で計測することが一般的である。この手法では、極低濃度までトリチウム濃度が測定できる。しかし、混合溶液の排液処理、連続測定ではなくバッチ測定、計数装置が高価である、といった欠点がある。そこで、液体組成分析装置として、シンチレーション溶液に代えて、固体シンチレータを用いた連続測定装置を提案している。本手法では、固体シンチレータとトリチウム水との相互作用により発生する光子を、光電子増倍管で検出するというものである。この手法では、原理的には連続測定が可能あり、排液も発生も抑えられる。特に周囲環境からの環境放射線遮蔽を目的に、遮蔽鉛を強化している。気体組成分析装置と同様に、汎用性が低く、分析装置の開発研究を通じた共同研究課題に供することは難しい。しかし、各種実験装置によるトリチウムを用いた実験研究には供することが可能である。現時点では研究開発品であり、試験運転を終了後に、放射性物質であるトリチウムを用いた評価試験を、民間企業の放射線取扱施設にて実施することを予定

している。

2.3.5.7 FT-IR 分光計測装置

水素同位体を用いた研究を推進するために、安定同位体の分析を対象に、フーリエ変換赤外分光計測装置[FT-IR 分光計測装置: Fourier Transform InfraRed spectroscopy]を整備した。本装置では、非測定対象の赤外光吸収スペクトルを分光計測して、組成分析を行う。プラットフォームとして、空気成分補正機能を有する FT-IR 分光計測装置を設置し、気体/液体/固体(表面)の分析ができるよう、分析部を揃えた。気体分析には 100mm および 2.4m 光学セルを準備し、バッチおよび連続的な気体組成変化の測定が可能である。液体測定は透過セルを準備し、透過法による液体組成分析を行う。固体分析には 1 回反射 ATR を準備し、固体表面の状態分析を行う。これらは、各種ガス組成を分析するだけでなく、安定水素同位体成分[H, D]の分析も可能である。この機能を利用し、水処理装置や気体分離装置の組成分析に利用する。

2.3.5.8 今後の展開

水素同位体試験・計測研究を推進すべく、各種実験装置および計測機器を整備している。特殊な試験装置となっており、所員の協力なしには装置運転は容易ではない。しかし、2014 年度に試験装置の基礎試験/運転試験を実施し、2015 年度より共同研究へ提供して試験装置の共同利用を進める。また、トリチウムを用いた試験研究を進めるため、2015 年度を目処に一部の装置は地理的に NIFS に近い名古屋大学 同位体分離実験室に移設することを検討している。

なお、試験装置の設計検討、測定機器の選定にあたり、NIFS 一般共同研究に協力いただいている九州大学 古藤健司准教授、名古屋大学 杉山貴彦准教授、京都大学 五十棲泰人名誉教授、および富山大学 水素同位体科学研究センター 原 正憲准教授、NIFS 岩本晃史准教授にご指導、ご協力をいただいた。

3. 核融合工学研究プロジェクトの研究成果

3.1 プロジェクトの概要

核融合工学研究プロジェクト発足初年度の平成 22 年 9 月に、図 3.1-1 の示すように、各タスクでの議論を基にして主要課題を定めると共に、各タスク間の横の連動を図ることを目的として、第 2 期中期(2010 年度～2015 年度)の実行計画を策定した。併せて、各タスク関連の主要な国際会議への成果発表を視野に入れると共に、3 年毎にプロジェクト報告書を作成することとした。また、炉設計では、活動の区切りを明確化する目的で、ラウンド制を採用し、初期 2 年間で第 1 ラウンドとしてヘリカル炉の基本スペックの決定、現在は第 2 ラウンドとして 3 次元構造の基本設計を推進している。並行して、建設行程を考慮した設計見直しの第 3 ラウンドも開始した。

ヘリカル方式はプラズマ電流を必要としないため、定常炉としての特性を生かした設計が重要となる。具体的な活動では、超伝導コイルシステムの最適な構造を探るための研究や、長寿命で効率の良いブランケットや第一壁とそのため冷却方式の検討などを、炉心設計との高度な整合性を図りながら、経済性も評価しつつ進める。

核融合炉の大規模超伝導マグネットシステムには、100kA 級の大電流高性能超伝導導体が要求される。そこで、金属系低温超伝導材料や酸化物系高温超伝導材料などの線材を最適に組み合わせた大電流導体の研究を行う。一方、核融合装置の大型超伝導コイルでは、巻線導体やコイル容器に巨大な電磁力が印加される。電磁力によって材料にかかる応力を正確に評価し、安全に支持する構造の研究を進める。併せて、超伝導マグネットシステムの巻線と製作方法についての工学研究を進める。

ブランケット構造材には、誘導放射能の減衰が早い材料(低放射化材料)を用いる必要がある。代表的な候補材である低放射化バナジウム合金の共通試験材やフェライト鋼の耐熱被覆材などを製作し、大学と協力してその特性評価とコンポーネント開発に向けた試作研究、高温下強度特性のさらなる改良に向けた基礎研究などを進める。

核融合炉では、中性子遮蔽と発電のためのエネルギー取り出し及び燃料増殖の3つの主機能を担うブランケット研究が必要である。熔融塩や液体金属を用いる先進的な液体増殖ブランケットでは、長寿命化による炉の稼働率向上や保守交換を考慮した材料の高温強度や腐食の制御が最重要課題である。エネルギー輸送や増殖燃料回収など、伝熱流動下での物質輸送制御に関する要素研究、さらにはこれらの複合した循環ループ実験研究などが必要であり、そのための技術研究や設計研究を進める。

ヘリカル型核融合炉のダイバータでは $10\text{MW}/\text{m}^2$ の定常熱負荷が想定されており、超高熱負荷仕様のヘリカルダイバータが必要である。重要な要素研究として特に、「材料の選定」、アーマータイルと冷却系間の「接合技術開発」、「3 次元形状の設計検討」の 3 項目が挙げられる。ダイバータ試作材への熱負荷試験と、コンピュータによる熱解析を相補的に実施することで、これら 3 項目の最適化に向けた研究を進める。

核融合炉では、重水素とトリチウムが燃料として使用される。トリチウムは放射性物質であり、安全に管理する必要がある。トリチウム管理技術として、トリチウム除染や、漏洩トリチウムの回

収除などの研究を進める。また、放射線管理の観点から、微量トリチウム検出器の研究も進める。

Fusion Engineering Research Project, Mid-term Plan, 9/24/2010/ Rev.10-7 A. Sagara

													DT → 2026			FP																																																											
													2010			2011			2012			2013			2014			2015			2016			2017	2018																																								
													1~3	6	9	12	3	6	9	12	3	6	9	12	3	6	9	12	3	6	9	12	3	6	9	12	3	6	9	12																																			
ITER																																																																											
BA																																																																											
IFMIF-EVIDA																																																																											
JT-60SA																																																																											
LHD																																																																											
TITAN																																																																											
Second Mid-term																																																																											
As a group, Expected to be a guide. Not "must".																																																																											
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 20%;"></td> <td style="width: 10%;">TOFE-19</td> <td style="width: 10%;">ISFNT-10</td> <td style="width: 10%;">TOFE-20</td> <td style="width: 10%;">ISFNT-11</td> <td style="width: 10%;">TOFE-21</td> <td style="width: 10%;">ISFNT-12</td> <td style="width: 10%;">TOFE-22</td> </tr> <tr> <td></td> <td>IAEA-23</td> <td>ICFRM-15</td> <td>IAEA-24</td> <td>ICFRM-16</td> <td>IAEA-25</td> <td>ICFRM-17</td> <td>IAEA-26</td> </tr> <tr> <td></td> <td>SOFT-26</td> <td>CEC/ICMC</td> <td>SOFT-27</td> <td>CEC/ICMC</td> <td>SOFT-28</td> <td>CEC/ICMC</td> <td>SOFT-29</td> </tr> <tr> <td></td> <td>PSI-19</td> <td>MT-22</td> <td>PSI-20</td> <td>MT-23</td> <td>PSI-21</td> <td>MT-24</td> <td>PSI-22</td> </tr> <tr> <td></td> <td>TRITIUM</td> <td>EUCAS2011</td> <td>EUCAS</td> <td>EPE</td> <td>EUCAS2015</td> <td>TRITIUM</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>ASC2010</td> <td>EPE</td> <td>ASC2012</td> <td>TRITIUM</td> <td>ASC2014</td> <td>EPE</td> <td>ASC2016</td> </tr> </table>																													TOFE-19	ISFNT-10	TOFE-20	ISFNT-11	TOFE-21	ISFNT-12	TOFE-22		IAEA-23	ICFRM-15	IAEA-24	ICFRM-16	IAEA-25	ICFRM-17	IAEA-26		SOFT-26	CEC/ICMC	SOFT-27	CEC/ICMC	SOFT-28	CEC/ICMC	SOFT-29		PSI-19	MT-22	PSI-20	MT-23	PSI-21	MT-24	PSI-22		TRITIUM	EUCAS2011	EUCAS	EPE	EUCAS2015	TRITIUM			ASC2010	EPE	ASC2012	TRITIUM	ASC2014	EPE	ASC2016
	TOFE-19	ISFNT-10	TOFE-20	ISFNT-11	TOFE-21	ISFNT-12	TOFE-22																																																																				
	IAEA-23	ICFRM-15	IAEA-24	ICFRM-16	IAEA-25	ICFRM-17	IAEA-26																																																																				
	SOFT-26	CEC/ICMC	SOFT-27	CEC/ICMC	SOFT-28	CEC/ICMC	SOFT-29																																																																				
	PSI-19	MT-22	PSI-20	MT-23	PSI-21	MT-24	PSI-22																																																																				
	TRITIUM	EUCAS2011	EUCAS	EPE	EUCAS2015	TRITIUM																																																																					
	ASC2010	EPE	ASC2012	TRITIUM	ASC2014	EPE	ASC2016																																																																				
FFHR																																																																											
Report																																																																											
Budget request																																																																											
R&D																																																																											
TGL: Yanagi																																																																											
Large & strong magnetic field conductor																																																																											
CIC conductor Scaled-down conductor																																																																											
Indirect cooling conductor Scaled-down conductor																																																																											
High-temperature superconductors Scaled-down conductor																																																																											
Electromagnetic force support structure																																																																											
TGL: Iwamoto																																																																											
Common Items																																																																											
Cooling system																																																																											
Bus line																																																																											
Current lead																																																																											
Coil power supply																																																																											
Coil excitation method																																																																											
TGL: T.Tanaka																																																																											
3D unit design																																																																											
First wall plasma irradiation																																																																											
Structure materials and breeder co-ex																																																																											
High-strength materials neutron irradiation																																																																											
Heat and hydrogen recovery																																																																											
TGL: Tamura																																																																											
Vacuum vessel structure																																																																											
Plasma facing device structure																																																																											
Radiation loss																																																																											
TGL: Samara																																																																											
Plant construction layout																																																																											
FFHR-dl parameter																																																																											
3D figure																																																																											
TGL: Got																																																																											
Building placement																																																																											
Building design																																																																											
Process																																																																											
TGL: Chikaraishi																																																																											
Power flow at a steady-state																																																																											
Start-up scenario																																																																											
Power generation																																																																											
TGL: M.Tanaka																																																																											
The income and expenditure of the tritium																																																																											
Estimation of the Tritium environment																																																																											
Estimation of an ambient dose																																																																											
Radiation working environment measurement																																																																											
TGL: Mitarai																																																																											
Operation scenario																																																																											
Control parameters																																																																											
Safety management																																																																											
Data processing																																																																											
TGL: Miyazawa																																																																											
Steady-state distribution model																																																																											
Detachment																																																																											
Heating																																																																											
Neoclassical transport																																																																											
Dynamic equilibrium																																																																											
TGL: Tsumori																																																																											
NBI																																																																											
ECH																																																																											
ICH																																																																											
TGL: Sakamoto																																																																											
Pellet																																																																											
Gas puffing																																																																											
TGL: Isobe																																																																											
Mainstay diagnostics																																																																											
Advanced diagnostics																																																																											
													2010			2011			2012			2013			2014			2015			2016			2017	2018																																								
Second Mid-term																																																																											

図 3.1-1 各タスクの主要課題と第 2 期中期期間の実施計画当初案

3.2 ヘリカル型核融合炉の設計

3.2.1 設計概要

LHD 型の連続巻きヘリカルコイルを用いたヘリカル核融合炉の設計活動は、図 3.2.1-1 に示すように、1995 年に提案された FFHR (Force Free Helical Reactor) -1[3.2.1-1]に始まり、これまで 18 年にわたって継続的に展開され、FFHR-2[3.2.1-2]、FFHR-2m1、FFHR-2m2[3.2.1-3]と複数の炉概念が提案されてきた。これら設計活動の知見に立脚しつつ、LHD に続く次期炉として、ヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 の概念設計活動を 2010 年より開始した。設計

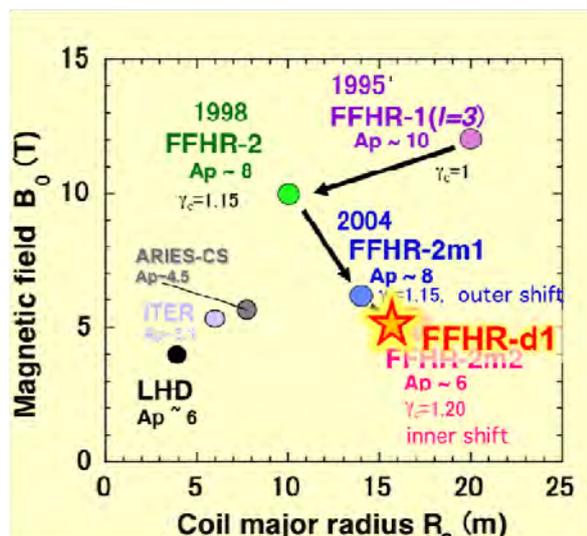


Figure from A. Sagara et al., Fusion Eng. Des. 85 (2010) 1336

図 3.2.1-1 ヘリカル炉 FFHR 設計活動の歴史。

活動の第 1 ラウンド(図 3.2.1-2)では、装置サイズ・磁場強度等の主要緒元を決定し(表 3.2.1-1)[3.2.1-4]、現在は第 2 ラウンド(図 3.2.1-3)として、LHD 計画プロジェクトおよび数値実験研究プロジェクトと連携しつつ、炉心プラズマの詳細検討と、保守交換を考慮した 3 次元 CAD 図作成に向けた検討を主に炉内機器について進めている。これらの成果はプロジ

表 3.2.1-1 第 1 ラウンド設計活動で決定した原型炉 FFHR-d1 の主要な設計パラメータと、LHD および実用炉設計 FFHR2 シリーズとの比較[3.2.1-4]。

			LHD	FFHR2	FFHR2m1	FFHR2m2		FFHR-d1
						Standard	SDC	
Coil pitch parameter	γ_c		1.25	1.15	1.15	1.2		1.25
Coil major radius	R_c	m	3.9	10	14.0	17.3		15.6
Plasma major radius	R_p	m	3.75	10	14.0	16.0		14.4
Plasma minor radius	a_p	m	0.61	1.24	1.73	2.35		2.54
Plasma volume	V_p	m ³	30	303	827	1744		1878
Blanket space	Δ_b	m	0.12	0.7	1.1	1.05		0.765
Magnetic field	B_0	T	4	10	6.18	4.84		4.7
Fusion power	P_{fus}	GW		1	1.9	3		3
H factor of ISS95	H^{ISS95}			2.40	1.92	1.92	1.64	2
Divertor heat load on average (0.1m in width)	Γ_{div}	MW/m ²			5	7.2	1.9	8.1
Construction cost		G\$(2003)		4.6	5.6	7.0		
COE		mill/kWh		155	106	93		

エクト中間報告として既に公表している[3.2.1-5,6](図 7-1)。

活動の詳細としては、設計統合タスクグループが、ヘリオトロン型核融合炉設計システムコード HELIOSCOPE を用いて、別途炉心プラズマタスクグループが提案している直接分布外挿法(DPE)による炉心プラズマ設計手法を反映した設計領域の解析を行い、FFHR-d1 の設計点としてヘリカルコイル主半径 $R_c = 15.6$ m、コイル巻線中心磁場 $B_c = 4.7$ T、核融合出力 $P_{fus} = 3$ GW を選択した。この設計点については、炉内機器グループによる特にブランケット空間確保に関するラジアルビルド検討、ブランケットタスクグループによるトリチウム増殖性能および中性子遮蔽性能計算、超伝導コイルタスクグループによるヘリカルコイル冷却計算を通じてその成立性を確認した。

主要パラメータの決定を受け、現在は炉心プラズマタスクグループが炉心プラズマの詳細

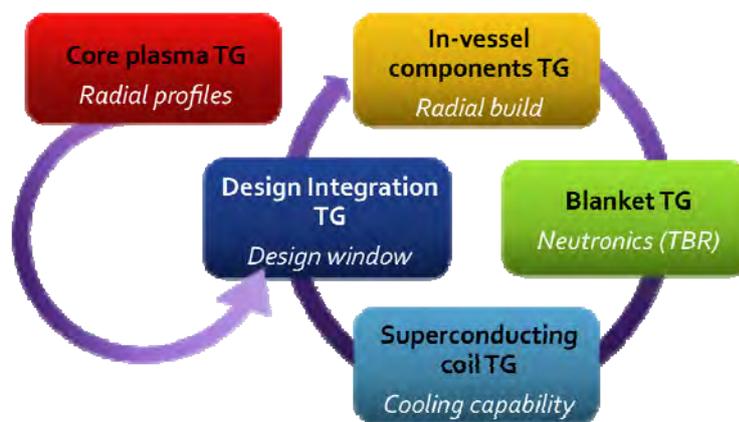


図 3.2.1-2 FFHR-d1 の主要な設計パラメータ決定作業としての第1ラウンド。

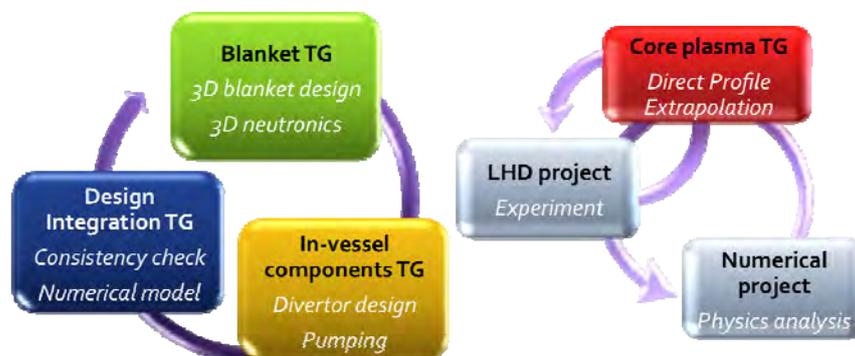


図 3.2.1-3 FFHR-d1 の詳細炉心設計と3次元 CAD 図作成作業としての第2ラウンド。

検討を数値実験研究プロジェクトとの連携により進めている。ここでは高ベータ平衡・安定、新古典輸送、アルファ粒子損失等の計算を進めており、LHD 実験提案へのフィードバックも行っている。

一方工学設計としては、大型ポートの特長を生かして、炉内機器交換保守及びダイバータ排気ダクトを考慮した 3 次元 CAD 図作成に向けた詳細検討を進めている。設計統合タスクグループにおいて磁力線追跡計算結果を用いて真空容器およびブランケット、ダイバータの基本形状が決定され、それを用いてブランケットタスクグループは MCNP モンテカルロ計算コードによる 3 次元体系での中性子輸送計算を進めている。正味トリチウム増殖比 TBR と放射線遮蔽性能を各種の液体ブランケットについて比較した結果、熔融塩フライベ(Flibe)が最適であり、これを主候補にした核設計結果をまとめた。また、ヘリオトロン型の長所として、ダイバータ機器を高速中性子から充分遮蔽でき、銅合金等の材料選定の尤度拡大とともに長寿命化の可能性を示した。また炉内機器タスクグループはダイバータおよび排気ポートの形状検討を進めている。超伝導コイルタスクグループは、低温超伝導線材(Nb_3Al)の強制冷却導体(CICC)のリアクト・アンド・ワインド(R&W)連続巻きを主候補とし、並行して間接冷却方式、高温超伝導線材による分割型の導体、等の3種類の 100 kA 級超伝導導体およびコイル方式に関する設計検討を推進している。加熱および燃料供給タスクグループは加熱ポート形状の検討と共に燃料供給シナリオの策定、計測タスクグループは核燃焼制御に向けた計測機器の検討、トリチウム燃料システムタスクグループは燃料回収分離の技術検討、電源・発電設備や建屋配置設計及び設計統合タスクグループは炉の起動シナリオや建屋機能の整理およびコスト評価ツールの整備、等を進めるなど、原型炉に向けた開発研究課題のより詳細な検討を展開している。

参考文献

- [3.2.1-1] A. Sagara et al., Fusion Technol. **34** (1998) 1167-1173.
- [3.2.1-2] A. Sagara et al., Proc. of 17th Fusion Energy Conference, 19-24 Oct. 1998, Yokohama, Japan, FTP/03.
- [3.2.1-3] A. Sagara et al., Fusion Eng. Des. **83** (2008) 1690-1695.
- [3.2.1-4] A. Sagara et al., Fusion Eng. Des. **87** (2012) 594-602.
- [3.2.1-5] A. Sagara et al., FFHR-d1 概念設計中間報告書、NIFS-MEMO-64 (2013).
- [3.2.1-6] A. Sagara et al., 小特集、J. Plasma Fusion Res. **89** (2013) 359-402.

3.2.2 基本方針とプラント全体方針

3.2.2.1 ヘリカル型核融合炉FFHR-d1の位置付け

従来のFFHRシリーズの設計は実用発電炉を念頭に進められ、FFHR-1の設計ではその名称の由来の通り、3本のヘリカルコイルを用いて、小半径方向の電磁力を低減し支持構造の簡素化が可能な設計を採用し、装置サイズ20 m、磁場強度10 Tという大型、高磁場の設計点を選択された。FFHR-2以降の設計ではLHD実験の着実な成果を受け、基本的にLHDに相似な2本の連続巻きヘリカルコイルによる設計検討を進め、主に工学設計を中心に設計概念の提案及び改良が継続されてきた。この中で一貫して主張されてきたことは、中性子壁負荷を 1.5 MW/m^2 以下に抑えて構造物の長寿命化を図ることと、ヘリカルコイルの巻線則及び装置サイズの最適化によって1 m程度のブランケット設置スペースを確保することである。また、FFHR-2以降の設計においては、現在フランスで建設が進む国際熱核融合実験炉(ITER)で採用された超伝導コイル技術の延長線上での設計を可能にするため、コイルシステムの全蓄積磁気エネルギーをおおむね160 GJ程度以下にする設計となっている。FFHR-d1は、これらに加えて早期の発電、トリチウム自己充足、メンテナンス性の実証に焦点を当て、設計のロバスト性、建設等の合理性、さらに安全性も考慮した設計のさらなる改良として位置付けられ、設計パラメータの選定においてもより定量性を重視した検討が行われた。

3.2.2.2 主要設計パラメータの決定

各システムの具体的な検討に着手し概念設計を進めるためには、出発点となる設計点の主要パラメータを決定する必要がある。核融合炉の設計に関わるパラメータは多数あるが、磁場閉じ込め方式の核融合炉においては、炉心プラズマ及び周辺機器全てのサイズ及び設置スペースと関係する装置サイズ、炉心プラズマ性能に強く影響し、超伝導コイル及び電磁力支持構造物の設計、さらには共鳴磁場を利用した加熱機器の設計に直結する磁場強度の設定は必須である。また、同じく炉心プラズマ性能と関係し、プラズマ対向機器の設計、燃料システム設計と直結する炉心核融合出力も検討に不可欠なパラメータである。そこで、まず設計の第1ラウンドとして、これらの主要パラメータを決定するための作業を行った。

核融合炉では多数のシステムがお互いに関連し合うため、ここで挙げた主要設計パラメータもそれぞれを独立して選ぶことはできない。これらの主要設計パラメータを定量性、整合性を持って決定するには、炉心プラズマから周辺工学機器までを含む炉システム全体を包括的に取り扱うことのできるシステム設計コードを用いた設計ウインドウ解析が有効である。実際に多くのトカマク型核融合炉の概念設計においても、このようなシステム設計コードが開発され、運用されている[3.2.2-1-3]。FFHR-d1の概念設計においても、まずはシステム設計コードを開発し、設計ウインドウの解析と候補設計点の選定を行った。システム設計コードの詳細については次節で述べるが、今回のFFHR-d1の設計ウインドウ解析においては、炉心プラズマ設計の定量性の確度を高めるため、炉心プラズマタスクによって提案された、LHDの実験結果を直接炉条件に外挿する直接分布外挿法(詳細は3.2.3節を参照)を採用した点が大きな特徴である。また、システムコードによって選定された設計点については、主

要設計パラメータに強く関連する炉内機器、ブランケット、超伝導コイル、低温システムの各タスクが精査を行い、基本的に0次元の簡易モデルの組み合わせであるシステムコードのみでは評価が難しい設計要件の評価の定量性を確保した。

3.2.2.3 システム設計コードの開発

FFHR-d1設計のために開発したヘリオトロン型核融合炉設計システムコードHELIOSCOPE [3.2.2-4,5]の概要について述べる。

トカマク型核融合炉設計用システムコードは、その多くが装置サイズ、磁場強度及び炉心プラズマの形状、密度・温度分布をインプットパラメータとして与え、トラス大半径に沿った1次元方向の機器配置の整合性を確保しつつ、炉心プラズマの性能(出力、閉じ込め性能等)をパワーバランス及び経験的な閉じ込めスケール則を用いて評価する、という流れに沿っている。その基本的な考え方はヘリカル型装置においても共通しているが、ヘリカル型装置では、プラズマ形状が外部コイル(ヘリカルコイル及び垂直磁場コイル)の形状によって一意に決定されるため、これらを独立にインプットとして与えることができないこと、またコイル、プラズマがともに複雑な三次元形状を有するため、境界形状、磁場強度分布などの計算を解析式や単純な近似式で行うことができない、という点がシステムコードに要求される高速計算の妨げとなっていた。そこで、基本的にLHDに相似な形状を想定しているFFHR-d1の設計への適用においては、これら三次元効果が重要となる磁場構造について参照用の基準装置サイズに対するデータベースを別途作成しておき、システムコード側ではこれらのデータベースのテーブル参照とその補間、または近似式によって値を求め、実際の形状に相似変形して反映させる、という手法を採用して計算の高速化を図った。具体的にはLHD実験で蓄積された平衡磁場データベースや、ヘリカルコイル上最大磁場強度の近似式 [3.2.2-6]を活用している。設計上重要な指標となるコイルシステムの蓄積磁気エネルギーについては、線電流近似による簡易計算ではあるが実際のコイル配置及び形状を反映させた計算を行っている。これにより三次元効果を反映しつつ、炉システム全体の整合性を確保した高速計算が可能となった。

また一般的なシステムコードにおける炉心プラズマ設計においては、実際の分布形状を良い近似で与え、かつ積分計算が解析的に行えることから、密度・温度分布については規格化小半径に対する放物分布が用いられることが多い。しかしながら前節で述べた通り、FFHR-d1の概念設計では、炉心プラズマ設計における定量性確保の観点から、LHD実験データを直接炉条件に外挿する手法を採用した。このため、HELIOSCOPEでもこの直接分布外挿法を反映させた計算を行えるよう改良を行った。具体的には、プラズマの密度・温度分布形状とプラズマ閉じ込め領域の形状を外挿の対象としたLHD実験データから取得し、これらに対し密度、ベータ値の増倍度を仮定して炉心プラズマパラメータを評価している。

3.2.2.4 設計ウインドウ解析と候補設計点の選定

システム設計コードHELIOSCOPEを用いて行ったFFHR-d1の設計ウインドウ解析の結果を以下に示す。ここでは3.2.3.3節で参照分布Aとして与えられるプラズマ分布を前提とし、装

置形状はLHDの相似拡大として計算を行った。但しブランケット設置スペースを広げるため、ヘリカルコイルの縦横比は過去のFFHR設計でも採用された2.0、ヘリカルコイルの電流密度は25 A/mm²を仮定している[3.2.2-7,8]。また、メンテナンス用スペース確保のため、LHDでは上下3対あるポロイダルコイルのうち、中間部の1対を省略した配置を想定しており、これらは蓄積磁気エネルギーの計算に反映されている(図3.2.2-1)。

設計ウインドウを絞り込むに当たっては、工学設計条件及び物理制約条件を考慮する必要がある。工学設計条件としては、

- ・ プラズマ-コイル間最小距離 Δ_{c-p}
- ・ 蓄積磁気エネルギー W_{mag}
- ・ 平均中性子壁負荷 $\langle \Gamma_{nw} \rangle$

を考慮した。このうち、プラズマ-コイル間最小距離 Δ_{c-p} はプラズマ断面形状が縦長となるトーラス断面において、トーラス内側赤道面上でヘリカルコイルの巻線部の最もプラズマ寄りの点と、磁力線追跡計算で求められたプラズマ閉じ込め領域の最もトーラス内側の点との距離として定義した(図3.2.2-2)。LHD型ヘリオトロン装置においては、この位置でヘリカルコイルとプラズマが最も接近するため、この値はブランケット設置スペースに関する指標となる。ブランケットスペースについては一般的に1 m程度あれば十分なトリチウム増殖・中性子遮蔽性能を有したブランケットの余裕を持った設計が可能となる。蓄積磁気エネルギーについては、過去にFFHR-2m1の設計において、120 - 140 GJ程度であれば

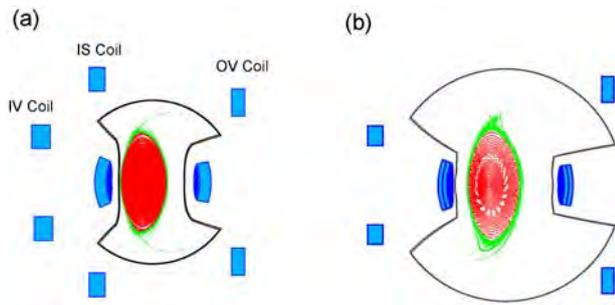


図 3.2.2-1 プラズマが縦長となるポロイダル断面における(a) LHD と(b) FFHR-d1 の形状の比較。

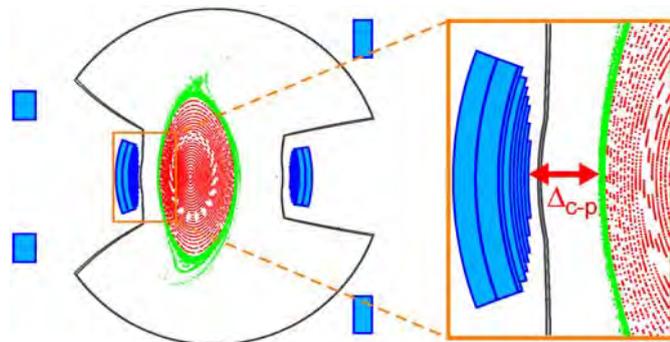


図 3.2.2-2 プラズマ-コイル間最小距離 Δ_{c-p} の定義。

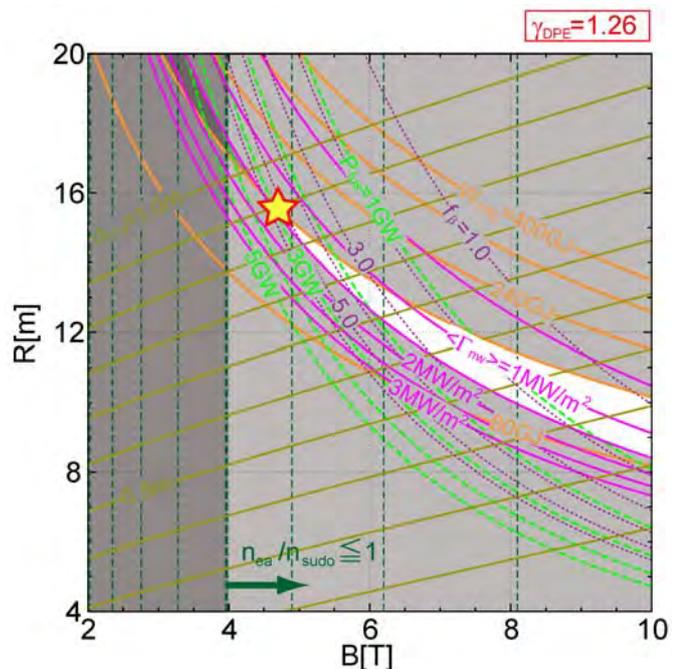


図 3.2.2-3 システムコード HELIOSCOPE によるヘリカル核融合炉 FFHR-d1 の設計ウインドウ解析結果。

ITER技術の延長線上での設計が可能であるとの解析が行われ[3.2.2-8]、大幅なブレイクスルーなしに設計が可能な範囲として最大160 GJ程度がひとつの指標として考えられてきた。平均中性子壁負荷については、構造材寿命の観点からこれまでの設計で一貫して1.5 MW/m²という値が採用されてきており[3.2.2-7,9,10]、今回の設計でもそれを採用した。一方、物理制約条件としては、ベータ値と密度限界が考えられる。このうちベータ値についてはまだヘリカル系プラズマの限界がどのように決まるか明確でないが、密度限界については3.2.3.4節で述べられる通り、プラズマ周辺部の密度が須藤密度限界に達すると維持が困難であることが分かっている。これらのパラメータの等高線を横軸がヘリカルコイル巻線中心での磁場強度、縦軸がヘリカルコイルの主半径(巻線中心の径方向位置)の空間にプロットしたものを図3.2.2-3に示す。ここで白く示した領域は工学制約のうち蓄積磁気エネルギー160 GJ以下及び平均中性子壁負荷 1.5 MW/m²以下の双方を満たし、かつ密度についても全て限界値以下となっている。この領域ではプラズマ-コイル間最小距離が1 mを超える点は存在しないが、最小点で90 cm程度が確保できていることから装置の大部分では1 mを超えていること、またブランケットスペースについてはブランケット材料の選択や径方向設計の最適化によりある程度設計の柔軟性が確保できることから、今回はこの領域を設計ウインドウとして選択した。

設計ウインドウ内においては、より左上に位置する設計点ほどブランケットスペースが大きく、より左に位置する設計点ほど出力及びベータ値が増大する。ブランケット設計の観点からブランケットスペースは大きければ大きいほど望ましく、出力及びベータ値もこの設計ウインドウの範囲では過大ではないため、設計ウインドウの最も左上に当たる、図3.2.2-3中に星印で示した点、すなわちヘリカルコイル主半径 $R_c = 15.6$ m、ヘリカルコイル巻線中心磁場強度 $B_c = 4.7$ Tをヘリカル核融合炉FFHR-d1の候補設計点として採用した[3.2.2-5]。この装置サイズはLHDのちょうど4倍となっている。

この候補設計点のパラメータについては、炉内機器タスクによる径方向設計(ラジアルビルド)成立性の確認、ブランケットタスクによるトリチウム増殖・中性子遮蔽性能の確認、超伝導コイル及び低温タスクによる超伝導コイル内の核発熱の冷却設計の成立性の確認を経て、正式にFFHR-d1の主要設計パラメータとして採用され、各タスクでの詳細検討が開始された。表3.2.2-1にこれらFFHR-d1の主要設計パラメータと、LHD及びFFHR-2m2との比較を示す。今後の各タスクにおける詳細検討の結果によっては、設計ウインドウ解析で前提としていた制約条件や外挿に用いるLHD実験データが変更になる可能性があるが、その場合はそれらの変更をシステム設計コードにフィードバックし、今回確立した設計ウインドウ解析と各タスクによる整合性チェックによるパラメータ決定プロセスを通じ、より実現性の高い設計点を見出していくことになる。

表3.2.2-1 ヘリカル核融合炉FFHR-d1 の候補設計点及びLHD、FFHR-2m2 の基本設計パラメータ。

			FFHR-d1	FFHR-2m2	LHD	
Coil pitch parameter	γ_c		1.25	1.2	1.2	1.25
Helical coil major radius	R_c	m	15.6	←	17.3	3.9
Plasma major radius	R_p	m	14.4	←	16	3.75
Average toroidal field at the winding center	B_t	T	4.7	←	4.84	3
Plasma volume	V_p	m ³	1878	1710	1744	30
Fusion output	P_{fus}	GW	3	2.6	3	–
Helical coil current density	j_c	A/mm ²	25	←	25	53
Stored magnetic energy	W_{mag}	GJ	160	←	160	1.64
Average neutron wall load	Γ_{nw}	MW/m ²	1.5	1.3	1.5	–

参考文献

- [3.2.2-1] Z. Dragojlovic et al., Fusion Eng. Des. **85** (2010) 243-265.
 [3.2.2-2] T.C. Hender et al., UKAEA Fusion 333 (1996).
 [3.2.2-3] H. Fujieda et al., JAERI-M 92-178 (1992) [in Japanese].
 [3.2.2-4] T. Goto et al., Nucl. Fusion **51** (2011) 083045 (6pp).
 [3.2.2-5] T. Goto et al., Plasma and Fusion Res. **7** (2012) 2405084 (5pp).
 [3.2.2-6] T. Goto et al., Fusion Sci. Technol. 56 (2009) 925-929.
 [3.2.2-7] A. Sagara et al., Fusion Technol. **34** (1998) 1167-1173.
 [3.2.2-8] S. Imagawa et al., Nucl. Fusion 49 (2009) 075017 (7pp).
 [3.2.2-9] A. Sagara et al., Proc. of 17th Fusion Energy Conference, 19-24 Oct. 1998, Yokohama, Japan, FTP/03.
 [3.2.2-10] A. Sagara et al., Fusion Eng. Des. **83** (2008) 1690-1695.

3.2.3 炉心プラズマ設計

3.2.3.1 概要

FFHR-d1における炉心プラズマの詳細物理解析を行った。FFHR-d1はLHDとの相似性に重点を置いて設計されており、炉心プラズマ性能を実験データから外挿する際の信頼性を向上している。炉心プラズマにおける各種径方向分布はLHD実験で得られた径方向分布データを炉条件に外挿することで推定した。外挿にはジャイロボームモデルに基づく直接分布外挿法を用いた。MHD平衡解析を行った結果、磁場配位の最適化と垂直磁場によるプラズマ位置制御を併用することでシャフラノフシフトを抑制可能であり、高ベータ条件でもLHDにおける内寄せ配位の真空磁気面と同様の磁気面構造が得られることがわかった。このような最適化制御を行った場合には新古典輸送による熱損失を α 加熱と同程度のレベルにまで低減でき、 α 粒子のエネルギー損失も10%程度に抑えられる。直接損失する α 粒子はほぼ全てダイバータ領域に到達する。内寄せ配位におけるMHD不安定性の問題を避けるため、炉心プラズマにおけるベータ値の実験からの増倍度を1とした場合の評価も行った。これに合わせて、ヘリカルコイル中心磁場強度を~20%増加して5.6 TとしたFFHR-d1B、及びサブイグニッション運転の採用によって小型化を図ったFFHR-c1の解析も行った。FFHR-d1Bでは~20に達するQ値が得られる見込みが得られた。ヘリカルコイル大半径を15.6 mから13.0 mと小型化したFFHR-c1でも、1-5あるいはそれ以上のQ値が達成でき、大型構造物試験装置として十分な役割を果たせる。

3.2.3.2 コイル配置と磁場配位

従来のFFHRシリーズ[3.2.3-1]と比較した場合のFFHR-d1[3.2.3-2,3]の特徴の一つに、超伝導コイルの配置をLHDと相似にしたこと[3.2.3-4]が挙げられる。これにより、LHDのMHD平衡データベースを活用できるようになると同時に、実験データからの外挿もより確実となる。核融合炉相当のプラズマが実現していない現状で核融合炉心プラズマの設計を行うには、実験データからの外挿という作業が不可欠である。これまでは温度と密度の分布形状を仮定し、ISS95[3.2.3-5]やISS04[3.2.3-6]などのエネルギー閉じ込めスケーリングによって絶対値を決定することで外挿を行うのが一般的であった。しかしながら、このような手法では分布形状やスケーリングからの閉じ込め改善度など多くの仮定を置く必要がある。外挿の結果はこれらの仮定に強く依存し、仮定の自由度も大きいと、信頼性に問題が残ることになる。FFHR-d1の炉

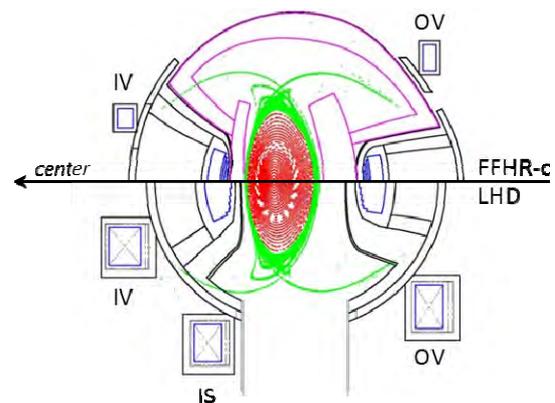


図 3.2.3-1 超伝導コイルのFFHR-d1における配置(上半分)及びLHDにおける配置(下半分)。FFHR-d1ではLHDにおけるISコイル(下半分の図で左下の垂直磁場コイル)が省略されており、プラズマ断面形状は縦長変形を受けるが、メンテナンスポートは大きくとれるようになる。

心プラズマ設計では、次節で述べる直接分布外挿(Direct Profile Extrapolation、DPE)法[3.2.3-7,8]を用いた。これにより仮定の自由度を可能な限り減らし、外挿の信頼性を高めている。

FFHR-d1の超伝導コイル配置は基本的にLHDと相似であるが、LHDで3対用いられているポロイダルコイルの内、IS(Inner Shaping field)コイルと呼ばれる1対は大きなメンテナンスを確保するため省くこととした(図3.2.3-1参照)。このため、トロイダル平均したプラズマ断面形状は縦長変形を受ける。新古典輸送の観点からは平均プラズマ断面を円形とするのが最適であるが[3.2.3-9]、高密度プラズマの巨視的エネルギー閉じ込めにおいては多くの場合、新古典輸送よりも異常輸送が支配的と考えられている[3.2.3-10]。実際に、LHDでは高密度条件における巨視的エネルギー閉じ込め特性は縦長断面変形によって大きくは影響されず、むしろ向上する場合もあることが実験で示されている[3.2.3-4]。縦長断面変形には高ベータ条件でのシャフラノフシフトを抑制する効果があることもLHDで確認されている[3.2.3-4,11]。以下で議論するように、核融合炉条件では高ベータになることが不可避であり、かつシャフラノフシフトによる新古典輸送や α 粒子閉じ込め特性の劣化は甚大な悪影響をもたらすため、シャフラノフシフトは極力抑えるのが望ましい。これらの理由から、FFHR-d1ではLHDにおけるIV及びOVコイルに相当する2対のポロイダルコイルのみを用いることとした。(LHD計画プロジェクトとの連携)(数値実験研究プロジェクトとの連携)

3.2.3.3 直接分布外挿法と参照分布

核融合炉心プラズマの性能を推定するため、実験で得られた温度や密度の小半径方向分布を直接炉条件に外挿するDPE法を開発した[3.2.3-7,8]。DPE法とは、分布形状を実験で得られたものに固定し、それらの絶対値をジャイロボームモデルに基づき自己点火条件を満たすよう決定するという手法である。従来のFFHRシリーズ[3.2.3-1]における炉心プラズマ設計では温度と密度の分布形状を仮定し、それらの絶対値をISS95[3.2.3-5]やISS04[3.2.3-6]といった経験的なエネルギー閉じ込めスケールリングに閉じ込め改善度を仮定することで決定していたが、分布形状や閉じ込め改善度の自由度が大きく、かつこれらが結果に与える影響も大きいため、外挿の信頼性に問題があった。DPE法では分布形状を実験で観測されたものに限定することで選択の自由度を減らし、これに起因する曖昧さを排除している。閉じ込め改善度についても、これを加熱分布形状の関数として定量化できるというLHD実験の結果に基づいてモデル化し、閉じ込め改善度 γ_{DPE} としてDPE法に導入した[3.2.3-8]。その結果、未知の閉じ込め改善を仮定することなく炉心プラズマの推定が行えるようになった。

次節以降に述べる詳細解析を行うため、DPE法によって典型的な参照分布を求めた(図3.2.3-2)[3.2.3-12]。参照分布はAとBの2種類を用意した。参照分布AはLHDにおいて内寄せ配位と呼ばれる磁気軸位置 $R_{ax} = 3.60$ m、磁気軸上磁場強度 $B_0 = 2.75$ T、ヘリカルピッチパラメータ $\gamma_c = 1.254$ の条件において得られた分布データを外挿したものである。ここで γ_c は $(m a_c) / (l R_c)$ で定義され、 m はトロイダルピッチ数、 l はポロイダルピッチ数、 a_c はヘリカルコイル小半径、 R_c はヘリカルコイル大半径で、LHDにおいては $m = 10$ 、 $l = 2$ 、

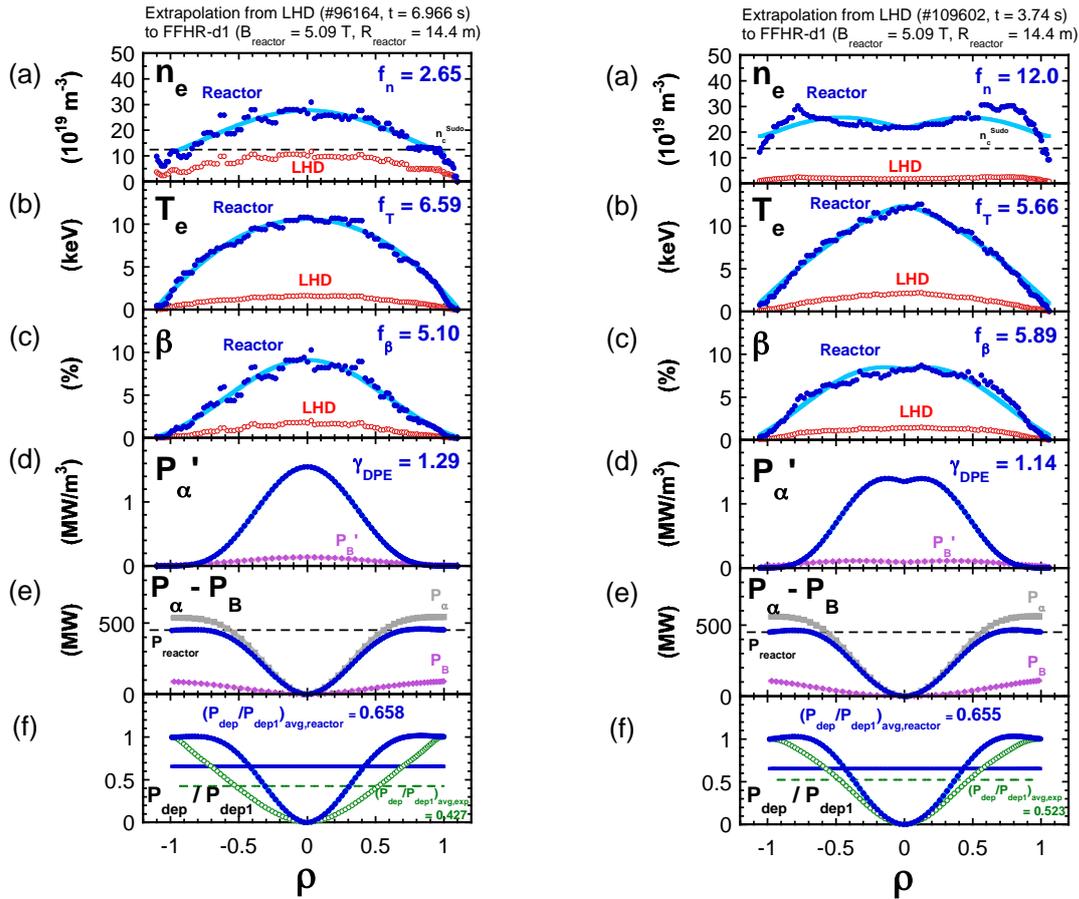


図 3.2.3-2 FFHR-d1 炉心プラズマ詳細物理解析のための参照分布 A(左図)及び B(右図)。図は上から (a)電子密度分布 $n_e(\rho)$ 、及び須藤密度限界 n_c^{Sudo} (破線)、(b)電子温度分布 $T_e(\rho)$ 、(c)プラズマベータ分布 $\beta(\rho) \equiv 2 n_e(\rho) T_e(\rho) / (B_0^2 / (2 \mu_0))$ 、但し B_0 は真空磁気軸における磁場強度)、(d) α 粒子発生分布 $P_{\alpha}'(\rho)$ 、(e) $P_{\alpha}'(\rho)$ を体積積分した α 加熱分布 $P_{\alpha}(\rho)$ 、制動輻射損失分布 P_B 、両者の差 $P_{\text{dep}}(\rho) = P_{\alpha}(\rho) - P_B(\rho)$ 、及び DPE 法で求められた加熱パワー P_{reactor} (破線)、(f)プラズマ表面($\rho = 1$)での値 $P_{\text{dep}1}$ で規格化した体積積分加熱分布 $(P_{\text{dep}}(\rho) / P_{\text{dep}1})$ とその線平均値。横軸は規格化小半径 $\rho \equiv r_{\text{eff}} / a_{99}$ (但し、 r_{eff} は実効小半径、 a_{99} はプラズマ蓄積エネルギーの 99%が閉じ込められている領域の実効小半径)。(a)–(c)及び (f)において open circle は LHD のデータを示す。

$a_c \sim 0.9 - 1.0 \text{ m}$ 、 $R_c = 3.9 \text{ m}$ である。内寄せ配位あるいは外寄せ配位とは磁気軸位置が大半径方向内側あるいは外側に寄っていることを指し、LHD であれば R_{ax} が 3.75 m (FFHR-d1 ならばその 4 倍で 15 m) より小さければ内寄せ、大きければ外寄せというのが大体の目安である。参照分布 A を得た放電では固体水素ペレット入射による中心領域への粒子供給が行われており、密度分布は中心にピークしている。参照分布 B は高アスペクト比の内寄せ配位である $R_{\text{ax}} = 3.60 \text{ m}$ 、 $B_0 = 1.5 \text{ T}$ 、 $\gamma_c = 1.20$ の条件で行ったガスパフ放電で得られた分布データを外挿したものであり、密度分布はホローになっている。密度分布の違いを反映し、プラズマ圧力分布は参照分布 B よりも A の方が中心ピークの度合いが強くなっている。DPE により予想される FFHR-d1 条件での α 加熱は A と B いずれの場合でも約 500 MW

であり、加熱分布ピーキングファクター $(P_{\text{dep}} / P_{\text{dep1}})_{\text{avg, reactor}}$ (図 3.2.3-2(f))も約 0.66と同様である。特に後者は DPE 法において γ_{DPE} を定義する際に用いている仮定 $(P_{\text{dep}} / P_{\text{dep1}})_{\text{avg, reactor}} = 0.65$ [3.2.3-8])を支持するものである。但し、ここでは α 加熱分布を α 粒子の発生分布と同じであると仮定しているため注意が必要である。後で述べるように、 α 粒子の減速過程を計算して求めたエネルギー吸収分布と発生分布は必ずしも一致しない。(LHD 計画プロジェクトとの連携)(数値実験研究プロジェクトとの連携)

3.2.3.4 密度限界

ジャイロボームモデルでは、密度が高いほどエネルギー閉じ込め性能が良くなる。しかしながら、際限なく密度を増加することはできない。例えば LHD で密度を増加していくと、ある密度から輻射損失が急激に増大すると同時に温度が低下し、最終的にプラズマが消失する[3.2.3-13,14]。これを輻射崩壊と呼んでいる。これまでの研究で、LHD では周辺部密度が「須藤密度限界 n_c^{Sudo} 」と呼ばれるスケーリング則[3.2.3-15]で予見される値になるとプラズマが小半径方向にシュリンクし始め、更に周辺部密度を増大すると輻射崩壊に至ることがわかっている。 n_c^{Sudo} (10^{19} m^{-3}) は、加熱パワー P (MW)、磁場強度 B (T)、プラズマ小半径 a (m)、及び大半径 R (m) を用いて、 $n_c^{\text{Sudo}} = 2.5 (PB / (a^2 R))^{0.5}$ で与えられる。周辺部密度が n_c^{Sudo} よりも低いならば中心領域の密度は n_c^{Sudo} を超えることが可能であり、固体水素ペレット入射で中心領域へと直接粒子を供給することによって高い中心密度を得ることができ、LHD ではこのような特性を活かし、Super Dense Core (SDC) と呼ばれる $1 \times 10^{21} \text{ m}^{-3}$ に達する超高中心密度を達成している[3.2.3-16-19]。

一方トカマクの場合、密度が「グリーンワルド密度限界 [3.2.3-20]」に近づくにつれてプラズマ電流が突然消失するディスラプションの頻度が増大する。グリーンワルド密度限界はプラズマ電流密度のみに比例する。LHD 実験では加熱パワーを増大すると達成可能密度も増大することが明らかなため、加熱パワーに対する依存性を持たないグリーンワルド密度限界で LHD の密度限界を記述することはできない。他のヘリカル装置、例えばドイツの W7-AS 装置等でも密度限界は須藤スケーリングと同様の加熱パワー依存性を示す[3.2.3-21]。

図 3.2.3-2 に示された 2 つの参照分布いずれの場合でも周辺部密度は須藤密度限界に近い(図 3.2.3-2 (a))。FFHR-d1 でも LHD と同様の密度限界シナリオが適用できるのであれば、完全デタッチメントの実現は容易と考えられる。完全デタッチメントとは、周辺の電子密度が須藤密度限界に達した時にプラズマがシュリンクし、その結果ダイバータへの熱流束がダイバータ全領域で減少することを指す。完全デタッチメントが外部からの粒子供給なしに保持される状態をサーパンスモードと呼んでいる[3.2.3-21]。但し、LHD プラズマにおける主な不純物がダイバータタイルから放出される炭素であるのに対し、FFHR-d1 は基本的に炭素材料のタイルを用いないオールメタル環境となることが想定されており、周辺部密度限界が LHD と FFHR-d1 で異なる可能性はある。

LHD ではサーパンスモードも含めて密度限界近傍で巨視的エネルギー閉じ込めの劣化が観測されるが、これは主たる加熱源である高エネルギー中性粒子ビームの侵入長が減少し、中心加熱成分が低下するためと考えられる[3.2.3-10,22]。FFHR-d1 で周辺部が密度限界に

達しても、中心領域のパラメータに変化がなければ α 粒子による中心加熱は保持されるので、巨視的エネルギー閉じ込めの劣化はないと予想している。(LHD 計画プロジェクトとの連携)

3.2.3.5 MHD 平衡とシャフラノフシフトの抑制

高ベータ条件では磁気軸が大半径外側方向に移動するシャフラノフシフトが発生する。これはトロイダルドリフトによる荷電分離をキャンセルすべくプラズマ中に誘起される Pfirsh-Shlüter (P-S) 電流に起因するものである。トロイダルドリフトはトーラス外側と内側の磁場強度の強弱によって発生するので、プラズマトーラスのアスペクト比を大きくする、あるいはプラズマ断面形状を縦長にするなどしてトーラス内側と外側の磁場強度の差を実効的に減らすことで P-S 電流を減らすことが可能である。P-S 電流は磁力線の回転変換に反比例するので、回転変換を増加することもシャフラノフシフト抑制に効果がある。LHD 型ヘリオトロンでは高アスペクト比にすることで回転変換も増加するので、高アスペクト比配位はシャフラノフシフトの抑制に有効である。FFHR-d1 では大きなメンテナンスポートを確保するため、LHD に比べてポロイダルコイル一対を省いている(図 3.2.3-1)。その結果プラズマ断面形状は縦長変形を受けることになるが、これもシャフラノフシフト抑制には効果的である。その他ヘリオトロン配位の MHD 特性については既に優れたレビュー論文があるので、詳しくはそちらを参考にされたい[3.2.3-23,24]。

図 3.2.3-2 で示された参照分布を用いて HINT2[3.2.3-25]による MHD 平衡解析を行った(図 3.2.3-3)。参照分布 A ではシャ

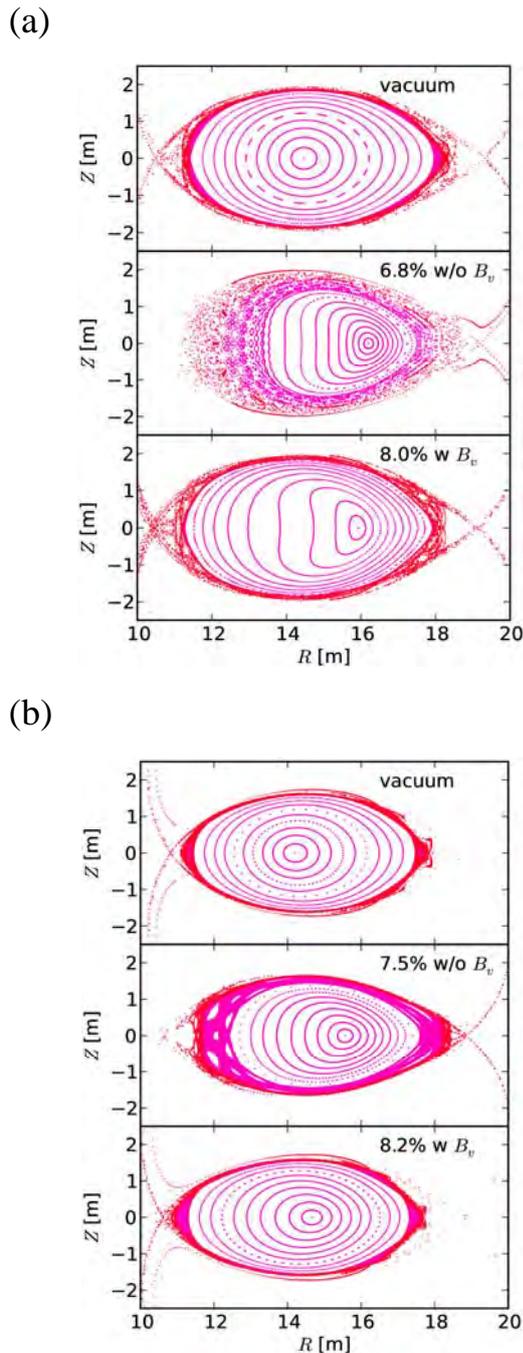


図 3.2.3-3 HINT2 による MHD 平衡解析結果。(a) 参照分布 A、及び (b)参照分布 B の場合について、それぞれ上から、真空磁気面 ($R_{ax} = 14.4$ m)、有限ベータで垂直磁場制御なし、有限ベータで垂直磁場制御ありの場合。有限ベータの場合の中心ベータ値は図中に記載されている。垂直磁場制御として、(a)と(b)いずれの場合も $R_{ax} = 14.0$ m の磁場配位に用いられる垂直磁場を加えた。

フラノシフトが非常に大きく、磁気軸が 16 m より外側へ移動するとともに周辺領域の入れ子状磁気面が大きく乱れる(図 3.2.3-3 (a)中)。このため、真空でより内寄せの配位を形成するのに用いる垂直磁場を加え、シャフラノシフトを押し戻すことを試みた。その結果、垂直磁場制御によって周辺領域の磁気面は修復できたが、磁気軸のシフトを大きく戻すことはできなかった(図 3.2.3-3 (a)下)。参照分布 B でも、A のように磁気軸位置が 16 m を超えることはないにせよシャフラノシフトは大きく、周辺磁気面の乱れが認められた(図 3.2.3-3 (a)中)。高アスペクト比配位のシャフラノシフト抑制効果も、必ずしも十分ではないということになる。しかしながら、参照分布 B に垂直磁場制御を加えた場合には、周辺領域磁気面を修復し、かつ磁気軸を内寄せ配位相当にまで押し戻すことができた(図 3.2.3-3 (a)下)。このように内寄せ配位の真空磁気面と同様の磁気面が高ベータ条件でも得られるという結果は、新古典輸送及び α 粒子閉じ込めの観点からは好ましい。

LHD 型ヘリオトロンにおける内寄せ配位は、プラズマ全体で磁気丘になるため理想 MHD 不安定となる。但し、周辺領域では磁気シアによる安定化が期待できる。外寄せ配位では中心領域で磁気井戸が得られ、理想 MHD 安定になる。内寄せ配位でも、高ベータ条件で磁気軸がシャフラノシフトすると中心領域に外寄せ配位と同様の磁気井戸が形成され、理想 MHD 安定となる。実際に LHD におけるプラズマ実験では、内寄せ配位でも高ベータプラズマの生成が行われている[3.2.3-26]。しかしながら、FFHR-d1 ではこれまでに LHD で観測された最高ベータ値あるいはそれ以上の高ベータを、図 3.2.3-3 (b)下に示したようにシャフラノシフトを抑制した状態で維持することが求められる。シャフラノシフトの抑制は、次節以降で示すように新古典輸送及び α 粒子閉じ込めを最適化するためには必要不可欠であるが、MHD 安定性の観点からは未知の領域に踏み込むことになる。シャフラノシフトを抑制した状態での高ベータプラズマの理想 MHD 安定性については、今後 LHD での実験的検証が待たれるとともに、理論的検討も深めていかなければならない重要課題である。

LHD で通常観測されている MHD 揺動は抵抗性交換型モードと考えられており、レイノルズ数の増大に伴って揺動レベルが減少する[3.2.3-27]。核融合炉心プラズマ相当のレイノルズ数で、閉じ込め性能に影響する抵抗性 MHD 不安定性や、あるいは LHD で観測されていないような不安定性が発現するかどうかは今後検討すべき重要課題の一つである。

現在のところ自発電流の発生量及びこれに伴う MHD 平衡や回転変化分布の変化は予測できていない。特に回転変換分布は MHD 安定性に強く影響するため、自発電流に関する検討についても早急に進める必要がある。(LHD 計画プロジェクトとの連携)(数値実験研究プロジェクトとの連携)

3.2.3.6 新古典輸送

FFHR-d1におけるバルクプラズマの新古典輸送は FORTEC-3D[3.2.3-28](イオン)及び GSRAKE[3.2.3-29](電子)を用いて計算された。ここで前者は荷電粒子の径方向ドリフトの有限軌道幅効果を含んでおり、高ベータ条件でシャフラノフシフトが大きくなって磁場フーリエスペクトルに高ポロイダル及びトロイダル成分が増えた場合でも正しくガイディングセンター軌道を追跡した新古典輸送の評価ができる。後者はバウンズ平均化ドリフト運動論方程式を用いた簡約化計算法である。電子の有限軌道幅効果は無視するとしても、高ベータ配位における電子軌道の取り扱いにはある程度の誤差が含まれる。FORTEC-3D は現状単一イオン種しか扱えないため、今回の計算では重水素のみのプラズマを仮定した。新古典輸送シミュレーションではイオンと電子の径方向粒子フラックスから径電場の時間発展を解き、定常的な両極性径電場が形成された段階で熱輸送を評価しており、ヘリカルプラズマにおいて重要な径電場の $E \times B$ 回転による新古典輸送低減効果はコード中で自己無撞着に考慮されている。

図 3.2.3-4 に新古典熱損失の径方向分布を示す。参照分布 A では新古典熱損失が最大 3 GW と非常に大きくなる。垂直磁場制御によってこれを低減できるが、それでも最大 2 GW 程度と大きい。仮に垂直磁場の最適化によって真空配位と同じ平衡が得られたとしても最大 1 GW であり、参照分布 A で期待される α 加熱およそ 0.5 GW が無損失で全て吸収されるとしても、これを補うことはできない。

一方、参照分布 B で垂直磁場制御を行って、LHD における磁気軸 3.60 m 配位

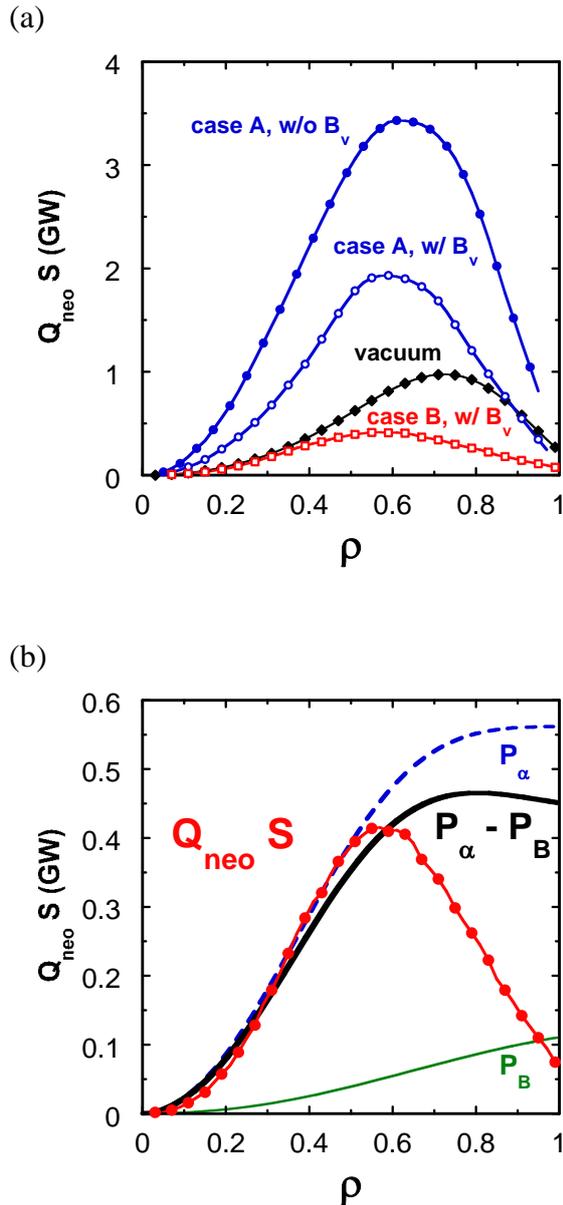


図 3.2.3-4 (a) 新古典熱損失 $Q_{neo} S$ の径方向分布を、参照分布 A で垂直磁場制御あり、なし、及び真空磁気面を用いた 3 通りと、参照分布 B で垂直磁場制御ありの場合とで比較した図。(b) 新古典熱損失 $Q_{neo} S$ と、体積積分した α 加熱 P_α 及び制動放射損失 P_B (両者の差 $P_\alpha - P_B$ が実効的加熱分布となる) の径方向分布を、参照分布 B で垂直磁場制御ありの場合について比較した図。ここで、 $Q_{neo} = Q_{neo}(\rho)$ 及び $S = S(\rho)$ はそれぞれ小半径位置 ρ における新古典熱流束と磁気面の表面積、 ρ は規格化小半径である。

相当の平衡磁気面が得られたとした場合、新古典熱損失は最大 0.4 GW に抑えられる。新古典熱損失と体積積分した α 加熱の径方向分布 (但し、 α 粒子エネルギーの吸収分布は α 粒子発生分布と同じと仮定した) を比較すると、規格化小半径 ρ が 0.5 よりも小さい中心領域における新古典熱損失は α 加熱と同程度であることがわかる (図 3.2.3-4 (b))。従って、参照分布 B の場合、(1) $\rho < 0.5$ における異常輸送が無視でき、(2) α 粒子の損失がなく、(3) α 粒子エネルギー吸収分布が発生分布と同じであるならば、 α 加熱による自己保持が可能と考えられる。

今後は上記の仮定 (1)–(3) に関する検討が必要であるとともに、より新古典輸送を低減する努力が必要である。この点に関しては、例えば LHD で新古典輸送が最小化される磁気軸 3.53 m 配位 [3.2.3-30] 相当の平衡磁気面を垂直磁場制御で実現するなどの方策が考えられるが、一方 MHD 安定性との両立が課題となる。(数値実験研究プロジェクトとの連携)

3.2.3.7 α 粒子の閉じ込め

有限のベータ値の下ではシャフラノフシフトによって磁気軸が外側に移動し、磁気軸外寄せ配位と同様の特性が現れるようになるため、 α 粒子の閉じ込め性能も劣化すると予想される。図 3.2.3-5 は GNET[3.2.3-31] により評価した α 粒子の

加熱分布である。同図では α 粒子の発生分布 (birth) が破線で書かれているが、参照分布 A と参照分布 B では birth 分布も異なることに注意が必要である。図 3.2.3-5(a) から、参照分布 A では α 粒子エネルギーの吸収分布が birth 分布に比べて著しく小さくなっていることがわかる。この時、 α 粒子のエネルギー損失は 41 %、粒子損失は 69 % となっており、 α 粒子の閉じ込め性能が非常に悪い。これはシャフラノフシフトによって平衡磁気面が外寄せ配位と同様になり (図 3.2.3-3 参照)、外寄せ配位に近い α 粒子閉じ込め性能となったためである。一方、参照分布 B で垂直磁場制御を行った場合 (図 3.2.3-5(b))、 α 粒子エネルギー吸収分

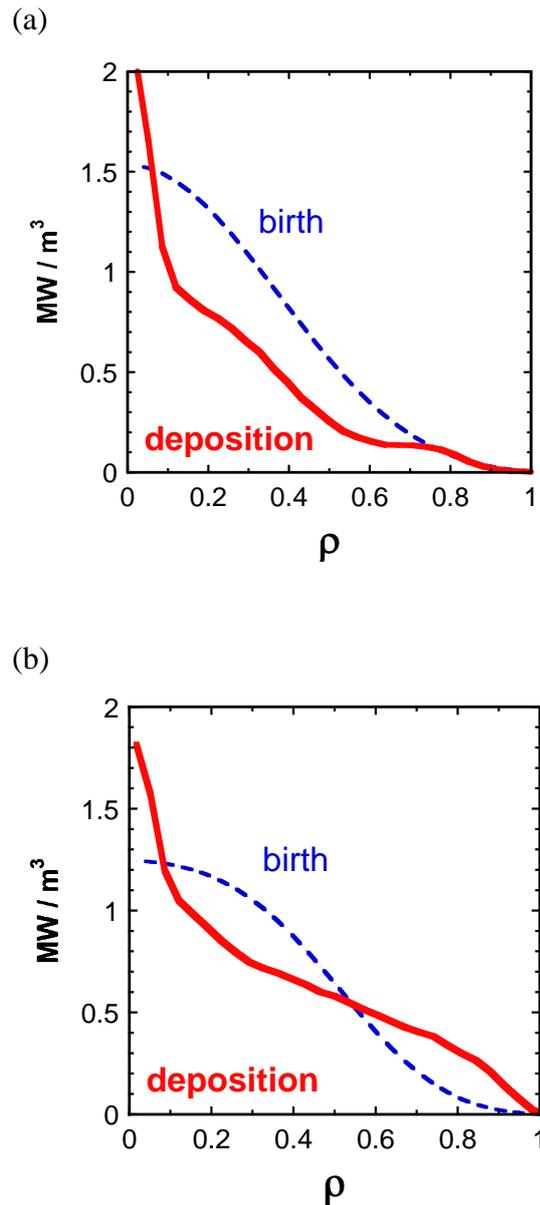


図 3.2.3-5 α 粒子発生分布 (破線) と加熱分布 (実線) の比較。(a) は参照分布 A、(b) は参照分布 B で、それぞれ垂直磁場制御ありの場合を示す。

布の大きさは birth 分布と遜色がない。この時、 α 粒子のエネルギー損失は 11 %、粒子損失は 20 %と、参照分布 A に比べ大きく改善されている。但し、参照分布 B では α 粒子エネルギー吸収分布が周辺部で高く、全体にブロードとなっている。3.2.3.3 節で述べた DPE 法における閉じ込め改善度 γ_{DPE} を求める際に用いる加熱分布のピーキングファクター $(P_{dep} / P_{depl})_{avg, reactor}$ は、参照分布 A 垂直磁場制御あり(図 3.2.3-5(a))の場合で 0.65、参照分布 B 垂直磁場制御あり(図 3.2.3-5(b))の場合で 0.51 となる。後方でピーキングファクターが低い原因は、ホローな密度分布にあると考えている。今後、同様の高アスペクト比配位で中心ピークした密度分布となっているデータを用いて解析を行い、これを検証することを予定している。(京都大学 政岡義唯、村上 定義)(数値実験研究プロジェクトとの連携)

LHD においては最外殻磁気面外側に出ても再び最外殻磁気面内側に戻ってくる「再突入粒子」と呼ばれる粒子が多数存在する。特に磁気軸外寄せ配位では、ヘリカルリップルに捕捉された粒子の再突入が顕著になることがわかっている[3.2.3-32]。このような再突入粒子は、LHD との相似性を持つ FFHR-d1 においても多数存在することが想定される。上記の GNET を使用した解析では閉じた磁気面を仮定した磁気座標を使用しているため、最外殻磁気面の内部のみが解析対象となっている。従って、再突入するはずの α 粒子も損失したとみなされており、加熱効率が過小評価されている可能性がある。そこで、実空間での軌道解析と加熱パワー評価を行う MORH [3.2.3-33]を用いて、ブランケットを損失境界とした無衝突軌道における α 粒子の閉じ込め性能を調べた。図 3.2.3-6 に無衝突軌道解析におけるプラズマ内に閉じ込められた α 粒子の割合(閉じ込め率)を、GNET と同様に最外殻磁気面を損失境界とした場合の解析結果と合わせて示す。無衝突軌道解析は近似的に α 粒子発生初期の閉じ込め性能(prompt loss)の評価になる。図 3.2.3-6 には参照分布 A 及び B について、

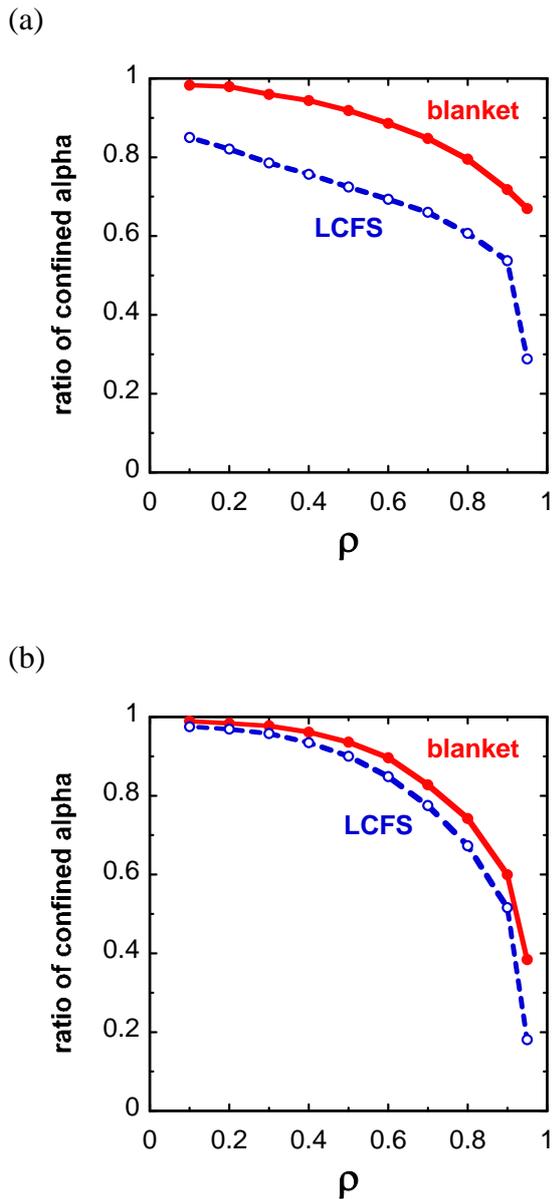


図 3.2.3-6 プラズマ内に閉じ込められた α 粒子の割合。横軸は α 粒子の出発位置。(a) は参照分布 A、(b)は参照分布 B で、それぞれ垂直磁場制御ありの場合。Open symbol 及び closed symbol はそれぞれ損失境界を

それぞれ垂直磁場制御ありの場合の結果が示されている。最外殻磁気面を損失境界とした場合には GNET の解析とほぼ同様の傾向となり、参照分布 B で垂直磁場制御を行った方が閉じ込めは良い。一方ブランケットを損失境界とした場合には、参照分布 A と参照分布 B の差がほとんどない。これは、参照分布 A で損失したとみなされていた粒子の多くがヘリカルリップル捕捉粒子であり、磁気軸外寄せ配位では再突入粒子になるためと考えられる。損失境界の違いによる α 粒子閉じ込め率の差は、参照分布 A で約 20%、参照分布 B で数%程度である。シャフラノフシフトを抑制して内寄せ配位を維持した参照分布 B の場合は過小評価の割合が小さく、再突入粒子の有無によって結果は大きく影響されない。(LHD 計画プロジェクトとの連携)

MORH による α 粒子追跡計算での α 粒子損失箇所をブランケットポロイダル断面上に表示させたものを図 3.2.3-7 に示す。磁気面形状は代表的に参照分布 A の磁場配位での真空磁気面を表示しているが、ダイバータレッグの形状は垂直磁場やベータ値ではほとんど変わらない。従って、ダイバータ部は図 3.2.3-7 でダイバータレッグがブランケットに当たっている箇所と考えて問題ない。図から、ほとんどの α 粒子がダイバータ部へ流入していることがわかる。トーラス内側ブランケットに衝突している α 粒子が僅かにあるが、これらは出発点がプラズマ外縁部 ($\rho > 0.95$) のものであり、実際にはエネルギーが減衰していてラーマー半径が小さいためブランケットに衝突しないか、あるいは衝突したとしてもその熱負荷は十分小さいと考えられる。ブランケット形状を微修正することで衝突自体の回避も可能である。(LHD 計画プロジェクトとの連携)

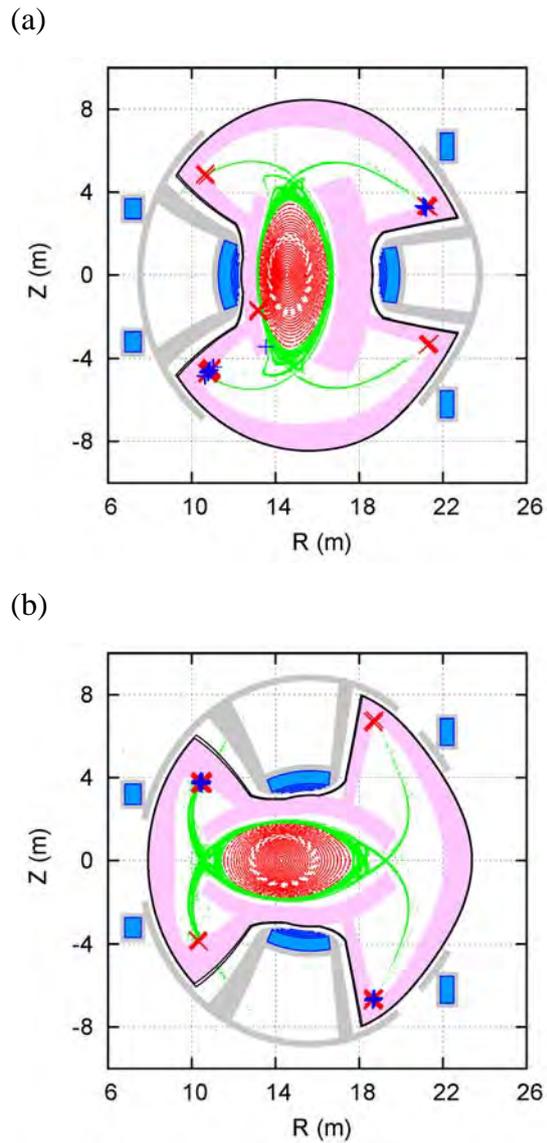


図 3.2.3-7 MORH により計算された直接損失する α 粒子のブランケットへの衝突箇所。(a)はプラズマ断面形状が縦長、(b)は横長になるトロイダル位置での垂直断面。×印は参照分布 A で垂直磁場制御なしの場合、+印は参照分布 B で垂直磁場制御ありの場合を示す。

3.2.3.8 FFHR-d1 の強磁場化と FFHR-c1 (詳細は第 6 章参照)

ここまでで示した解析により、高ベータ時のシャフラノフシフトを抑制することが炉心プラズマの成立性を担保する上で必須であることが示された。シャフラノフシフトに起因する問題を解決する手段としては、前節までに示したような垂直磁場によるシャフラノフシフト抑制の他に、(1) 磁場を強くしてベータを下げる、(2) 低ベータでプラズマが保持できるよう追加熱するサブイグニション運転とする、の 2 つも考えられる。

(1) の強磁場化に対応して、ヘリカルコイル中心磁場強度を 4.7 T から 5.6 T に増加したバージョンである FFHR-d1B を炉設計検討に組み込むこととした。これに合わせ、これまでの 4.7 T バージョンは、本章で示した検討結果を受けて高アスペクト比配位を正式採用し、呼称を FFHR-d1 から FFHR-d1A に変更することとなった。これらのヘリカルコイル中心半径とヘリカルコイル中心磁場強度の関係を図 3.2.3-8 に

示す。同図には蓄積磁気エネルギーの等高線も示してあるが、磁場強度の増大に伴い、超伝導コイルの蓄積磁気エネルギーは~160 GJ から~220 GJ に増大する。ヘリカルコイルのサイズを同じとした場合、ヘリカルコイル電流密度は~25 A/mm² から~30 A/mm² に増大する。これらを実現するためには、超伝導コイルに関する工学的研究の更なる進展が必要である。

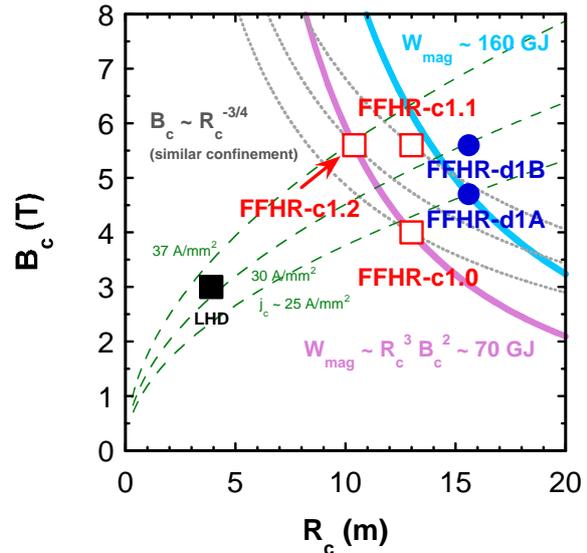


図 3.2.3-8 FFHR-d1 (高アスペクト比配位の採用後、FFHR-d1A と呼称) を強磁場化した FFHR-d1B と、コンパクト化した FFHR-c1 のヘリカルコイル大半径 R_c とヘリカルコイル中心磁場強度 B_c の関係。FFHR-c1 は磁場強度とサイズによって c1.0、c1.1、及び c1.1 の 3 バージョンある。蓄積磁気エネルギー W_{mag} (実線) 及び相似拡大とした場合のヘリカルコイル電流密度 j_c (破線) の等高線も示してある。点線は直接分布外挿で同等の閉じ込め性能となる点を結んだもの。

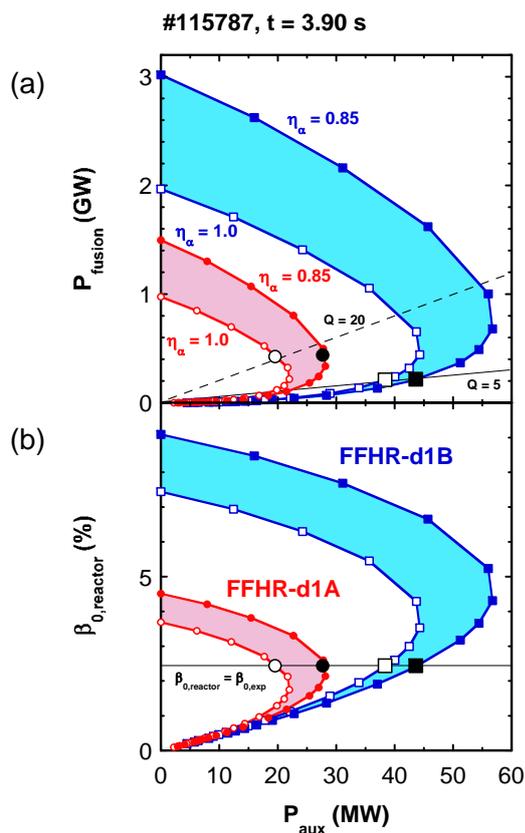


図 3.2.3-9 FFHR-d1A 及び d1B における外部加熱パワー P_{aux} と、(a) 核融合出力 P_{fusion} 、及び (b) 中心ベータ $\beta_{0,\text{reactor}}$ の関係。 α 加熱効率 η_{α} は 100% と 85% の 2 例を計算した。(b) の水平線はベータ増倍度 1 に相当し、これとの交点では実験と炉条件で同じベータとなる。

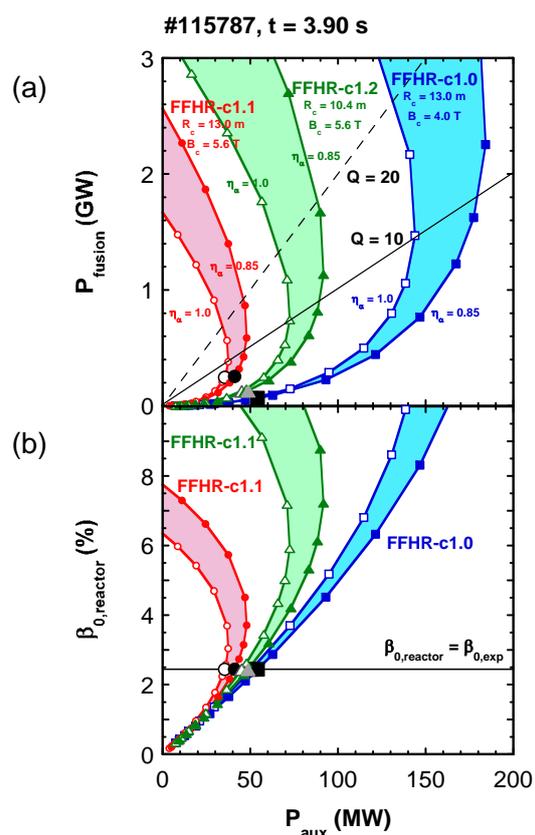


図 3.2.3-10 FFHR-c1.0、c1.1、及び c1.2 における外部加熱パワー P_{aux} と、(a) 核融合出力 P_{fusion} 、及び (b) 中心ベータ $\beta_{0,\text{reactor}}$ の関係。 α 加熱効率 η_{α} は 100% と 85% の 2 例を計算した。(b) の水平線はベータ増倍度 1 に相当し、これとの交点では実験と炉条件で同じベータとなる。

(2) のサブイグニッション運転では、低ベータ化による核融合出力の低下を補うため、現行の核融合プラズマ実験で行っているような追加加熱を行う。このような低核融合出力運転では中性子壁負荷等も低くなるため、装置を小型化することも可能となる。そこで、新たに FFHR-c1 として、コンパクト化を狙うバージョンの検討も行うこととした。FFHR-c1 には磁場強度と装置サイズが異なる 3 つのオプションを想定し、それぞれ c1.0、c1.1、及び c1.2 と呼ぶ。これらについても図 3.2.3-8 に示してある。

FFHR-d1A 及び d1B について、直接分布外挿法を用いて見積もった外部加熱パワーと核融合出力及び中心ベータの関係を図 3.2.3-9 に示した。同様の図を、FFHR-c1 について示したのが図 3.2.3-10 である。これらを計算するに当たっては、前節で述べた α 粒子の閉じ

表 3.2.3-1 ベータ増倍度を 1 とし、直接分布外挿法により計算された FFHR-c1.0、FFHR-c1.1、FFHR-d1A、及び FFHR-d1B における典型的パラメータ。

Reactor Name	FFHR-c1.0		FFHR-c1.1		FFHR-d1A		FFHR-d1B		
<i>Design parameters</i>									
$R_{c, reactor}$ (m)	13.0	←	←	←	15.6	←	←	←	
$V_{p, reactor}$ (m ³)	~1, 000	←	←	←	~2, 000	←	←	←	
$B_{c, reactor}$ (T)	4.0	←	5.6	←	4.7	←	5.6	←	
$W_{mag, reactor}$ (GJ)	67.8	←	125.1	←	162.5	←	223.5	←	
$\gamma_{c, reactor}$	1.20	←	←	←	←	←	←	←	
$f_a (= f_R)$	10/3	←	←	←	4.0	←	←	←	
$C_{reactor}^*$	82.5	←	129.3	←	122.8	←	155.1	←	
η_α	0.85	1.0	0.85	1.0	0.85	1.0	0.85	1.0	
<i>Extrapolated parameters</i>									
C_{exp}^*	212.0	198.4	212.0	198.4	212.0	198.4	212.0	198.4	
f_β	1.0	←	←	←	←	←	←	←	
f_T	6.74	6.57	6.74	6.57	6.74	6.57	6.74	6.57	
f_n	2.86	2.94	5.62	5.76	3.96	4.06	5.62	5.76	
C_{aux}	6.97	5.80	2.18	1.88	2.46	2.11	1.46	1.28	
γ_{DPE}^*	1.43	1.42	1.33	1.30	1.34	1.32	1.25	1.22	
P_{aux} (MW)	53.1	50.2	40.3	35.0	42.8	38.0	27.1	19.4	
$P_{reactor}$ (MW)	62.0	60.7	74.6	75.4	72.3	72.6	86.5	89.2	
P_{fusion} (MW)	65.3	63.8	251.0	245.2	215.2	210.2	433.8	423.7	
Q	1.23	1.27	6.23	7.01	5.03	5.53	16.0	21.9	
ϕ_n (MW/m ²)	0.052	0.051	0.20	0.20	0.12	0.12	0.24	0.24	
ϕ_n (dpa/y)	0.52	0.51	2.0	2.0	1.2	1.2	2.4	2.4	

込めに関する検討を反映し、 α 加熱効率を 100 % と 85 % の 2 通りとした。図には、直接分布外挿を行う際にベータ増倍度を 1 とした場合の結果を、強調したシンボルで示してある。ベータ増倍度 1 であれば、その分布は既に実験で実現されており、MHD 平衡も MHD 安定性もある程度担保されていると考えることができる。即ち、これに相当する設計点は実現できる可能性が高い。様々なケースについて、ベータ増倍度 1 の設計点での数値を表 3.2.3-1 にまとめた。同表には、核融合出力の外部加熱パワーに対する比として定義される Q 値も記載してある。この Q 値は、直接分布外挿に用いた分布データと、仮定する装置サイズや磁場強度に依存するが、例えば FFHR-d1B では $Q \sim 20$ の実現が見込めるということになる。更に高いベータを許容するのであれば、追加熱ゼロの自己点火を見込める。図 3.2.3-9 及び図 3.2.3-10 で $P_{aux} = 0$ かつ有限の核融合出力及び中心ベータを与える点が自己点火に相当する。

3.2.3.9 考察

本章で示してきた検討の結果、よく言われる「ヘリカルは閉じ込めが悪い」というのは必ずしも真ではない、ということが明らかとなった。例えば図 3.2.3-8 に示すような、いわゆる核融

合三重積を示した図をもって、LHD のデータがトカマクの左下方にあるからヘリカルは閉じ込めが悪い、とは言えない。3.2.3.3 節で述べたように、LHD のエネルギー閉じ込めはジャイロボームモデル的なパラメータ依存性を有している。ジャイロボームモデルによれば、密度 n とエネルギー閉じ込め時間 τ_E の積は以下のように表される。

$$n\tau_E \propto \gamma_{DPE}^5 a^4 R^{-1} B^4 P T^{-4} \quad (3.2.3-1)$$

ここで、 γ_{DPE} 、 a 、 R 、 B 、 P 、及び T はそれぞれエネルギー閉じ込め改善度[3.2.3-7,8]、プラズマ小半径、プラズマ大半径、磁場強度、加熱パワー、及び温度である。図 3.2.3-8 には温度の「-4 乗」に比例する実線と破線も記載してある。LHD のデータは比較的高密度の実験で得られたものであるが、「-4 乗」の温度依存性が確かに認められる。LHD から FFHR-d1 へ外挿する場合を考えてみる。装置サイズは 4 倍、磁場強度は約 2 倍、加熱パワーは約 50 倍になるので、例えば閉じ込め改善度が 1.3 倍の場合、式 (3.2.3-1) における温度依存性以外の項は約 2×10^5 となる。図 3.2.3-8 の破線は実線に対しこのような係数を乗じたものであり、FFHR-d1 では中心温度 10 keV でも自己点火 (Ignition) に達するパラメータが得られると予測される。このように現行装置と核融合炉では装置サイズ、磁場強度、及び加熱パワーが大きく異なるので、図 3.2.3-8 にあるような現行装置のパラメータ比較のみで核融合炉の見通しを立てることはできない。

FFHR-d1 のようなヘリカル炉ではプラズマ電流を必要としないため、電流駆動の問題もディスラプションの問題も最初から存在しない。3.2.3.4 節で述べたようにヘリカルプラズマの密度限界は加熱パワーの関数として与えられるスケーリング[3.2.3-14,15]に従うが、FFHR-d1 はその範囲内で自己点火させることが十分可能である。ダイバータ熱負荷軽減のために必須のダイバータデタッチメントを如何にして実現するかはトカマクとヘリカルで共通の重要課題である。FFHR-d1 では 3.2.3.4 節で述べた完全デタッチメントの他、不純物ガスパフを用いて輻射損失を増大するなど様々な

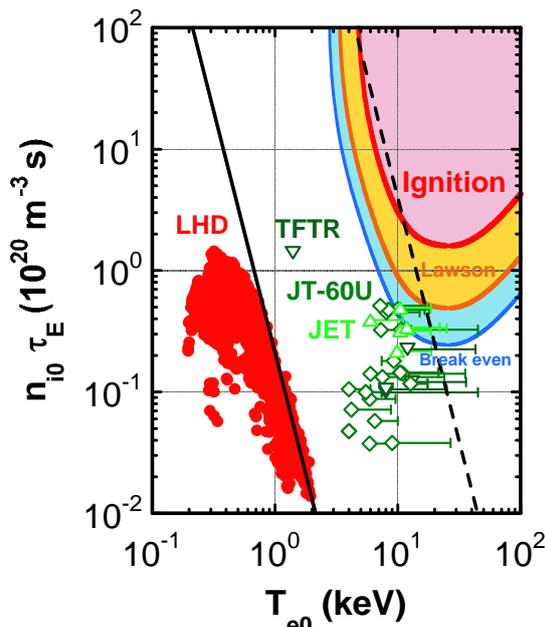


図3.2.3-11 中心イオン密度とエネルギー閉じ込め時間の積の中心電子温度依存性。LHD の高密度データではイオンと電子の密度及び温度は等しいものとしている。トカマク (TFTR、JT-60U、JET) のデータはエラーバーの右端がイオン温度を表す。実線及び破線はジャイロボームモデル (式 (3.2.3-1)) に基づく (密度 × 閉じ込め時間) の温度依存性を示す。実線が LHD、破線は実線を 2×10^5 倍したもので FFHR-d1A における典型的な場合に相当する。

オプションを取り得る。トカマクでは H-mode と呼ばれる周辺輸送障壁 (Edge Transport Barrier, ETB) による閉じ込め改善モードで ELM (Edge Localized Mode) が発生し、ダイバータにパルス状の大熱負荷を与えるため、これへの対処が重要課題となっている[3.2.3-34]。FFHR-d1 では ELM を伴う ETB を想定せずとも自己点火可能な解が得られるため、ELM 対策も必要ないであろう。

3.2.3.10 結言

ヘリカル方式は3次元構造に起因した磁場配位の多様性を備えているのだから、LHD よりも更に優れた最適化配位を検討すべきだという考え方がある。しかしながら、LHD 型ヘリオトロン配位にもまだ最適化の余地が残されている。本章で示してきたように、FFHR-d1 では適切な磁場配位を選択して垂直磁場の制御を行うことにより、炉条件で想定される高ベータでのシャプラノフシフトを抑制し(3.2.3.5 節)、新古典輸送(3.2.3.6 節)及び α 粒子損失(3.2.3.7 節)を許容範囲内に留めることができる。但し、3.2.3.5 節で述べた MHD 安定性の検証という課題は残されている。これを解決する目的で、低ベータとするために磁場を 20 % 増大した FFHR-d1B と、サブイグニション運転を許容してコンパクト化を図った FFHR-c1 の検討も開始した。LHD 型ヘリオトロン配位における MHD 安定性と新古典輸送及びアルファ粒子輸送の両立は予てより課題となっていたが、今回その解決への手掛かりが得られたと考えている。

今後の課題としては、(1) LHD 実験でより良い参照分布を得ること、(2) 異常輸送を推定し、熱・粒子輸送全体としてコンシステントな定常解を得ること、(3) 立ち上げシナリオを完成し、その中で現れる分布に対して詳細物理解析を行ってそれらの成立性を検証すること、などが挙げられる。(1)については、可能な限り 1 に近いベータ増倍度での外挿を可能とする分布データを得ることが具体的な目標となる。これはシャプラノフシフト抑制と MHD 安定性の両立というチャレンジングな課題を含むものである。本章で用いた参照分布 B では α 加熱分布がブロードになり、閉じ込め改善度を推定する際に用いた中心ピークの加熱分布と矛盾するという問題が残っているため、これを解決することも喫緊の課題である。これは参照分布 B における密度分布がホロー形状であることに起因すると考えられ、より中心ピークした密度分布を用いることで解決可能と予想している。既に平成 24 年度の第 16 サイクル LHD 実験においてより良い参照分布の候補が得られており、現在この分布を用いた詳細物理解析を開始している他、平成 25 年度の第 17 サイクル実験でも高ベータと良好な閉じ込めを両立するデータの取得に向けて準備を進めている。(2)及び(3)については、コードの整備も必要になるため時間がかかると予想されるが、今後 2-3 年以内には結果を得たい。

参考文献

- [3.2.3-1] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. **85**, 1336 (2010).
- [3.2.3-2] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. **87**, 594 (2012).
- [3.2.3-3] T. Goto *et al.*, Plasma Fusion Res. **7**, 2405084 (2012).
- [3.2.3-4] J. Miyazawa *et al.*, Plasma Fusion Res. **7**, 2402072 (2012).

- [3.2.3-5] U. Stroth *et al.*, Nucl. Fusion **36**, 1063 (1996).
- [3.2.3-6] H. Yamada *et al.*, Nucl. Fusion **45**, 1684 (2005).
- [3.2.3-7] J. Miyazawa *et al.*, Fusion Eng. Des. **86**, 2879 (2011).
- [3.2.3-8] J. Miyazawa *et al.*, Nucl. Fusion **52**, 123007 (2012).
- [3.2.3-9] H. Yamada *et al.*, Plasma Fusion Res. **3**, S1032 (2008).
- [3.2.3-10] J. Miyazawa *et al.*, Fusion Sci. Technol. **58**, 29 (2010).
- [3.2.3-11] J. Miyazawa *et al.*, Plasma Fusion Res. **3**, S1047 (2008).
- [3.2.3-12] J. Miyazawa *et al.*, *Proc. 24th Fusion Energy Conf. (San Diego, USA, 2012)* (Vienna: IAEA) FTP/P7-34.
- [3.2.3-13] J. Miyazawa *et al.*, Nucl. Fusion **48**, 015003 (2008).
- [3.2.3-14] J. Miyazawa *et al.*, Fusion Sci. Technol. **58**, 200 (2010).
- [3.2.3-15] S. Sudo *et al.*, Nucl. Fusion **30**, 11 (1990).
- [3.2.3-16] N. Ohyabu *et al.*, Phys. Rev. Lett. **97**, 055002 (2006).
- [3.2.3-17] H. Yamada *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion **49**, B487 (2007).
- [3.2.3-18] R. Sakamoto *et al.*, Fusion Sci. Technol. **58**, 53 (2010).
- [3.2.3-19] M. Greenwald *et al.*, Nucl. Fusion **28**, 2199 (1988).
- [3.2.3-20] L. Giannone *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion **44**, 2149 (2002).
- [3.2.3-21] J. Miyazawa *et al.*, Nucl. Fusion **46**, 532 (2006).
- [3.2.3-22] H. Yamada *et al.*, Nucl. Fusion **43**, 749 (2003).
- [3.2.3-23] K.Y. Watanabe *et al.*, Fusion Sci. Technol. **58**, 160 (2010).
- [3.2.3-24] K.Y. Watanabe *et al.*, Nucl. Fusion **45**, 1247 (2005).
- [3.2.3-25] Y. Suzuki *et al.*, Nucl. Fusion **46**, L19 (2006).
- [3.2.3-26] S. Sakakibara *et al.*, Fusion Sci. Technol. **58**, 176 (2010).
- [3.2.3-27] S. Sakakibara *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion **50**, 124014 (2008).
- [3.2.3-28] S. Satake *et al.*, Plasma and Fusion Res. **3**, S1062 (2008).
- [3.2.3-29] C.D. Beidler *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion **43**, 1131 (2001).
- [3.2.3-30] M. Yokoyama and K.Y. Watanabe, Nucl. Fusion **45**, 1600 (2005) .
- [3.2.3-31] S. Murakami *et al.*, Nucl. Fusion **40**, 693 (2000).
- [3.2.3-32] R. Seki *et al.*, Plasma Fusion Res. **3**, 016 (2008).
- [3.2.3-33] R. Seki *et al.*, Plasma Fusion Res. **5**, 027 (2010).
- [3.2.3-34] E.J. Doyle *et al.*, Nucl. Fusion **47**, S18 (2007).

3.2.4 超伝導マグネット・低温システム

3.2.4.1 はじめに

ヘリカル型核融合炉FFHR-d1の基本設計では、現在のLHDとほぼ相似の磁場配位を採用しつつ、装置の大きさはちょうど4倍となり、トーラスに5周ずつ巻き付いた2本の超伝導ヘリカルコイルの主半径は15.6 mである。ヘリカルコイルと垂直磁場コイルを合わせた超伝導マグネットシステム全体の蓄積磁気エネルギーは160 GJに及ぶ。表3.2.4-1にFFHR-d1の超伝導マグネットシステムの主要諸元をLHDと対比して示す。FFHR-d1のマグネット設計は、LHDの製作実績と運転実績にもとづいて進めている。特にヘリカルコイルは巨大かつ複雑な一体構造であるとともに、25 A/mm²という高い電流密度を設定している。巻線導体には定格電流として100 kA級のものが要求される。コイル巻線の最内層における最大経験磁場は12 Tに至る。これにどのような超伝導線材と導体を適用し、どのようなコイル巻線と冷却方式を採用するかを選択することは重要課題である。現在の設計では、導体として以下の3種類を候補として挙げている。(1) 強制冷却方式CIC導体、(2) 間接冷却方式LTS導体、(3) HTS導体。ここで、CICはケーブルインコンジット(Cable-In-Conduit)、LTSは低温超伝導(Low-Temperature Superconductor)、HTSは高温超伝導(High-Temperature Superconductor)の略称である。以下では、これらの導体とコイル巻線や冷却などの検討について紹介する。また、ヘリウム冷凍機と低温分配システム、直流電源、電流リード、バスラインについても現状の検討を紹介する。マグネットには電磁力支持も重要な設計であり、これについては3.2.6節で述べる。

表 3.2.4-1 FFHR-d1 の超伝導マグネットシステムの主要諸元

	FFHR-d1	LHD
ヘリカルコイル主半径	15.6 m	3.9 m
ヘリカルコイル副半径	3.9 m	0.975 m
ヘリカルコイル起磁力	36.66 MA	5.85 MA
ポロイダルコイル OV 半径	22.2 m	5.55 m
ポロイダルコイル OV 起磁力	-19.88 MA	-4.08 MA
ポロイダルコイル IS 半径	—	2.82 m
ポロイダルコイル IS 起磁力	—	-0.97 MA
ポロイダルコイル IV 半径	7.2 m	1.8 m
ポロイダルコイル IV 起磁力	18.5 MA	4.26 MA
トロイダル定格磁場(磁気軸)	5.1 T	3 T
最大経験磁場	12.5 T	6.9 T
導体定格電流 HC / PC	100 kA / 100 kA	13 kA / 31 kA
磁気エネルギー	160 GJ	0.9 GJ

3.2.4.2 強制冷却方式 CIC 導体とコイル設計

超臨界圧ヘリウムを導体内部に強制流動することによって超伝導素線を直接冷却するCIC導体は、LHDの垂直磁場コイルに世界で最初に採用されて以降、近年の超伝導核融合実験装置で標準的に用いられている[3.2.4-1]。冷却安定性が高いこと、電磁力に強いこと、電気絶縁性能が高いこと、比較的安価に長尺導体を製造できること、等が特長である。

CIC導体を用いたヘリカルコイルの巻線構造や巻線方法については、以下のように検討を進めている[3.2.4-2,3]。まず導体は外径50 mmの円形とし、薄肉コンジットと中心チャネルを有する。超伝導素線には、 Nb_3Sn 線材あるいは Nb_3Al 線材を用いる。この導体をヘリカル形状に巻線して円形溝を有するインターナルプレートに収めていく。これは、ITER のトロイダル磁場コイル (TFC) のラジアルプレートと同様の発想である。巻線後のヘリカルコイルの断面構造を図3.2.4-1に示す。クエンチの発生時には速やかに電流を外部の遮断抵抗によって減衰させる必要があるため、コイルは多数のブロックに分割し、遮断時に発生する端子電圧を低減する。そのため各層に複数のコイルリードを設け、遮断電圧を10 kV程度となるようにする。

ヘリカルコイルを巻線する方法を確立することは、最重要な技術課題である。基本的にはLHDのヘリカルコイルの製作と同様に専用の巻線機を用意し、これをポロイダル方向およびトロイダル方向に周回することでヘリカル巻線を行う。導体は単長ごとに巻線機上に設置されたリールに巻き取り、そこから繰り出していく。LHDの場合は、銅ジャケットで構成された $NbTi$ 導体を用いて導体に塑性ひずみを与えることでヘリカル形状の加工を行ったが、 Nb_3Sn 線材あるいは Nb_3Al 線材を用いたCIC導体の場合に撚線部に塑性変形を与えるわけにいかない。そこで、これに代わる方法として導体の外形を円形とし、バネを引き伸ばすようにリールに巻き取った導体を繰り出し、最終的にインターナルプレートの円形溝に収めていく。この方法を図3.2.4-2に示す。リールへの導体供給は同じ直径を有した別のボビンから行い、このボビンにおいてまず導体の熱処理を行い、導体に過度のひずみを与えないようにリールに巻き取る。巻き取りの際の曲率半径をボビンおよびリールの2倍に留めておけば、導体に印加される最大曲げひずみは0.15 %程度と評価でき、弾性範囲内に収まる。ヘリカル形状への巻線を行う場合には振りひずみも問題となる。ヘリカルの巻線則から振りひずみを評価すると平均で0.3 %、最大で0.6 %に及ぶ。現在の知見において振りひずみが臨界電流に及ぼす影響

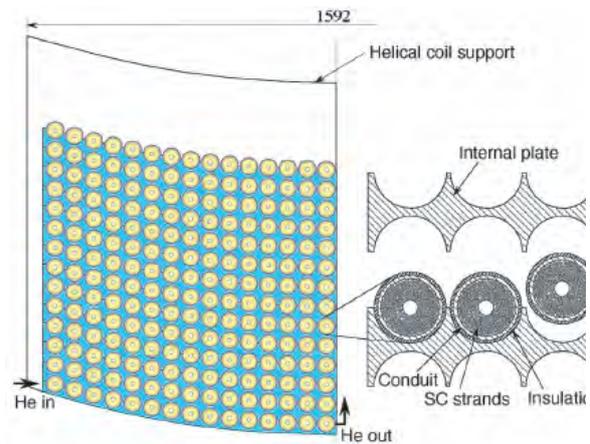


図 3.2.4-1 CIC 導体を用いた FFHR-d1 ヘリカルコイルの断面図。

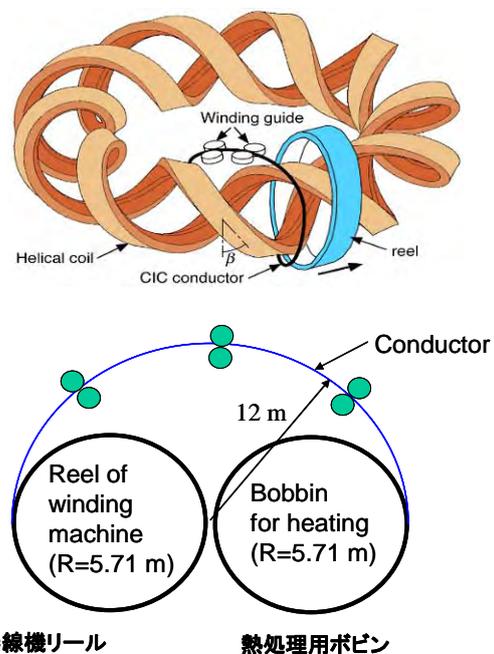


図 3.2.4-2 CIC 導体を用いた FFHR ヘリカルコイルの巻線方法の概念図。

は未解明である。通常の引張りひずみや圧縮ひずみに対して振りひずみによる臨界電流の低下は小さいレベルに留まると予想されるが、今後素線レベルの実験や解析によって明らかにしていく必要がある。巻線作業が完了した導体には、冷却時の熱収縮差に伴う熱ひずみ加わることになり、さらなる臨界電流の低下が懸念される。ここで、 Nb_3Al 線材は Nb_3Sn 線材と比べて耐ひずみ特性に優れている[3.2.4-4,5]。よって、巻線ひずみ加わるヘリカルコイルには Nb_3Al 線材の適用が好ましいと考える。一方、振りの効果によって逆に圧縮ひずみが一部開放される可能性もあるため、 Nb_3Sn の使用は今後も視野に入れる。

図3.2.4-1の断面でヘリカルコイルはレイヤー巻きされている。各巻線導体はトロイダル方向に1周した後、5つ先の位置に繋がる。すなわち、5条持ちの巻線方法をとる。これは、超臨界圧ヘリウム圧力損失の制限から導体の単位長を500 m以下に抑えるためである。CIC導体を用いたコイルを製作する場合、通常は巻線完了後にエポキシ系の樹脂を用いた含浸が行われる。このためにはコイル巻線全体を真空中で150 °C程度まで加熱して樹脂を巻線の隙間に均一に行き渡らせ、ゆっくりと硬化させる必要がある。これを一体もののヘリカルコイルに適用するためには開発研究が必要である。さらには真空含浸を行わずにコイルの剛性を確保する方式の検討も重要な課題と考える。

CIC導体を用いた超伝導コイルでは、導体内を流れる超臨界圧ヘリウムによって超伝導線を冷却する。これを安定に運転するには、流路あたりの温度上昇と圧力損失を一定範囲に抑える必要がある。ITER TFコイルはダブルパンケーキ巻であるため、最内層1周分のみが高い核発熱にさらされる[3.2.4-6]。これに対して、FFHR-d1のヘリカルコイルの場合にレイヤー巻を採用すると最内層は導体全長にわたり高い核発熱にさらされる。特にトラス内側で中性子遮蔽用スペースが限られ、核発熱が大きくなる。CIC導体を用いたコイルの冷却特性を評価する1次元数値計算コードを開発し、FFHR-d1のヘリカルコイルの冷却を評価した。計算対象としたCIC導体は外径50 mm、中心チャンネルの直径を15 mmとした。簡単のため中心チャンネルを1次元円管として超臨界圧ヘリウムはその中のみを流れると仮定し、導体長手方向の流体計算を行った。これは冷却条件として実際より厳しい仮定である。核発熱量はFFHR-d1を模擬してトラス内側部において1ピッチの15 %の長さで500 W/m³、それ以外で100 W/m³とした。ヘリカルコイルの導体1ターン(5ピッチ)の長さは157 mで、3ターンで1流路とすると流路全長は471 mである。流体計算に用いる基礎方程式として、連続の式、運動量保存則、エネルギー保存則を用いた。また圧力損失はDarcy-Weisbachの式で求め、管摩擦係数にはレイノルズ数によってHagen-Poiseuilleの式、Blasiusの式、Nikuradseの式の3式を使用した。さらに、定常状態を仮定し、エンタルピーの式と圧力の式を離散化して計算を簡略化した。超臨界圧ヘリウムの物性値計算にはHEPAK© Cryodata Inc.を用いた。計算で求められたヘリカルコイル最内層導体における超臨界圧ヘリウムの温度上昇、圧力損失を図3.2.4-3に示す。入口温度、圧力は、それぞれ4.5 K、0.6 MPaとしている。許容される温度上昇、圧力損失を1 K、0.1 MPaとすると、超臨界圧ヘリウムの質量流量が41 g/sから47 g/sまでの範囲でともに許容値以下となる。

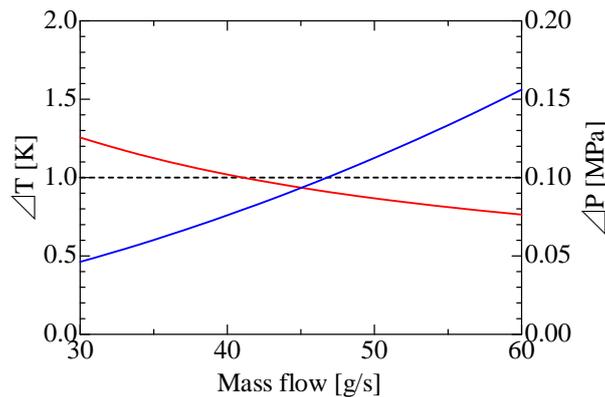


図 3.2.4-3 FFHR ヘリカルコイルの最内層の CIC 導体に供給する超臨界圧ヘリウムの流量と温度上昇、および圧力損失の関係。

3.2.4.3 間接冷却方式 LTS 導体とコイル設計

上述のようにCIC導体は多くの優れた特長を有する一方、いくつかの課題も抱えている。原型炉の次に多数の実用炉を建設することまで視野に入れるならば、より簡素なコイルとそのための導体方式を模索することも重要である。この意味で間接冷却方式のコイル構造を提案し、最適な導体開発を行っている[3.2.4-7,8]。間接冷却方式ではCIC導体のように導体内部に冷媒を流すことはせず、巻線の中に冷媒を通す冷却パネルを設け、そこからの熱伝導によってソリッド導体を冷却する。コイル巻線は電流パスと冷却パスを独立して設計することが可能であり、冷却配管構造を簡素化しコイル構造の最適化を図ることができる。

FFHR-d1のヘリカルコイルに必要とされる電流容量100 kA級のLTS間接冷却導体として、図3.2.4-4の製造法を考えている。ここで提案する新型導体ではCIC導体と比較して超伝導素線の熱ひずみを低減することが可能であり、 Nb_3Al 線材だけでなく実績の大きい Nb_3Sn 線材を選択することができる。例えば、大容量化のため Nb_3Sn 線材のラザフォード型ケーブルを製作し、これを複数本転位させる構造とする(図3.2.4-5)。この構造を採用することで素線の規則正しい転位を行うことができ、CIC導体のバンドル構造において観測されるような素線間の撚り乱れによる長時定数の結合損失や電流偏流を回避できる。さらに機械的強度を高めるため、熱処理した撚線をアルミニウム合金製のジャケットの中に収めるという新しい製造工程を提案する。これを「リアクト&ジャケット(R&J)法」と呼ぶ。アルミニウム合金を用いるのは、核発熱を除去するためジャケットに高い熱伝導率が求められるためであり、4 Kレベルで熱伝導率の低いステンレスを用いることは難しい。ただし、アルミニウム合金の融点が Nb_3Sn の熱処理温度に近い場合、ステンレスジャケットを用いるCIC導体のようにジャケット複合化を行った後に導体全体を熱処理することはできない。そこで、予め熱処理を施した撚線をジャケットに収めるという方法を採用する。その際、摩擦撹拌接合によってジャケット部材を接合することで、撚線にダメージを与えることなく複合化を行うことが可能となる(図3.2.4-5)。R&J法ではジャケットを300 Kで複合化するため、熱収縮差によって Nb_3Sn に発生する圧縮ひずみを低減でき、これを実際の導体開発において確認している[3.2.4-8]。FFHR-d1のヘリカルコイル用

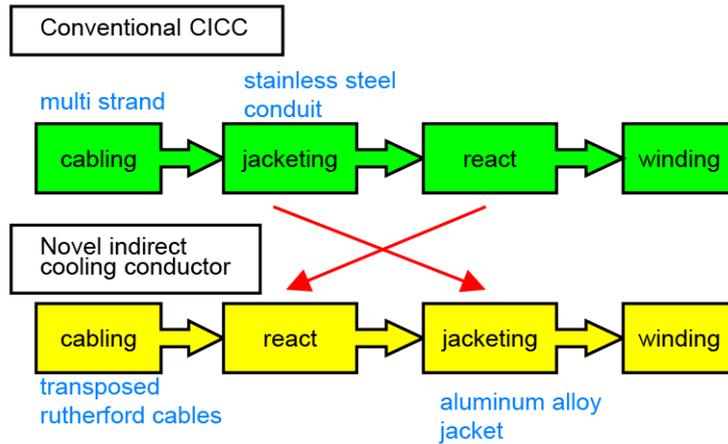


図 3.2.4-4 LTS 間接冷却導体と CIC 導体の製造工程の比較。

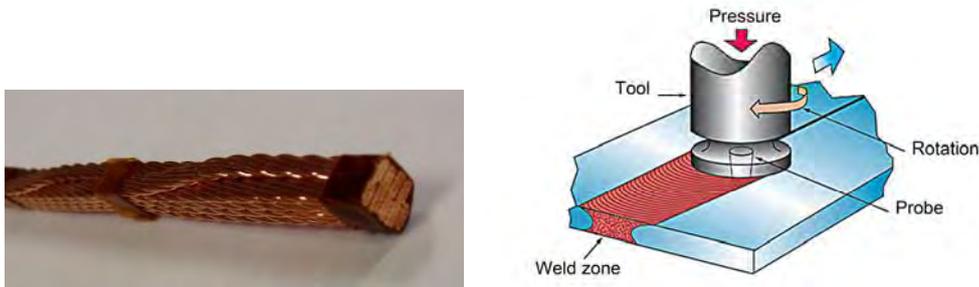


図 3.2.4-5 LTS 間接冷却導体に用いる Nb₃Sn 線材を用いたラザフォードケーブルを転位集合した撚線(左)とアルミニウム合金ジャケットの摩擦攪拌接合概念図(右)。

導体として要求される定格電流は100 kAである。LTS間接冷却導体の場合、安定性を確保する観点から臨界電流としては定格電流の2倍程度が必要となる。そこで、導体の臨界電流を200 kAと設定する。導体サイズより電流密度として80 A/mm²の高臨界電流密度(導体平均)が必要であることを意味し、重要な開発課題である。現在進めている100 kA級LTS間接冷却導体の断面設計例を図3.2.4-6に示す。

LTS間接冷却導体を用いる場合の巻線の最適な冷却方法を検討する必要がある。図 3.2.4-7に構造を示す。間接冷却では冷却パネルに二相流ヘリウム等の冷媒を流し、導体は冷却パネルからの熱伝導によって冷却する。巻線の2層ずつに冷却パネルを挿入すると、全ての導体の1辺が必ず冷却パネルに接することになる。FFHR-d1の設計ではトラス内側で中性子遮蔽用スペースが限られるため、この部分のヘリカルコイル最内層における核発熱が500 W/m³と厳しくなる。導体内部の核発熱は絶縁物を介して冷却パネルによって冷却される。絶縁物の熱伝導率はアルミニウム合金に対して2桁以上小さいため、ここでの温度勾配が導体の温度上昇を決定する。ステンレスと絶縁物では熱伝導率が1桁も違わないため、ジャケットにステンレスを使うとジャケットでの温度勾配が無視できない。絶縁物の温度勾配は1次元の熱伝導方程式から簡易的に計算できる。導体体積当たりの核発熱量を500 W/m³、絶縁物の厚さを1 mm、絶縁物の熱伝導率を0.05 W/m-K、導体単位長さ当たりの冷却表面積を0.1

m²とした場合、温度勾配は0.25 Kとなる。これに対し導体内部の金属部の温度勾配は0.2 Kを超えることはない。Nb₃Sn線材にとって0.3 Kの温度マージンを与えることは実用的に可能である。しかし尤度が小さいことは確かであり、熱伝導率の高い絶縁物の開発や絶縁物を薄くする設計が必要である。その一例としてセラミックス絶縁被膜の可能性を検討している。一方、冷却パネルと絶縁物との界面熱抵抗も重要な課題である。固体間接触では接触熱抵抗の推定が難しく、不慮の温度上昇をもたらす可能性がある。そこで、冷媒を直接絶縁物に接触させる冷却パネルも検討している。

上述のように、核発熱が存在する条件においてLTS導体を間接冷却で用いた巻線構造を成立させるためには、導体のジャケットにアルミニウム合金を用いることが必要である。

この場合、ジャケットにステンレスを用いるCIC導体の場合と比べて導体の機械強度が下がる懸念があるが、実際には同程度である。これは、CIC導体の場合に撚線バンドルの機械強度が全く期待できないのに対して、LTS間接冷却導体の場合には撚線に長手方向の引張強度が期待できるためである。導体断面方向の圧縮に対しても、低融点金属を充填材として空隙を埋めることで一定の強度が期待できる。FFHR2m1に対する構造解析では、巻線部および冷却パネル部の最大応力が169 MPaおよび269 MPa、巻線部のフープ力による最大引張ひずみが0.185 %と計算された[3.2.4-9]。これらはすべて許容できるレベルとなっている。

核融合炉用マグネットにLTS間接冷却導体を適用するにあたっては、冷却安定性の評価とこれを考慮した巻線構造の検討が極めて重要な課題として挙げられる。LTS間接冷却の場合、導体が電磁力によって数μm動くとも摩擦発熱によって常伝導部が発生し、コイル全体のクエンチに至ることが懸念される。このため、巻線が絶対に動かないような強固な固定が必須である。この問題に対する検討については今後の研究課題である。

3.2.4.4 HTS導体とコイル設計

FFHR-d1のマグネットに、HTS導体の適用も検討している[3.2.4-10-13]。用いる線材として、イットリウム(Y)系線材の適用を考えている。Y系線材は、「第二世代HTS線材」とも呼ばれる。

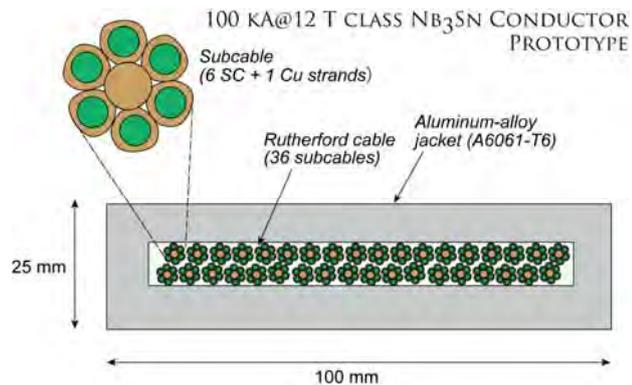


図 3.2.4-6 100 kA 級 LTS 間接冷却導体の断面構造。

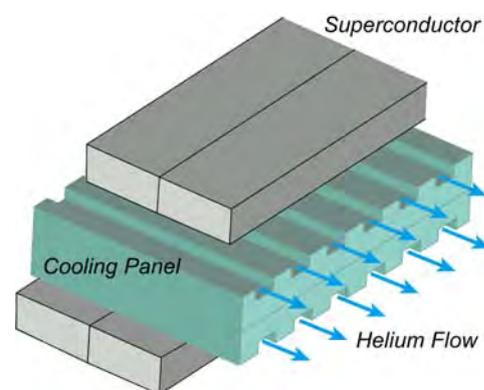


図 3.2.4-7 冷却パネルの構造。

希土類元素としてYを用いる場合、 $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_y$ はYBCOと表記されるが、YをガドリニウムGd等の他の希土類(Rare Earth)元素に置き換えた線材等も開発されているため、REBCOと称されることもある。「第一世代」のビスマス系線材より磁場中での臨界電流特性に優れているため、各種の電力機器をターゲットとして急ピッチで開発が進められている[3.2.4-14]。特に、小型で大出力の超伝導モータやトランスなど、輸送機器への期待も大きい。Y系線材では基材にニッケル合金が用いられるため、従来の超伝導線材と比べて機械的強度が圧倒的に高く(ハステロイは引張強度1 GPa以上)、強大な電磁力を受ける高磁場コイルへの適用も有望である。

トカマク方式の原型炉の設計研究において、HTS導体を用いたコイル設計オプションは10年以上前より提示されている。代表的には米国のARIES-AT[3.2.4-15]と日本のVECTOR[3.2.4-16]がある。いずれも幅広の大電流YBCO導体を用いた設計である。これら先駆的な研究において、コイル巻線を間接冷却とするオプションも考えられた。これは、HTS導体では導体自体の比熱が高いことによりクエンチする可能性が低く、極めて安定なコイルを実現できるからである。液体ヘリウム温度4 Kでは金属自体の比熱が小さく、導体の比熱はヘリウムで保証される。これが、CIC導体が超臨界圧ヘリウムによって直接冷却される理由である。これに対して、温度が20 Kを超えると金属の比熱がヘリウムを上回る。運転温度20 Kにおいて許容温度上昇を10 Kとすると、許容発熱は $2 \times 10^6 \text{ J/m}^3$ となる。これは、 Nb_3Al 線材を用いた超臨界圧ヘリウム冷却のCIC導体と同等である。巻線導体がクエンチする原因として最も重要なのは導体が電磁力によって局所的に動く機械擾乱である。擾乱量より、例えば磁場10 T、電流密度 40 A/mm^2 では許容される移動距離は5 mmとなり、通常のコイル巻線では起こり得ないレベルである。

Nb_3Sn や Nb_3Al 等のLTS線材を用いて大電流大型導体を作るにあたっては、次に挙げる3つの原則がある。(1)線材の素線に極細多芯線を用いること、(2)素線を撚り合わせること、(3)撚った素線をトランスポートすること。これらはLTS線材において問題となる磁氣的安定性と冷却安定性を保証するために必ず必要なことであるが、このためにLTS線材は多数のフィラメントから構成されるとともに、ツイストや撚りを入れるために外形が細い丸線形状となっている。HTS線材を用いた導体の考案においても、現在のところ一般にはこの基本を守ることが絶対と認識されている。しかしながら、これはフィラメント構造を有し丸線形状を持つBi-2212線材でのみ容易に適用可能であり、Y系線材の場合、テープ形状でフィラメント構造もないため極めて難しい課題となる。そこで、Y系線材を用いた導体においても擬似的にこの基本を踏襲するような構造の導体開発が欧米を中心に行われている。代表的なものとして次の3種類がある。一つはドイツのカールスルーエ工科大学を中心に開発が行われているRoebel導体である[3.2.4-17]。この導体ではテープ形状のY系線材をパンチングで切り欠くことでミアンダー形状に加工し、これを順次撚り合わせてトランスポートを入れる。テープ線材を幅方向にできるだけ細かく分割してRoebel導体を構成し、さらにこれを多数本組み合わせるラザフォードケーブルとして温度77 Kで20 kA級の導体とする試作も行われている。一方米国では、マサチューセッツ工科大学において積層した線材全体を捻るtwisted-stack型導体が提案されており、これを1本の素線として多数本を集合して大容量CIC導体を構成することも提案さ

れている[3.2.4-18]。また、NISTでは銅のフォーマの周りにY系線材を巻き付けることで大電流導体を構成するConductor on Round Core (CORC) 導体が提案されている[3.2.4-19]。

これらの導体ではいずれもテープ線材が複雑な構造を持ち、製造が難しくコストも高くなる。さらに導体の機械強度にも問題がある。HTS導体は比熱によって高い冷却安定性が保証されるため、磁氣的不安定性や電流偏流があまり問題にならない。よって、これらの対処を基本とするLTS導体とは別の発想も可能である。そこで、テープ形状の線材に撚りや転位構造を設けず単純に積層して導体を作することを提案

している。こうすると製造が簡単でコストも低減でき、機械強度の高い導体製造が可能である。後述のように接続が容易という利点もある。図3.2.4-8にこの発想をもとにした大電流HTS導体の設計例を示す。ステンレス製ジャケットの中心にY系テープ線材を単純に積層して配置し、周りに安定化銅を入れた構造としている。線材間は機械的に接触させるだけでも良いが、半田含浸することも可能である。いずれの場合も膜状の超伝導層が高強度の基材から剥がれやすいという問題を回避できる。一方、導体の外径を丸型とすることでヘリカル形状への加工を容易にすると同時に線材方向を磁場方向に合わせて調整することも可能となり、線材特性の磁場異方性を回避し、高い臨界電流を確保でき、交流損失の低減も図れる(図3.2.4-9)。同様の発想は、LTSコイルにおいて実際に用いられた例がある[3.2.4-20]。巻線間には冷却パネルを入れてガスヘリウムで冷却し、導体はそこからの熱伝導によって冷却する。冷却パネルを入れる間隔は核発熱と許容される導体の温度上昇を考慮して決める。HTS導体オプションとして間接冷却方式を用いた場合、ヘリカルコイルの冷却について、LTS導体オプションと同様に核発熱に対する温度上昇を評価した。核発熱 500 W/m^3 、伝熱距離 0.05 m の場合、HTS導体では温度上昇を 10 K まで許容すると導体全体の実効熱伝導率が 0.0625 W/m-K 以上あれば成立することになる。温度 20 K で絶縁被覆の熱伝導率を 0.25 W/m-K で与えると、ジャケットにステンレスを用いた場合(熱伝導率 2

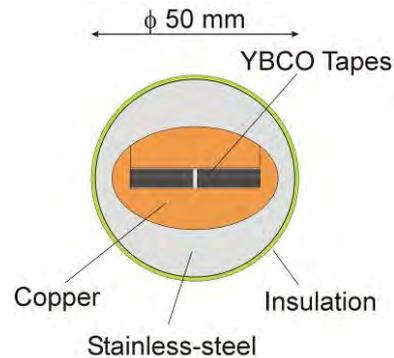


図 3.2.4-8 100 kA 級 HTS 導体断面案 (丸形状、外部絶縁方式)。

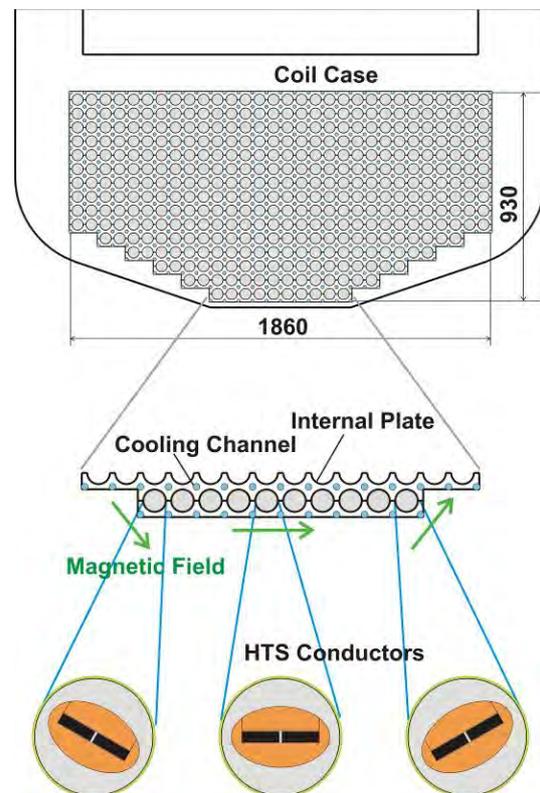


図 3.2.4-9 100 kA 級 HTS 導体 (丸形状、外部絶縁方式) を用いたヘリカルコイル巻線の断面構造 (レイヤー巻き)。

W/m-K)でも実効熱伝導率は1 W/m-K以上となる。よって、核発熱が10倍の5 kW/m³まで上がったとしても成立する。ジャケットにアルミニウム合金(熱伝導率50 W/m-K)を使えばさらに余裕ができる。すなわち、LTS導体と比べて圧倒的に大きい核発熱まで耐えられることを意味する。

図3.2.4-9に、現行案におけるヘリカルコイル断面と導体断面を示す。導体は丸形状で、ステンレス製の層間プレートに溝にはめ込んで巻線する。これは、CIC導体オプション(図3.2.4-1)と同じである。ヘリカルコイルの層間プレートをヘリウムガスで冷却し、導体はそこから熱伝導で冷却する。導体の周囲はガラス繊維エポキシ系の絶縁材で巻き、層間プレートの溝とのわずかな隙間もエポキシ樹脂で埋める。このため、巻線後にコイル全体を150°C程度まで加熱し、真空引きしながらエポキシ樹脂を含浸させる。これは、ITERのTFC(高さ13 m、幅9 m)でも用いられる方法であるが、FFHRではヘリカルコイルの直径が30 mを越えるとともに複雑な3次元形状であるため、コイル全体の温度を均一に上げ、エポキシ樹脂を隙間なく含浸するのは相当な技術開発を要する。そこで、この課題を解決(回避)するため、新たな導体と巻線構造として図3.2.4-10と図3.2.4-11を提案する。導体内部に電気絶縁材を設け、外部をステンレスジャケットのむきだしとしている。ジャケット四隅の角を丸めて長手方向のチャンネルとし、ヘリウムガスを流して冷却する。この方法では真空含浸が不必要となるため、エポキシ樹脂のはがれによる冷却効率の劣化の恐れがなく、高い安定性(低いクエンチリスク)を保證できる。また、隣り合う導体のジャケット同士を溶接等で連結することで、層間プレートを用いる場合以上に高い機械強度が保證できる。これにより真空含浸を回避でき、大幅な工程短縮も期待できる。

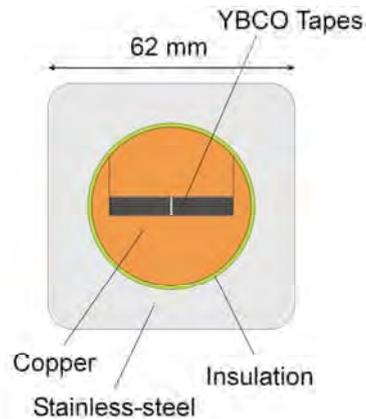


図 3.2.4-10 100 kA 級 HTS 導体断面案(角形状、内部絶縁方式)。

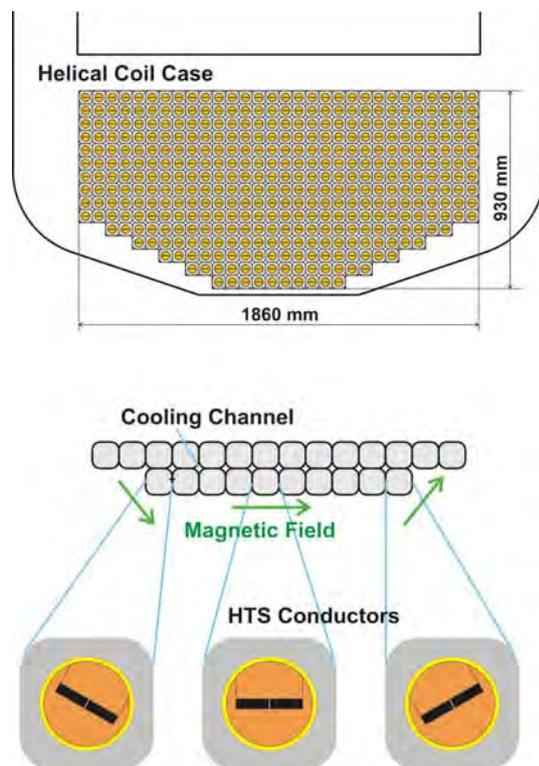


図 3.2.4-11 100 kA 級 HTS 導体(角形状、内部絶縁方式)を用いたヘリカルコイル巻線の断面構造(パンケーキ巻き)。

FFHR-d1の運転においてヘリカルコイルは定常であるが、垂直磁場コイルは立ち上げ時にプラズマ圧力の上昇に応じたフィードバック制御を行う必要があり、電流変化を伴う。そこで、導体内の線材間の電流偏流と交流損失を抑える目的でRoebel型の転位構造を導体の一部に使用することも検討している。このための方法として、線材の一部を半田接続によってミアンダー形状とする[3.2.4-21]。この方式では接続部におけるジュール発熱を交流損失やその他の発熱要因に対して小さくすることができれば、準超伝導導体として成立させることができ、必要に応じてオンデマンドで適用可能である。これをRoebel-MITO (Meandering for Inter-Transposition Optimization) 導体と名付けた。

電磁力によるコイルの応力についても検討している。3次元構造を持ったヘリカルコイル巻線に働く電磁力の評価は難しい課題であるが、LTS間接冷却導体を用いた場合と同様、等価的な半径を仮定した円柱ソレノイドコイルのモデルとして解析計算および有限要素法数値計算を行っている。FFHR2m1に対して、Von Mises応力として巻線導体の部分で最大400 MPa、ステンレスのコイル容器部分で最大500 MPaと評価され、許容レベルと判断している[3.2.4-10,12]。

ヘリカルコイルにLTS導体を使う場合は、巻線機を用いて連続的な巻線作業を行うことになる。巻線機の外径は約50 m、高さは約30 mと予想される。これは技術的には製作可能であるが、特に工程の観点から厳しいものがある。LHDではヘリカルコイルの巻線作業に昼夜連続で1年半かかった。これを単純に4倍したとしても6年を要する。さらに、LHDでは巻線作業は本体と別に設置したクリーンルームで行い、完了後に全重量450トンでクレーンで移動し、並行して製作しておいた下部電磁力支持構造物と下部垂直磁場コイルの上に設置した。FFHR-d1ではヘリカルコイルの重量が1万トンを超えるため、クレーンで移動することができない。このため、当初から本体位置で全作業を行うことになり、巻線機の設置が難しいだけでなく、先に下部コンポーネントを製作しておく必要があるなど、装置全体の建設に相当の年数がかかると予想される。そこで、ヘリカルコイルをセグメントに分けて製作し、現地で機械的に接続するという方法が考えられる。これは、1980年代から提案されているものであり[3.2.4-22]、万一本コイルの一部に不具合が生じたときに補修できるようにコイルを着脱可能にする発想に基づいている。当時唯一の実用超伝導線材であったNbTiを対象として検討されたが、機械的接続部における発熱が液体ヘリウムへの熱負荷として大きすぎて成立しないと結論された。その後、2000年代に入りHTS線材を用いて類似の提案がなされ、運転温度を20 K以上とすることで熱負荷の問題を回避できることが示された[3.2.4-23]。しかしながら、400本を超える巻線導体を同時に接続することは現在の技術では難しい。そこで、コイルセグメント同士の接続ではなく1本ずつの導体セグメント同士を接続していく巻線方法(図3.2.4-12)を新たに提案した[3.2.4-12]。テープ形状のYBCO線材を導体端部において階段状に配置することで低抵抗接続が可能である。テープ線材同士の接続には半田を用いる方法[3.2.4-24]と機械的に接続する方法が考えられる。機械的接続方法は、東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻橋爪研究室との一般共同研究(代表:伊藤 悟)によって開発され、30 MPaを越える十分な応力がかかることで半田接続と同等の接続抵抗まで下げられる結果が得られている[3.2.4-25]。100 kA級導体の場合、10 mm幅YBCO線材45枚を用いることを想定し、各

線材で50 mmごとに接続する。機械接続の場合、接続抵抗率として $10^{-11} \text{ n}\Omega\text{m}^2$ が単線での測定で得られており、導体の1接続箇所あたりの抵抗は1 n Ω となる。ヘリカルコイル全体について接続箇所は8000におよぶため、100 kAの通電を行うと全体で約80 kWの発熱となる。これを冷却するのに必要な電力は約5 MWと概算される。LTS導体オプションの場合に想定される冷凍機全体の必要電力は20-30 MWであるため、これは十分に許容範囲である。導体のジャケット間は摩擦攪拌接合等を用いて溶接することを考え、本来の導体と同等の機械剛性を確保する。

3.2.4.5 冷凍機・低温分配システム

FFHR-d1の超伝導マグネットには現状3種類の導体と冷却方式の候補があるため、選択に応じて必要となる冷凍機の温度や流量、冷却パワー等の仕様には大きな幅が考えられる。このうちCIC導体オプションが最も冷却パワーが大きくシステムが複雑になると考えられるため、冷凍機をこれに合わせて設計しておくことが肝要であろう。これはITER用に設計されている65 kW@4.5 Kの冷却系[3.2.4-31]の延長であるが、核融合原型炉や商用炉のシステムの構築まで考えると、さらなる効率向上が求められる。具体的には、冷媒供給量の最適化と熱負荷変動の吸収方法である。さらに、冗長化やメンテナンス方法(期間と法律含む)、放射線対策(冷却ループの切り離し、区分分けと不純物の放射化対策)などが研究課題として挙げられる。プロセス制御や効率の向上のためにNIFSで開発したシミュレータC-PRESTやITERで使用されているEcosimPro等を利用したダイナミックシミュレーション研究を進めている[3.2.4-32,33]。ITERやKSTAR[3.2.4-34]では、冷却系が1次系(コイル側)と2次系(冷凍機側)に分けられ、1次系は循環ポンプを使用した閉ループで運転が行われる。1次系の熱負荷の変動が2次系に直接影響しないための対策であるが、その有効性についてはダイナミックシミュレーションにより検証が行われており、建設完了後プラズマ実験が行われて最終確認される。放射線管理については1次系と2次系に分かれているため運転期間中は管理区域の分離を考えやすいが、メンテナンス期間にはヘリウムガスを回収する必要があるため管理区分を明確にすることが必要である。LHDでは冷凍機から直接コイル系を冷却しているが、これはヘリカル型特有の超伝導コイルの静的運転のおかげで熱負荷変動が小さいために可能な方法である。FFHR-d1では様々な状況に対して熱負荷を検討しておく必要がある。放射線管理の観点からはITER等と同様に系統を分けた

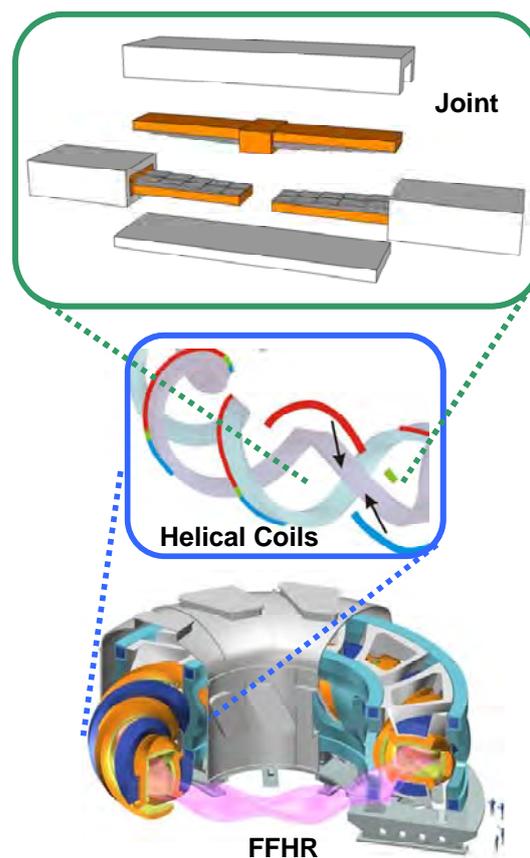


図 3.2.4-12 ヘリカルコイルの HTS 導体接続方式による巻線方法の概念図。

システムとするのも良い。今後の検討課題である。

3.2.4.6 バスライン・電流リード

超伝導マグネットと電源を結ぶためにバスラインと電流リードが用いられる。バスラインにはLHDに採用されたのと類似のフレキシブル超伝導バスラインを採用することが考えられる。LHDではバスライン9系統の平均長は55 mであり、定格電流容量は32 kAである。プロトタイプで40 kAまでの試験を行っており、運転電流に対して大きな尤度を有する[3.2.4-35]。これまでの15年の運転において大きなトラブルはなく、高い信頼性を実証してきた。FFHR-d1では、電流値は定格100 kA級となる。LHDに用いたNbTi線材に代えてHTS線材やMgB₂線材の適用を想定する。ITERでは、フレキシブルではないフィーダーシステムを採用している(約30 m、30系統)。熱収縮の吸収方法や導体の接続方法に若干の開発要素を残すが、課題を克服するよう準備が行われている。この方式はFFHR-d1にも適用可能であり、コイル導体にCIC導体を用いるオプションの場合は同じ導体をフィーダにも使用できる。導体接続部の構造や熱収縮の吸収方法、熱侵入の低減等を考慮した設計が可能である。電流リードは、すでにITER用に定格電流68 kAのHTS電流リードが開発されており、技術的な完成度は高い。ITERのTFコイル用HTS電流リードは全長が3.71 mで、DC 30 kVの電気絶縁性能で設計されている。HTS線材の高温端温度は65 Kで設計され、プロトタイプ試験で65 Kの臨界電流80 kA以上、68 kAの臨界温度80 K以上が確認されている。定格電流で寒冷停止時の最大許容時間は380秒であった。HTS線材はBi-2223である。TFコイル用HTS電流リードでは臨界電流140 Aの線材を使用し、並列数を2割程度減少した設計を進めている。ITER用68 kA電流リードの研究開発状況を勘案すれば、FFHR-d1に適用するにあたって大きな課題はないと考えられる。

3.2.4.7 超伝導コイル励磁電源

FFHR-d1の超伝導コイルは定常時運転に直流磁場のみを生成する。従って、電源は主に低電圧大電流の直流電源となる。

LHD型の磁場配位ではヘリカルコイルと垂直磁場コイルの生成する磁場の相互作用によりヘリカルコイル大半径方向の積算フープ力が相殺されるという特徴を有し、構造材の削減に寄与している。この特性を担保するにはコイル間の電流比率を一定に保つ必要がある。そこで全コイルを直列接続して単一電源により励磁する方法が適している(図3.2.4-13)。超伝導コイルは十分な安定性をもって設計されるが、常伝導転移などの異常が生じた場合

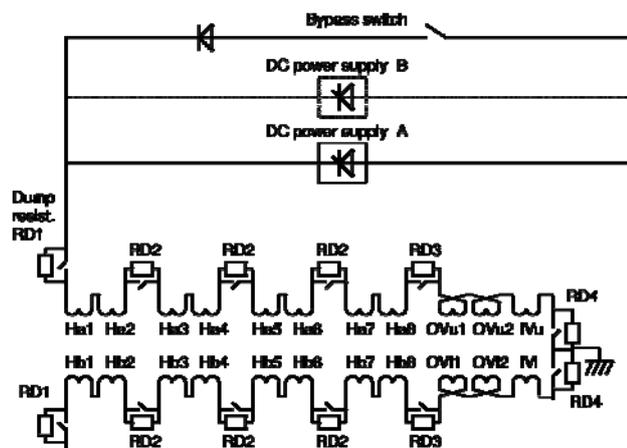


図 3.2.4-13 全コイルを直列接続した励磁回路構成。

には速やかかつ安全に蓄積エネルギーを放出する必要がある。エネルギーの放出は放電抵抗によるが、その際にコイル間の電流バランスが崩れないことが望ましく、保護回路も励磁回路に直列に入っている。保護抵抗と並列に短絡スイッチが配置され、異常時には全スイッチを開放することにより電流を保護抵抗に転流して減衰させる。スイッチの開放タイミングが異なった場合でも各コイルの電流は常に等しいことが保障される。保護回路の設計ではコイルの絶縁強度から対地電圧5 kVを上限としている。放電抵抗を適切に分散しコイル間に配置することで、コイルの端子電圧は大地電位を中心に左右均等に配分できる。本構成では開放スイッチが不動作の場合には対地電圧のバランスが崩れる。このため、開放スイッチを多重化して遮断失敗を防止する必要がある。

FFHR-d1の超伝導コイルは定常運転が基本であるが、自己点火に至るまでの過程では磁気軸制御が必要となる。このために垂直磁場コイルの電流を制御しなければならないが、これを行うと全コイル直列接続による起磁力の平衡が崩れる。そこで、超伝導コイル群を定常磁場生成のための主コイル群と磁気軸制御のための制御コイル群に分割し、それぞれを直列接続する方法を検討している[3.2.4-36]。現状は、LHDのインダクタンス行列を用いて本制御方法を検証した。通電電流は定常磁場を生成する主電流と磁気軸移動に必要な制御電流成分に分解し、各コイルにおいて主電流と制御電流が等しくなるようにコイル巻数を調節する。巻数設定にあたっては、主コイル群はヘリカルコイルの電流を、制御コイル群は外側垂直磁場コイルの電流を基準にした。主コイルにより磁気軸3.55 m、磁気軸上磁場強度2.7 Tに設定した後、磁気軸を3.6 mまで移動するのに必要な電圧の時間積および必要な電源設備容量を求めた。計算から主コイル電源は制御コイル電源と比較して低い電圧となることがわかった。また、主コイル群の電圧を0にした場合でも若干の磁場低下を許容すれば磁気軸制御が可能であることもわかった。コイル群を分割しない方法で制御した場合、5秒間で磁気軸掃引するのに必要な電源総容量は約2.4 MVAとなる。コイル群を分割して電源を統合する場合は最低140 kVAとなり、電源容量を6 %まで低減できることがわかる。

3.2.4.8 まとめ

ヘリカル型核融合炉の超伝導マグネットと低温システムについて、現在の概念設計をまとめた。マグネットについては、3種類の導体および冷却方式について検討を進めている。強制冷却方式のCIC導体、間接冷却方式のLTS導体、HTS導体である。現時点では、HTS導体が有力候補となっているが、それぞれに一長一短があり、最終的にどの方式を選択するかは今後の設計検討の進展と導体R&Dの結果を見て判断することになる。冷凍機、バスライン・電流リード、電源については必要な技術が成熟しており、マグネットの詳細設計が決まればそれに応じて具体的な工学設計に取りかかることが可能と判断される。

参考文献

- [3.2.4-1] 安藤俊就, 低温工学39, 383 (2004).
- [3.2.4-2] S. Imagawa, A. Sagara and Y. Kozaki, Plasma Fusion Res. 3, S1050 (2008).
- [3.2.4-3] S. Imagawa et al., Nucl. Fusion 49, 075017 (2009).

- [3.2.4-4] N. Koizumi, T. Takeuchi and K. Okuno, Nucl. Fusion 45, 431 (2005).
- [3.2.4-5] T. Takeuchi et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. 15, 3372 (2005).
- [3.2.4-6] ITER, Plant Description Document, 2.14 Nuclear Assessment (2001).
- [3.2.4-7] K. Takahata et al., Fusion Eng. Des. 82, 1487 (2007).
- [3.2.4-8] K. Takahata et al., Cryogenics 51, 397 (2011).
- [3.2.4-9] H. Tamura et al., Plasma and Fusion Res. 5, S1035 (2010).
- [3.2.4-10] G. Bansal et al., Plasma and Fusion Res. 3, S1049 (2008).
- [3.2.4-11] N. Yanagi et al., Plasma Fus. Res. 5, S1026 (2010).
- [3.2.4-12] N. Yanagi et al., Fusion Sci. Technol. 60, 648 (2011).
- [3.2.4-13] N. Yanagi et al., to be published in IEEE Trans. Appl. Supercond.
- [3.2.4-14] Y. Shiohara et al., Physica C 468, 1498 (2008).
- [3.2.4-15] F. Dahlgren et al., Fusion Eng. Des. 80, 139 (2006).
- [3.2.4-16] T. Ando, S. Nishio and H. Yoshimura, IEEE Trans. Appl. Supercond. 14, 1481 (2004).
- [3.2.4-17] W. Goldacker et al., Supercond. Sci. Technol. 22, 034003 (2009).
- [3.2.4-18] M. Takayasu, Supercond. Sci. Technol. 25, 014011 (2012).
- [3.2.4-19] D.C. van der Laan, Supercond. Sci. Technol. 22, 065013 (2009).
- [3.2.4-20] T. Mito et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. 17, 1973 (2007).
- [3.2.4-21] N. Yanagi et al., Physics Procedia 27, 444 (2012).
- [3.2.4-22] K. Uo et al., Proc. 14th SOFT 1727 (1986).
- [3.2.4-23] H. Hashizume et al., Journal of Plasma Fusion Res. SERIES 5, 532 (2002).
- [3.2.4-24] Y. Terazaki et al., Plasma Fus. Res. 7, 2405027 (2012).
- [3.2.4-25] S. Ito et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. 22, 6400204 (2012).
- [3.2.4-26] T. Mito et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. 20, 2023 (2010).
- [3.2.4-27] K. Natsume et al., Cryogenics 51, 309 (2011).
- [3.2.4-28] T. Mito et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. 21, 2470 (2011).
- [3.2.4-29] K. Natsume et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. 22, 4703904 (2012).
- [3.2.4-30] T. Mito et al., to be published in IEEE Trans. Appl. Supercond. 23.
- [3.2.4-31] D. Henry et al., Adv. Cryo. Eng. 55, 676 (2010).
- [3.2.4-32] R. Maekawa et al., IEEE Trans. Appl. Super. 22, 4704004 (2012).
- [3.2.4-33] R. Maekawa et al., Cryogenics 45, 199 (2005).
- [3.2.4-34] C. H. Choi et al., Fusion Eng. Des. 81, 2623 (2006).
- [3.2.4-35] S. Yamada et al., IEEE Trans. Magn. 32, 2422 (1996).
- [3.2.4-36] H. Chikaraishi et al., Plasma Fusion Res. 7, 2405051 (2012).

3.2.5 増殖ブランケット方式および放射線遮蔽体

3.2.5.1 ブランケット方式および遮蔽体材料の検討 [3.2.5-1]

FFHR-d1概念設計における増殖ブランケット方式および放射線遮蔽体材料の選択について、中性子工学設計の観点からの検討を実施した。FFHR-d1においては炉心プラズマがトーラスの内側(インボード側)に寄ることから、インボード側のブランケットおよび放射線遮蔽体の厚みを薄くする必要がある。この制約下で発電を実証するために、(1) 1.0より十分に大きなトリチウム増殖比(TBR: Tritium Breeding Ratio)の確保、および、(2) 30年程度の運転を可能とする超伝導マグネットに対する放射線遮蔽、をブランケット方式および遮蔽体材料選択における条件とした。特に、インボード側のブランケットおよび放射線遮蔽体の厚みは、炉サイズや磁場強度、蓄積磁気エネルギー等の主要設計パラメーターを決定づける主要因の一つであり、炉心プラズマ、マグネット、炉内機器、設計統合タスクグループとの間で整合性を議論しながら決定した。

FFHR-d1における増殖ブランケット方式および遮蔽体材料の検討では、図3.2.5-1に示すような単純トーラス体系における中性子・ γ 線輸送計算をモンテカルロコードMCNP-5[3.2.5-2]および核データライブラリJENDL-3.3[3.2.5-3]を用いて実施した。FFHR-d1では、インボード側(トーラス内側)の約15%がブランケットを薄くする領域となる。検討の結果、インボード側については放射線遮蔽機能に重点を置き、プラズマに面して15cm厚のトリチウム増殖ブランケットを設置し、その後段に、高速中性子の遮蔽性能にすぐれたWC(炭化タングステン)遮蔽体を厚み55cmで置くこととした。それ以外の部位については、60cm厚のトリチウム増殖ブランケットを設置し、その後段に、従来のFFHRシリーズと同様に、フェライト鋼+B₄C(炭化ホウ素)遮蔽体を60cm厚以上の厚みで設置する。WCは重量密度の大きさの観点からインボード側のみに設置することとした。

この体系において、各種液体トリチウム増殖ブランケット候補のトリチウム増殖比(TBR)を計算した結果を図3.2.5-2に示す。この増殖比は炉心プラズマが完全に増殖ブランケットに覆われ、体系からの中性子の漏えいを考慮していない計算結果である。実際の3次元体系において増殖ブランケットがプラズマを覆うカバー率を0.85程度[3.2.5-4]とすると、この計算では、少なくとも~1.2以上、1.3に近い値を得ておく必要があるが、Li + Be/V合金(バナジウム合金)ブランケットにおいて~1.4の最も高いトリチウム増殖比が得られ、次にFlibe + Be/FS(フェライト鋼)ブランケットにおいて~1.3となった。また、増殖ブランケット方式の選択は、超伝導コイルに対する中性子遮蔽にも影響を及ぼす。フェライト鋼+B₄C放射線遮蔽体の背面にあたる、図3.2.5-1中の星(☆)印部分における高速中性子フラックスを中性子壁負荷1.5MW/m²

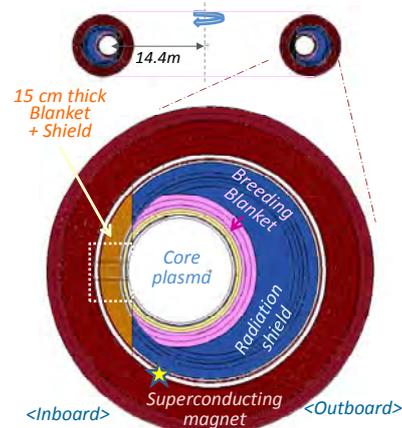


図 3.2.5-1 FFHR-d1 の単純トーラス計算体系。☆印は図 3.2.5-3 に示す高速中性子束の比較位置。

の条件に対して計算し、比較した結果を図3.2.5-3に示す。Li冷却増殖ブランケットを設置した際に遮蔽体背面における高速中性子フラックスが著しく増加しており、同じ体系、厚みで比較した際には、Liの中性子遮蔽性能が低いことがわかった。そのため、インボード側のブランケット空間が薄いFFHR-d1の条件においても十分なトリチウム増殖比を確保し、遮蔽能力に優れたFlibe+Be/FS(フェライト鋼)ブランケットをFFHR-d1の設計活動推進における第一候補として選択した。他の増殖ブランケット方式についても、中性子工学設計の最適化により、FFHR-d1体系においてトリチウム自己増殖と放射線遮蔽を両立できる可能性があるため、引き続き、設計活動において中性子工学設計の最適化研究を進めている。

以上の材料選択およびトリチウム増殖ブランケット、放射線遮蔽体材料の選択の結果、超電導コイルの巻き線部において、核発熱は冷凍可能能力を上回らない $\sim 0.5\text{mW}/\text{cm}^3$ に抑えられると評価した。また、高速中性子フラックスについても、これまでのFFHR設計において30年運転を成立させるために $1.0 \times 10^{10} \text{ n}/\text{cm}^2/\text{s}$ を遮蔽目標値としてきたのに対し、本計算では20年間運転の目安となる $1.5 \times 10^{10} \text{ n}/\text{cm}^2/\text{s}$ となり、今後の設計改良努力によりさらに長期の運転を可能とする見通しが得られた。

3.2.5.2 3次元中性子工学設計 [3.2.5-5,6]

FFHR-d1におけるトリチウム増殖ブランケット、および、遮蔽体の3次元形状案についても中性子工学設計の観点から検討を進めた。ヘリカル型核融合炉の中性子工学設計においては、トーラスの接線方向への中性子の漏れ(中性子ストリーミング)の重要性が指摘されてきており、最終的なトリチウム増殖能力及び放射線遮蔽特性の詳細評価のためには、3次元ヘリカル形状を模擬した中性子輸送計算が必須となる。

設計統合タスクグループにより作成された炉の断面図をもとに、中性子遮蔽能力を改善するためにブランケット形状の調整を行ない(図3.2.5-4)、それを元に3次元輸送計算体系(図3.2.5-5)を構築してトリチウム増殖比(TBR)、及び、超伝導コイルする放射線遮蔽の評価

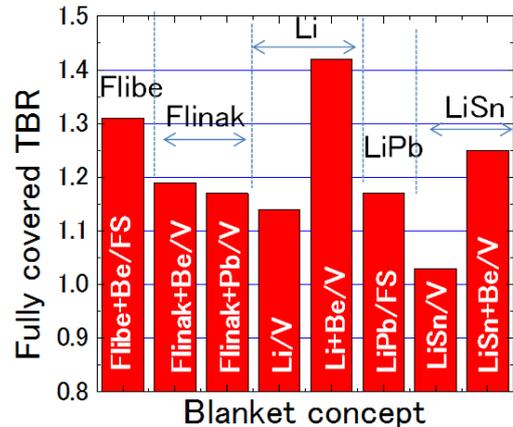


図 3.2.5-2 液体自己冷却ブランケットトリチウム増殖性能の比較。

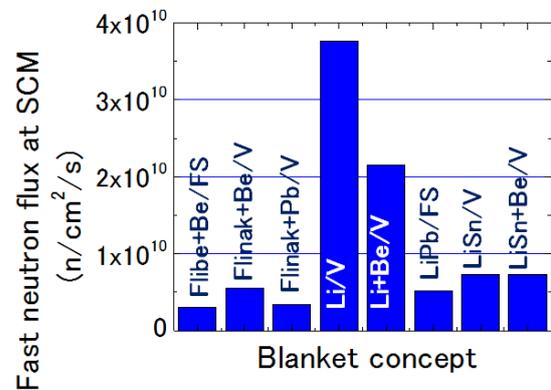


図 3.2.5-3 液体自己冷却ブランケットの高速中性子(> 0.1 MeV)遮蔽能力の比較。
図 3.2.5-1 中の☆部分で比較。

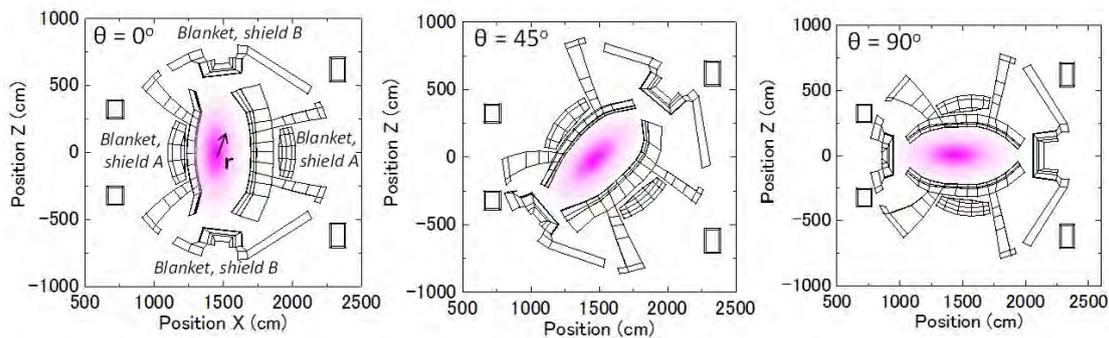


図 3.2.5-4 FFHR-d1 のトリチウム増殖比(TBR)および放射線遮蔽評価に用いた 3 次元中性子・ γ 線輸送計算体系の断面図。

を行った。

増殖ブランケットはFlibe+Be/FS (フェライト鋼)、遮蔽体については、インボード側にWC、そのほかの部分ではFS+B₄C遮蔽体を模擬している。輸送計算では炉心プラズマの最外殻を磁力線計算結果に基づいて設定し、イオン温度及び密度分布が中心軸からの規格化した距離 r に対して、 $(1-r^2)$ に比例するとした簡易的な中性子発生分布を仮定している。中性子発生率は、核融合出力が3 GWとなるように設定した。

図3.2.5-6に0.1 MeV以上の高速中性子束分布の計算結果例を示す。この体系において、Flibe+Be/FSブランケットのトリチウム増殖

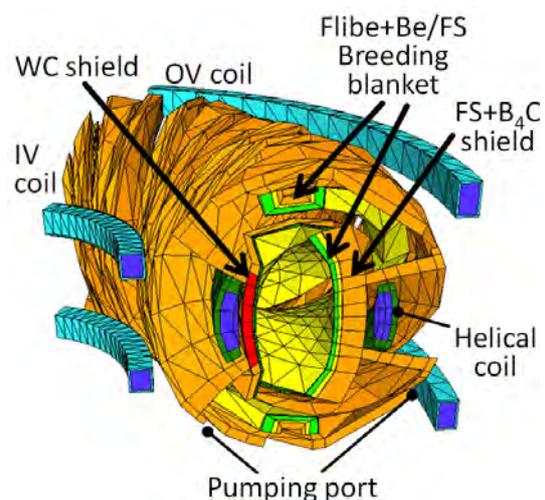


図 3.2.5-5 FFHR-d1 の 3 次元中性子・ γ 線輸送計算体系。IV coil 及び OV coil はそれぞれ内側及び外側垂直磁場コイル。

(a) Horizontal cross section

(b) Vertical cross section

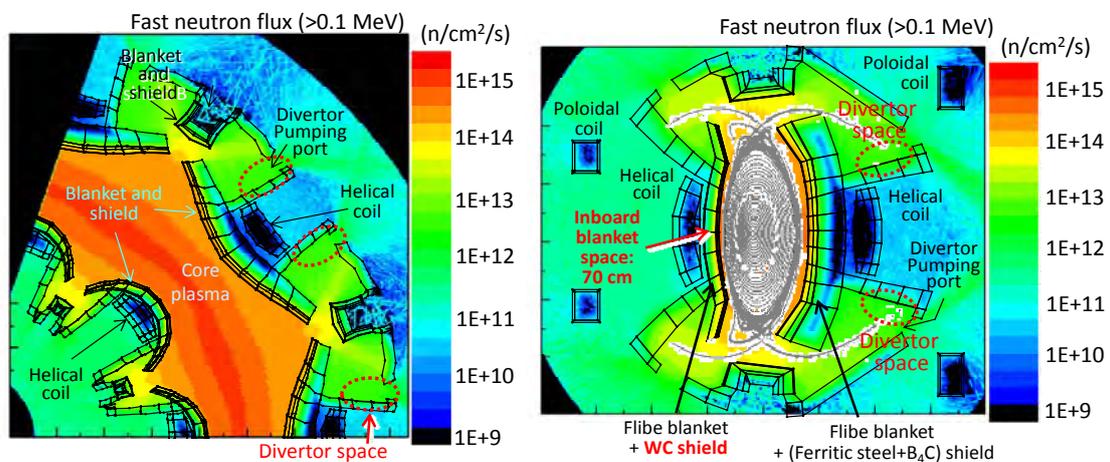


図 3.2.5-6 FFHR-d1 における高速中性子(> 0.1 MeV) 束分布の計算結果例。(b)には、炉心プラズマ部分に、磁力線を重ねて描画している。

比は1.08となり、十分なトリチウム自己増殖性能が見込めると評価した。また、インボード側のヘリカルコイル巻線部において、0.1 MeV以上の高速中性子束は $\sim 2 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 、核発熱は 0.6 mW/cm^3 と評価しており、概ね単純トーラス体系において検討した遮蔽性能の見通しに近いことを確認した。第一壁の中性子壁負荷分布については、FFHR-d1設計では平均 1.5 MW/m^2 が基本パラメーターとなっている。3次元体系を用いた本計算により、インボード側において 2.0 MW/m^2 で最大になり、ピーキングファクターは ~ 1.3 であることを確認した(図3.2.5-7)。

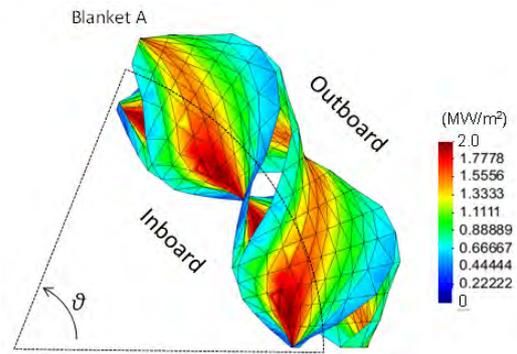


図 3.2.5-7 中性子壁負荷の計算結果例(Blanket A 表面、トーラス 72°分、トーラス真上から見た図)。

3.2.5.3 炉内構造物の支持とブランケットのモジュール化 [3.2.5-1]

FFHR-d1においては、真空容器の厚みは35mmで設計されている。この比較的薄い真空容器によって全ての増殖ブランケット、放射線遮蔽体、ダイバータを支持することは難しいと考え、厚い構造体となる放射線遮蔽体による炉内構造物の支持を検討した。

FFHR-d1の放射線遮蔽体はWCが主体となるインボード側を除き、フェライト鋼とB₄Cの組み合わせからなる。このフェライト鋼を遮蔽体の内側に集中させて強固なフレームとし、炉内構造物の支持を行う。また、フェライト鋼支持構造フレームは、炉の運転期間中は交換なしに使用することを想定した。遮蔽体の前方に配置したフェライト鋼を用いて、放射線遮蔽体(図3.2.5-8中のShield A)をヘリカル型支持構造物として利用する検討を開始した。この図では、10cm厚および20cm厚のフェライト鋼板を組み合わせた支持構造案を示している。この構造案の妥当性を調べるために、ANSYSコードを用いた予備的な応力解析を実施した。図には、トロイダル角72°分の形状モデルが示されており、この支持構造を5つ連結することで

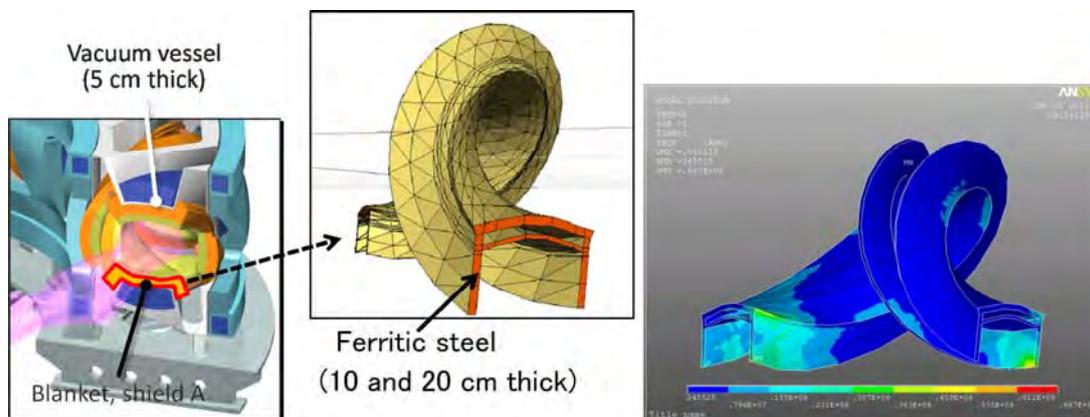
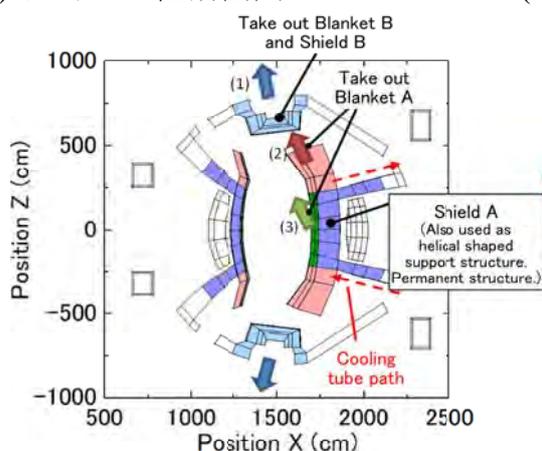


図 3.2.5-8 放射線遮蔽体のヘリカル型支持構造物としての利用案、および、ANSYSコードによる応力計算結果例。

(a) トーラス垂直断面図



(b) トーラス水平断面図

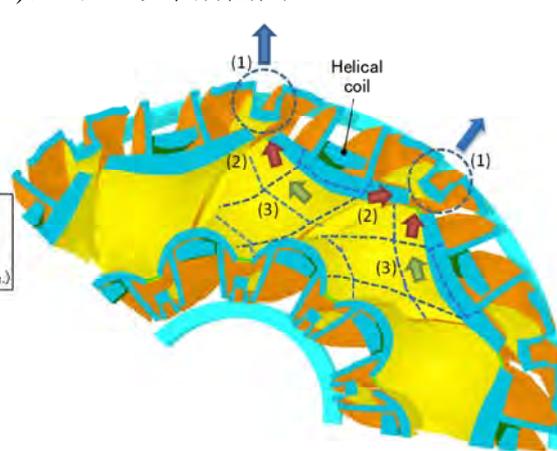


図 3.2.5-9 増殖ブランケット交換のためのモジュール分割および交換手順の素案。

トーラス一周分の支持構造を形成させる。72° 形状モデルの両端の面に拘束条件を設定し、垂直下向きにFlibe増殖ブランケットおよびダイバータを設置した際の重量を荷重として与えた。フェライト鋼支持構造の自重にFlibe+Be/フェライト鋼ブランケットの100tおよび遮蔽体材料の295tを加えた条件で、最大応力はおよそ30MPaとなった。さらに、増殖層B、遮蔽体Bの重量400tを加えた条件に対して、およそ50MPaと算出されており、ヘリカル型増殖ブランケットシステムの支持に有効な手法となる可能性がある。引き続き、計算条件の妥当性、ダイバータ重量を加えた際の最大応力計算、構造の最適化等を進めている。

増殖ブランケットについては、メンテナンスのために交換可能なものとする。連続ヘリカルコイルの分割は困難であるため、増殖ブランケットをモジュール化し、電磁力支持構造体に設けられたポート開口部より出し入れすることを検討した。図3.2.5-9に、現時点での増殖ブランケット分割及び交換手順の素案を示す。増殖ブランケットモジュールは、熱応力を逃がすために、放射線遮蔽体(兼、支持構造)に引っ掛ける形で位置を固定する必要がある。また、冷却材等の配管については、比較的空間に余裕があるヘリカルコイル側面を通すことを検討している(図3.2.5-9)。冷却材配管については核変換生成Heの濃度を再溶接可能なレベルに抑制する必要があるが、ヘリカルコイル側面であれば、遮蔽の増強も可能であると考えられる。ブランケットモジュールの寸法を決める要因としては、ポートサイズ、磁場変動時の電磁応力、リモートハンドリング機器の運搬可能重量等が考えられ、プロジェクト内のタスクグループ間においてさらに詳細検討を進めている。

3.2.5.4 増殖ブランケット内の磁場分布 [3.2.5-1]

自己冷却液体ブランケットでは、液体金属を用いた場合には、磁場と垂直に流動する冷却材に生じるMHD圧力損失が生じ、また、熔融塩を用いた場合には、磁場が流動・伝熱特性に影響を及ぼす可能性が示されている。FFHR-d1の前に実施されていたFFHR2設計のコイル配置において形成される3次元磁場分布を等間隔で計算し、ブランケット構造の内部に位置する点における大きさや方向を抽出して描画した結果を図3.2.5-10に示す。増殖ブランケット内においては、ヘリカルコイルが作り出す磁場成分が支配的であるため、FFHR-d1内

における磁場分布についても本結果と同様と考えられる。

ヘリカルコイルに近いブランケットAでは、磁力線の向きはヘリカルコイルに巻きつく方向となる。また、ヘリカルコイルから離れたブランケットBでは、ブランケットの螺旋方向に沿った向きとなる。最大磁場強度はブランケットA内で約8T、ブランケットB内で約6Tと計算された。液体金属冷却材のMHD圧力損失低減のためには、冷却材の流れ方向と磁場の方向を可能な限り平行に近づける等、今後の流路設計時の方針を決定する要因の一つとなると考えており、3次元熱流動解析の中でこの磁場分布の影響を評価していく。また、本結果は、R&D活動で推進しているMHD圧力損失低減用のセラミック被覆開発等において、必要とされる材料性能の根拠としても利用している。

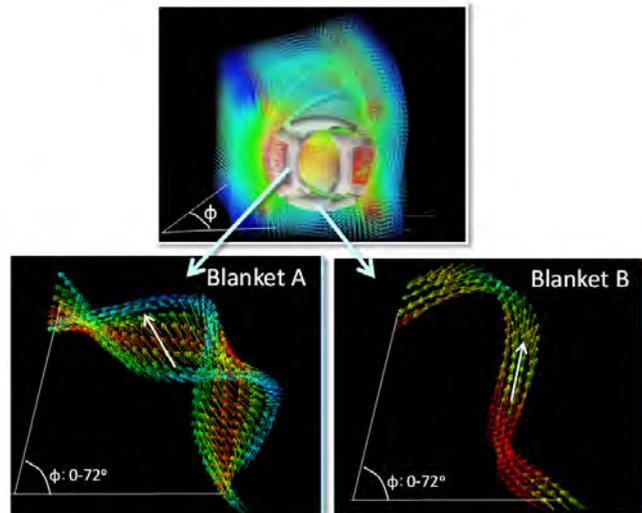


図 3.2.5-10 FFHR2 の体系で計算したヘリカル炉内の磁場分布、および、増殖ブランケット内の成分を抜き出して描画した結果。

3.2.5.5 ブランケットおよび遮蔽体によるダイバータの中性子遮蔽 [3.2.5-7]

ヘリカル型核融合炉の特徴の一つに、炉心プラズマから出た磁力線がヘリカルコイルの背面に回り込むことから、炉心プラズマを直接見込まない、遮蔽体の裏側にダイバータを設置できる点が挙げられる。図3.2.5-11のFFHR-d1垂直断面図に示すように、現在検討されているダイバータ設置位置および排気開口部を反映し、これら断面図を元に、図3.2.5-5に示したものと同様の3次元体系データを作成し、中性子輸送計算を実施した。

図3.2.5-12に、高速中性子(>0.1MeV)フラックス分布の計算結果を示す。また、図中の第一壁中央部(A)、(A')、第一壁端部(B)、(B')、ダイバーター表面中央部(C)、(C')、ダイバーター設置空間のもっとも奥まった部分(D)、(D')について、各ヘリカル構造体がポロイダル方向に1回転した際の高速中性子束の変化を図3.2.5-13示している。第一壁のもっとも高速中性子フラックスが高い部分(A)、(A')と比較して、ダイバーター中心部(C)、(C')のフラックスは1/5から1/100となっており、特にインボード側に設置されたダイバーター部で高くなる。

各部位において計算された中性子スペクトルに、ダイバーターの主要候補材料であるW、Fe、Cuのはじき出し断面積で重みづけし、1年間の連続運転で想定されるはじき出し量を算出した結果を図3.2.5-14に示す。特に今回の評価では、ダイバーターの冷却管への銅合金の適用を検討している。ブランケット第一壁材料については最大16dpa/年と算出された(dpa: Displacement per atom)。これに対し、ダイバーター部のCuでは最大1.6dpa/年であり、はじき出し損傷量は約1桁低い。

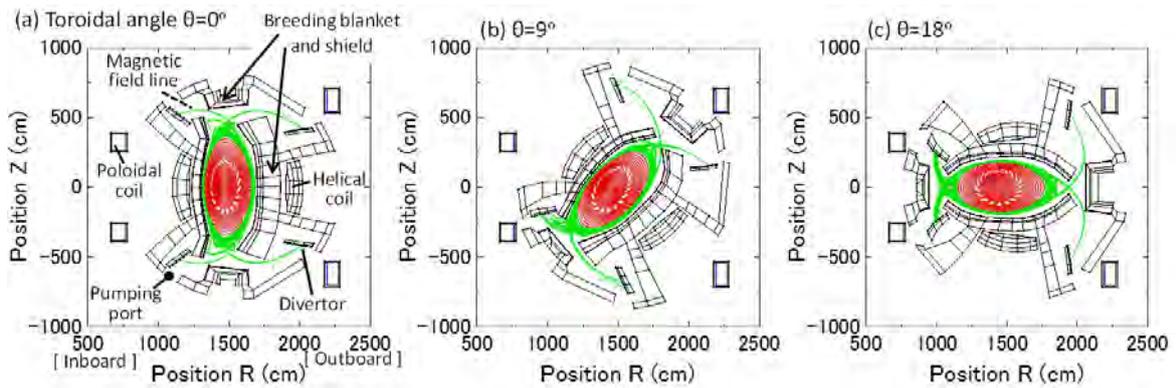


図 3.2.5-11 FFHR-d1 におけるダイバータ部の放射線環境評価に用いた計算体系断面図。

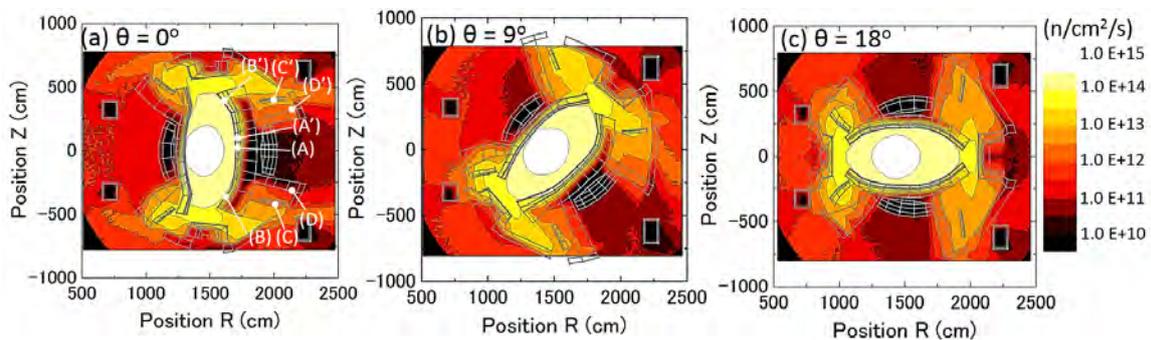


図 3.2.5-12 FFHR-d1 垂直断面図に重ねて描画した高速中性子(>0.1MeV)フラックス分布計算結果。

増殖ブランケット材料について、100dpaを交換の目安と仮定すると、6年程度毎に交換が行われる。これと同じ時期にダイバータの交換を行おうとすると、10dpaまで使用に耐えうる材料の開発が必要となることが分かった。また、非常に薄いダイバータユニットを開発し、ダイバータ設置空間のもっとも奥まった部位（ヘリカルコイル側面遮蔽の表面）に設置した際には、材料のはじき出し損傷量は40%程度低減され、1.0dpa/年となる。この場合、約5dpaまで耐えうる材料が開発できれば、中性子損傷

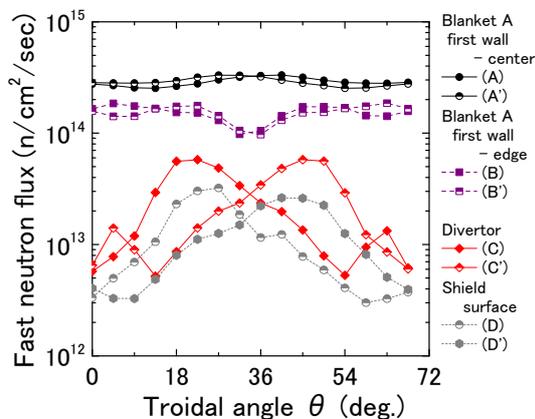


図 3.2.5-13 第一壁およびダイバータ部における高速中性子フラックス分布。(A)~(D')の部位は図 3.2.5-12 中に図示している。

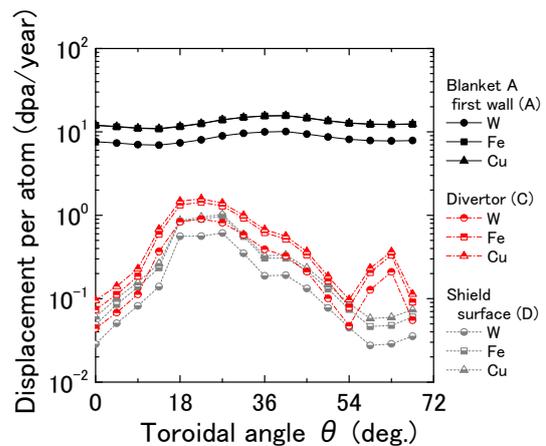


図 3.2.5-14 第一壁およびダイバータ部における W、Fe、Cu の 1 年連続運転時ののはじき出し損傷量。

の観点からは、ブランケットとダイバータの同時交換が可能になることが分かった。

参考文献

- [3.2.5-1] T. Tanaka, et al., Fusion Engineering and Design, 87 (2012), pp. 584-588.
- [3.2.5-2] J.F. Briesmester, Los Alamos National Laboratory Report LA-12625-M (2000).
- [3.2.5-3] K. Shibata, et al., J. of Nuclear Science and Technology, 39 (2002) 1125-1136.
- [3.2.5-4] T. Tanaka, et al., Nuclear Fusion, 48 (2008), 035005.
- [3.2.5-5] T. Tanaka, et al., Plasma and Fusion Research, 7 (2012) 2405132.
- [3.2.5-6] T. Tanaka, et al., FTP/P7-36, 24th IAEA Fusion Energy Conference, 08-13 October, 2012, San Diego, USA.
- [3.2.5-7] T. Tanaka, et al., presented at ISFNT-11, 16-20 Sep. 2013, Barcelona, Spain. Submitted to Fusion Engineering and Design.

3.2.6 炉内機器設計

炉内機器設計では、核融合炉本体内のプラズマ真空容器、ダイバータ、超伝導マグネット支持構造物、支持脚、及び装置全体を囲うクライオスタットまでを総合的な見地から検討している。ヘリカル型はプラズマ境界とヘリカルコイル間のスペース、特にトーラス内側の赤道面に位置する部分で厳しいため、真空容器とブランケットの3次元形状やラジアルビルド設計を慎重に行った。一方、超伝導マグネット支持構造物は励磁による変形と応力の健全性を評価しつつ、保守性を考慮した広い開口部を持つ構造を確保できるように検討を進め、その見通しを得た。同時に、ダイバータに対して、機器設計に必要な熱・構造設計、配置と粒子・熱負荷の排気・除去方法の検討を行った。ダイバータ候補材料については、使用照射環境を考慮した、熱的・機械的評価を行うとともに、トリチウムインベントリーや原子分子的な考察や分光モデルについても検討を行った。炉内機器の保守に関しては、保守環境の検討に加え、核融合炉に適用可能な保守の種類について調査・研究を進めた。

3.2.6-4 ラジアルビルドと真空容器構造

核融合炉では、プラズマとヘリカルコイルの間の限られたスペース ($\Delta c-p$ と定義)、第一壁、増殖・遮蔽ブランケット、プラズマ真空容器、低温輻射シールド、及びコイル容器を配置しなければならない。FFHR-d1設計において、最も厳しくなるトーラス内側赤道部の $\Delta c-p$ はシステムコードによる解析とブランケット構造の検討により 890 mm と設定されている[3.2.6-1]。このうち 700 mm が増殖・遮蔽ブランケットスペースとして確保され[3.2.6-2]、190 mm が真空容器内壁からコイル容器外壁側の機器が使用できるスペースとなる。ヘリカルコイルは常温から極低温までの熱収縮率を 0.3 % と仮定すると、内側トーラス部で装置中心側へ 40 mm 熱収縮により変位する。さらに電磁力による変形が加わり、これら合計が運転時と保守時との位置の違いとなって現れる。一方、ブランケットは運転時に 400 °C 以上の高温となるが、トーラス方向に分割することが可能であり、コイルに近い位置に支持を設けることにより、熱膨張による変異を小さくできると考えられる。

真空容器と低温輻射シールドはブランケットと一体化することでブランケットと同様の変形を想定することが可能である。図3.2.6-1はトーラス内側のラジアルビルドを模式的に示した図[3.2.6-3]で、上側が通常運転時、下側が建設・保守時の様子である。真空容器厚さ(ベローズ等を含めた必要空間として) 35 mm、真空容器表面から低温輻射シールド表面まで 32 mm、コイル容器底部厚さ 30 mm とし、断熱空間として 63 mm を

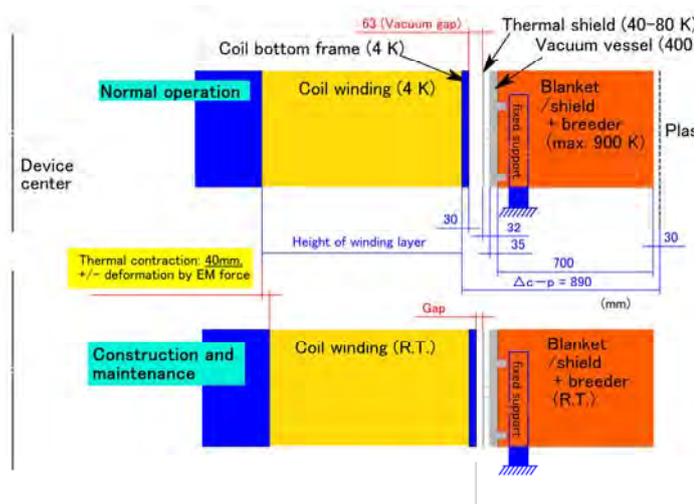


図 3.2.6-1 ラジアルビルド構造図。上側が通常運転時、下側が建設、保守時の位置。

確保したラジアルビルド構造が設定され、これらの基本寸法に基づいて詳細設計が進められている。

FFHR-d1ではブランケットが炉内の主要な構造体となり、真空容器はその外縁をかたどるような格好になる。ポート形状の検討や中性子遮蔽、排気性能などの基礎計算をするためには、ベースとなる真空容器の3次元基本形状が必要となる。このため、ベースとなる3次元基本形状の数式による定義を行った[3.2.6-4]。数式による定義により、任意の位置、断面において連続した形状を保証することが可能となった。真空容器はトーラスシェル形状とし、ヘリカルコイル周辺はヘリカルコイル垂直断面でヘリカルコイル支持構造物に沿ったドーム状の形状(3本の線分と2つの円弧、図3.2.6-2)を採用した。ヘリカルコイルと真空容器の間の距離をヘリカルコイルの位置を示すポロイダル角 θ_c (トロイダル角 ϕ に対し、 $\theta_c = -(5\phi + 0.1 \sin(5\phi))$)の関数として連続的に変化させ、プラズマとヘリカルコイルが接近するトーラス内側でのヘリカルコイルと真空容器の距離を小さくし、ラジアルビルド設計と整合性をもたせている。そしてブランケットのうちヘリカルコイル直下以外の部分はこの真空容器に完全に沿う形で定義した。ヘリカルコイル直下のブランケットについては、ヘリカルコイル垂直断面で放物線形状となるように外形と厚みを定義し、プラズマ閉じ込め磁気面形状に沿うように連続的に変化させている。ヘリカルコイル直下のブランケットの張り出し部分の背面に位置するヘリカルコイル側部のブランケットについては、直接プラズマに面しておらず中性子スペクトルの観点からトリチウム増殖には寄与しないと考えられ、厚みを0.4 m、それ以外のトーラスシェル部については、トリチウム増殖層厚みを考慮して0.7 mとなるように形状を定義した。図3.2.6-3にここまでの定義で定められた炉内機器構造のポロイダ

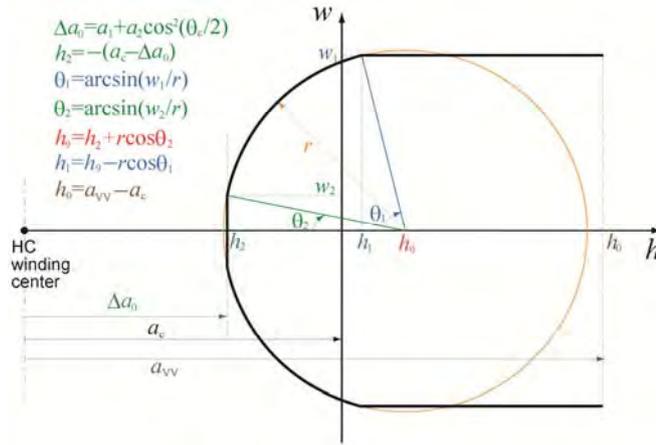


図 3.2.6-2 ヘリカルコイル直行断面での真空容器形状の定義式。

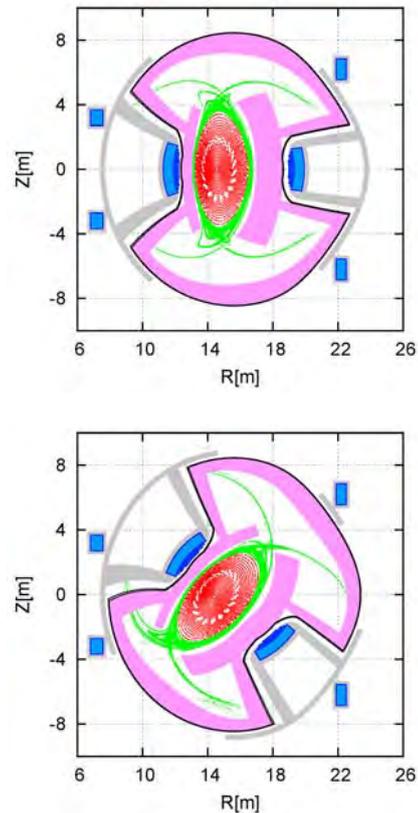


図 3.2.6-3 磁力線、ヘリカルコイル、垂直磁場コイル、真空容器、ブランケットのポロイダル断面。上はトロイダル角 $\phi = 0$ 、下は $\phi = \pi/20$ の各断面。

ル断面形状の例を示す。これらの定義を元に、重量や増殖・遮蔽性能を考慮してブランケット形状の最適化を行っている。

真空容器ポートは真空容器のプロファイル及びマグネット支持構造物の開口部から以下の要領でポートの形状案を作成した。ポートは本体上部、下部、外側、内側に設けられ、断熱空間及び機器の変形を考慮してマグネット支持構造物開口部から250 mm離れた位置から更に500 mm離れた境界をポートの基本外形

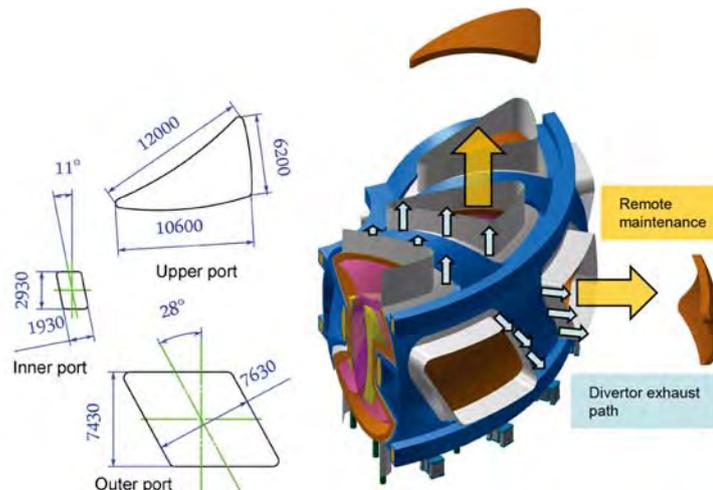


図 3.2.6-4 真空容器形状ポート形状とダイバータ排气、保守時の概念図。

とした。この250 mmから500 mmの空間はダイバータ排气に利用することを想定している。このような方針で真空容器の各ポートを図3.2.6-4に示す形状で定義した。マグネット支持構造物設計により確保された非常に大きな開口部により、真空容器ポートはブランケットやダイバータの保守に有用な大口径ポート持たせることが可能となっている(図3.2.6-4)。

3.2.6-2 マグネット支持構造

FFHR-d1のコイルの蓄積エネルギーは160 GJに達し、強固な支持構造物が必要である。また、核融合炉では、ブランケットシステムとダイバータシステムが必須であり、これらの保守・交換が容易な構造とするため、できるだけ大きな開口部を支持構造物側でとることが有効である。このため十分なメンテナンスポートの確保、材料強度、コイル位置精度を元に超伝導マグネットに作用する電磁力と構造物に作用する応力の解析を行い、構造の最適化を進めた。FFHR-d1のヘリカルコイル巻線部は長方形断面ではブランケットやプラズマ真空容器と干渉するため、図3.2.6-5に示すように、重心位置(コイルの電流中心)をヘリカルコイルの小半径と一致させ、底部を階段状とした。

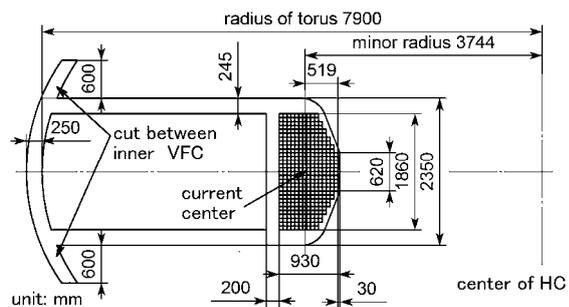


図 3.2.6-5 ヘリカルコイルの垂直断面図。

底部を階段状とした。ヘリカルコイルとポロイダルコイルによりそれぞれのコイル内部に発生する磁場分布をFEMにより解析を行い、電磁力を算出

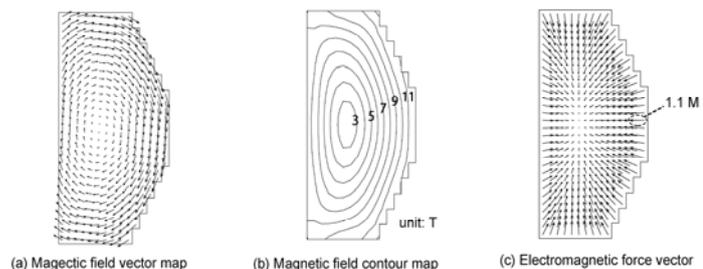


図 3.2.6-6 ヘリカルコイルの磁場、電磁力分布。

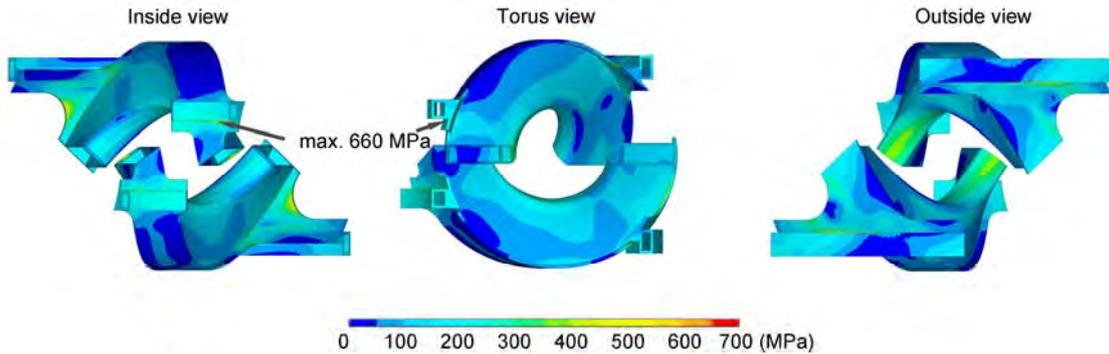


図 3.2.6-7 マグネット支持構造物に作用する von Mises 応力分布。

した。図3.2.6-6でヘリカルコイル断面内の磁場分布と発生する電磁力分布で、超伝導導体1本1本の電磁力を積算すると、コイルを小半径方向に変形させるフープ力で、最大64 MN/mの電磁力がコイルに発生することになる。これを支持する構造物として、基本板厚250 mmから300 mmのトーラス形状から検討を始め、できるだけ大きな開口部を設け、応力も許容内となるように構造を最適化していった。結果として図3.2.6-7に示すように、von Mises応力で

最大660 MPa、広域では概ね400 MPa以下で、極低温での構造材料の許容レベルとなった。この形状を元に真空容器のポート形状の具体的な大きさを決定した。

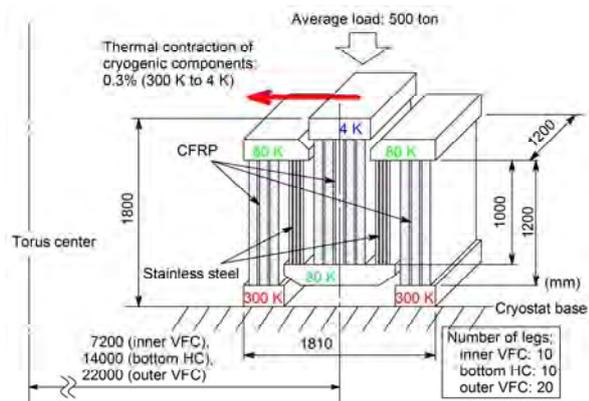


図 3.2.6-8 LHD 型低温支持客の FFHR-d1 への適用。

3.2.6-3 低温構造物の重力支持

LHDでは低温支持脚として、CFRPとSUS304を組み合わせ、板状のSUS部分が80 Kに冷却されたサーマルアンカーとし、SUSブロックを介してCFRP板に接続される構造を採用している。CFRPを低温部とサーマルアンカー及びサーマルアンカーと常温部に用いることで低い熱侵入量を達成するとともに、更に折り曲げ構造により低温構造物の冷却時変形に柔軟に対応することが特徴である[3.2.6-5]。この方式と同様の支持脚を低温構造物重量約20,000 tonのFFHR-d1への適用を検討した。図3.2.6-8はその支持脚概略図である。マグネット支持構造物36° 毎に4脚を設置することで、1脚あたり500 tonの重量を支え、この場合最も装置中心から遠い支持脚で66 mmの熱変形を吸収する。この低温支持脚は、低温側と常温側の間に80 Kのサーマルアンカーを持たせることで低温側への熱侵入は、1脚あたり常温から80 Kへ14 kW、80 Kから4 Kへ450 Wと見積られる。また、これまでの検討を基に、クライオスタットの基本外形を決め、3次元構造図に反映した。

3.2.6-4 ダイバータ性能・機器配置

核融合反応で生成される α 粒子の数は、核融合出力3 GWのFFHR-d1では 2×10^{21} atoms/sとなるので、この数のヘリウム灰を排気する必要がある。ペレット入射供給される燃料粒子は、核融合反応率が1%程度と低いため、炉の定常運転を行うためには、供給した粒子数と同程度の粒子数を排気する必要がある。ダイバータ熱負荷軽減のために不純物ガスを入射する場合には、その排気も必要となる。また、ダイバータが除去可能な定常熱流束は10 MW/m²程度であるとされており、それはFFHR-d1においても同様である。FFHR-d1のダイバータ熱負荷を簡単に見積もると、3 GW出力では、 α 加熱パワーは約600 MWになり、そのうち制動輻射により損失するパワーは、100 MWである。定常運転時にダイバータへ流入する熱は、 α 加熱パワーと制動輻射による損失パワーを差し引いた約500 MWから、閉じた磁気面外側における放射損失を差し引いた値となる(α 粒子の直接損失は無視した場合)。ダイバータ熱負荷分布が、ダイバータ磁力線構造と強く相関することは炉心プラズマ設計により明らかになっており、ダイバータ板上では、最外殻磁気面近傍を周回した後ダイバータ板に至る、接続長が数百mから数km以上の長い磁力線が接続する位置に大きな熱・粒子束が流入する。図3.2.6-9に示すように、LHDにおけるダイバータへの熱・粒子束計測と磁力線追跡計算から、長い磁力線の接続する密度と熱・粒子束の大きさは強く相関することが分かっている[3.2.6-6]。FFHR-d1について、図3.2.6-9と同様の計算を行なった例を図3.2.6-10に示す。ダイバータ熱負荷分布がこの図の磁力線接続数分布と同じであると

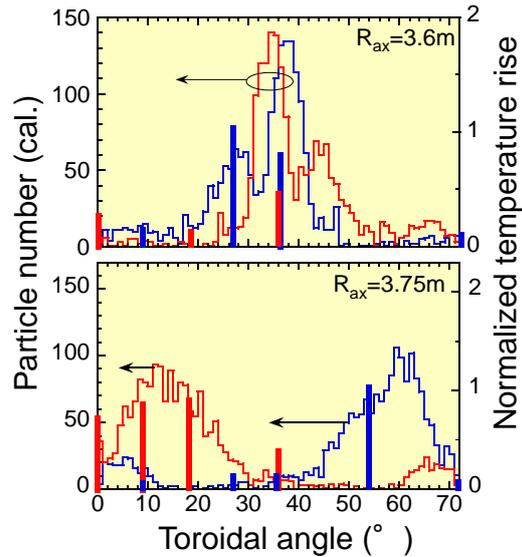


図 3.2.6-9 LHD で最外殻磁気面近傍から、酔歩過程を取り入れた磁力線追跡により得られたダイバータ粒子負荷分布(細線)と熱電対により観測されたダイバータ板への熱負荷(太線)。赤と青はそれぞれ、磁力線を時計回り・反時計回りに追跡した結果をそれぞれ示す。

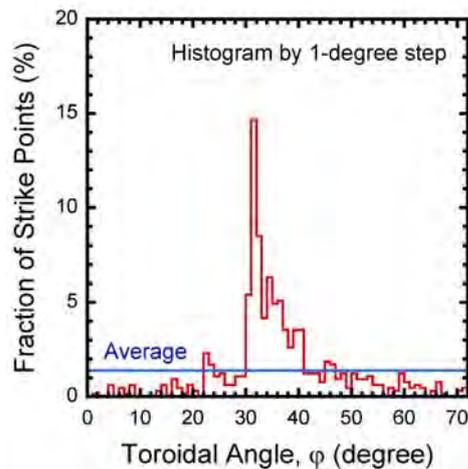


図 3.2.6-10 FFHR-d1 において最外殻磁気面近傍から追跡した磁力線のダイバータ部への接続数分布。磁力線を時計回りに追跡した結果のみを示している。

し、更にダイバータ板上のダイバートレース幅を80 mmと仮定すると、ピークの位置では熱流束は75 MW/m²に達する [3.2.6-7]。これは一般に工学的限界とされる10 MW/m²をはるかに超える値であり、このようなピーク熱負荷を低減するため、追加ヘリカルコイルによりダイバートレグをスイングする方法 [3.2.6-8]や、擾乱磁場コイルを用いて周辺磁力線構造を変化し、図7.3-2に示すような磁力線接続数分布を平坦化する方法[3.2.6-7]が提案されている。

以上のようなダイバータ性能の検討に加え、必要な排気性能が満たされるようなダイバータ機器配置と排気系統の設計を進めた。ヘリカルダイバータ磁力線構造は3次元構造を有し、機器の配置は複雑になる。一方、3次元構造を生かしてダイバータ板が主プラズマから見込めなくなるようにヘリカルコイル容器部ブランケットの影に設置することにより、14 MeVの高エネルギー中性粒子がダイバータ板に直撃することを減らし、ダイバータ板の寿命を長くする検討がなされている。ダイバータ機器配置は、ダイバータ板上で中性化した未反応燃料粒子とヘリウム灰をいかに効率良く排気するか、どのようにメンテナンスを実施するかなどを考慮して、設計を進めた。図3.2.6-11にヘリカルコイル容器部ブランケットの影にダイバータ受熱板構造を設置し、その前面にバッフル構造を設置する配置案を示す。ダイバータ板上で中性化した粒子はバッフル構造内側のダイバータ室に溜まり、バッフル構造の隙間にはダイバートレグプラズマがあり、中性粒子はそこで電離され、ダイバータへ向かうプラズマ流に押し戻される。FFHR-d1には、水平内外側ポート、垂直上下ポートがあり、メンテナンス時にはそれぞれのポートを利用して機器の搬入搬出を行うことが想定されている。これらのポートは、運転時にはブランケットで閉塞するが、その一部に排気用ダクトを設けてダイバータ部の中性粒子を排気する。全トロイダルセクションでこのようにして排気する。必要な排気系のコンダクタンスを考えるために、水平、垂直ポート部には、どちらも幅0.5 m、長さ5 m程度の排気ダクトを設け、閉塞ブランケットの奥行きを1 mと仮定し、ダイバータ室とポート部の中

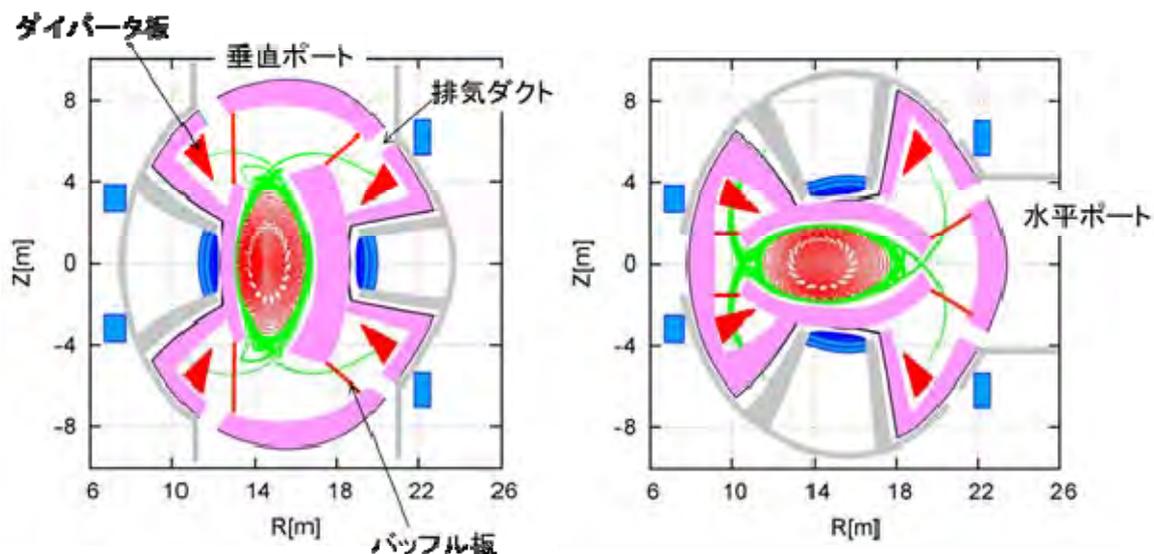


図 3.2.6-11 FFHR-d1 縦長、横長ポロイダル断面におけるダイバータ機器配置概要。但し、ブランケット形状は検討初期段階のものである。

性粒子圧力をそれぞれ4 Pa及び3 Paとすると、ダイバータ室とこれらポートとの間のコンダクタンスは、約10,000 m³/sとなる。トロイダル1セクションについてこのような排気ダクトが6条とれるので、トーラス全体でのコンダクタンスは10,000×6×10 = 600,000 [m³/s]となる。ポートから排気系までの系統案を図3.2.6-11に示す。各ポートから排気用管を出し、トーラスを一周する集合排気マニホールドに接続し、排気装置へ繋がる。排気管のコンダクタンスを考える。管内の三重水素ガスについて考え、温度を20 °Cと仮定する。管の長さを30 mと仮において、平均圧力をパラメータに、横軸を管径として粘性流条件でコンダクタンスを計算すると、2-3 mの管径であれば、1,000 m³/sを超えるコンダクタンスが見込まれ、求められている500 Pa・m³/sの水素同位体排気は可能であると考えられる。

3.2.6-5 ダイバータ機器設計

ヘリカル炉のダイバータは、アーマータイルを冷却管に連続接合する構造で設計を進めている。現在のところ、高融点、スパッタ率が低い、水素同位体捕捉率が低いなどの利点から、アーマータイルにはタングステンが候補となっている。一方、冷却管の材料については、中性子照射と熱伝導率の観点から候補材料を検討している。図3.2.6-12(a)に、厚さの異なる低放射化フェライト鋼(F82H)及びPure-Cuにおける温度差(ΔT)の熱負荷依存性を示す。さらに、材料内部に生じる熱応力を完全拘束の条件で計算した例を図3.2.6-12(b)に示す。F82Hの降伏応力は500 MPa前後であるが、10 MWで600 MPaを上回る内部応力が生じることとなる。完全拘束条件はかなり厳しい条件設定ではあるが、実際に1 mmほど薄い厚さの冷却管の使用は極端な例であるため、F82Hでは現実的に10 MW以上での使用は難しくなることがわかる。一方Pure-Cuの場合には、20 MWで100 MPa程度の熱応力である。この値はPure-Cuの降伏応力にほぼ等しい。銅合金では室温ないし400 °Cの広い範囲で降伏応力が400 MPa以上を維持するものが数多く市販されており、それらの熱伝導率はPure-Cuとほぼ等しい。従って、銅合金を使用することで、20 MW以上の熱負荷においてダイバータ設計の幅が大きく広がることとなる。しかしながら、銅合金の場合、低放射化フェライト鋼と比較して中性子照射に対する耐性が劣るため、中性子照射量の多い場所で使用することはできない。これまでに開

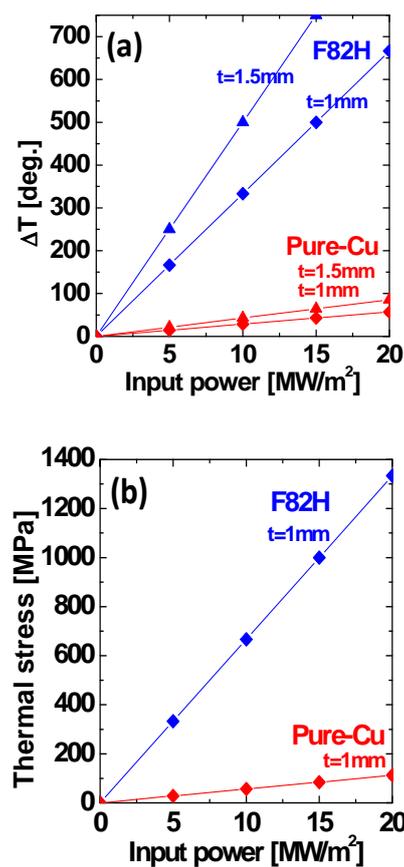


図 3.2.6-12 低放射化フェライト鋼(F82H)とPure-Cuにおける (a) 温度差 ΔT の熱負荷依存性、及び (b) 厚さ1 mmの材料内部に生じる熱応力の熱負荷依存性。

発され、いくつかの評価が行われている銅合金には、酸化物分散強化型 (ODS-Cu) と析出強化型 (PH-Cu) の2つのタイプが存在する。ODS-Cuの代表的なものは、酸化アルミニウム粒子 (Al₂O₃) を分散させたものである。本材料は、非照射時に融点近傍の1000 °Cまで300 MPa以上の降伏強度を確保するだけでなく、500 °Cまで照射誘起軟化とボイドスウェリングに耐性を有する。しかしながら、製造方法が粉末冶金法となるため、製造に手間と費用を要する。一方、PH-Cuの代表的なものはCuCrZrである。こちらは照射誘起軟化とボイドスウェリングの耐性が300 °C以下となり、ODS-Cuほど高温では使用できない。更に、非照射でも400 °C以上では降伏強度が100 - 200 MPa程度まで極端に低下するという欠点もある。利点としては、 castingで製造可能なことが挙げられる。

中性子照射環境下で機械的特性に影響する外的パラメータは、中性子スペクトル、中性子照射量、照射温度であり、これらがもたらす物理特性変化を図3.2.6-13に示す。材料が健全性を保つためには、靱性の確保が最も重要であり、照射誘起硬化/軟化は、靱性の低下を招く主要因である。銅合金の場合、析出強化あるいは分散強化している粒子が平均的にマトリクス中の転位の動きの抵抗体となる必要があるが、照射誘起硬化は、マトリクス中に飽和状態まで形成された転位ループや積層欠陥四面体 (SFT: Stacking Fault Tetrahedra) などの点欠陥集合体が加工転位の動きを不均一に阻害するために均一伸び能力が失われることで発生する。逆に照射誘起軟化は、分散強化粒子が中性子照射によって乖離を受け、転位の抵抗体としての能力が失われることに起因する。照射誘起硬化/軟化は温度に敏感であるため境界温度が銅合金によって異なり、PH-Cuで300 °C、DS-Cuで500 °Cとなる。これらの温度以下では照射誘起軟化、以上では硬化が発生する。核変換生成物による熱伝導率の低下、核変換Heによる脆化の問題もあり、これらはすべてボイドスウェリングの発生に関係する。照射欠陥 (転位ループ、SFT) の飽和は、全ての銅合金において0.4 - 1 dpaで発生する[3.2.6-9]。He脆化については、DS-Cuで約3 dpaまで均一伸びが確保できる

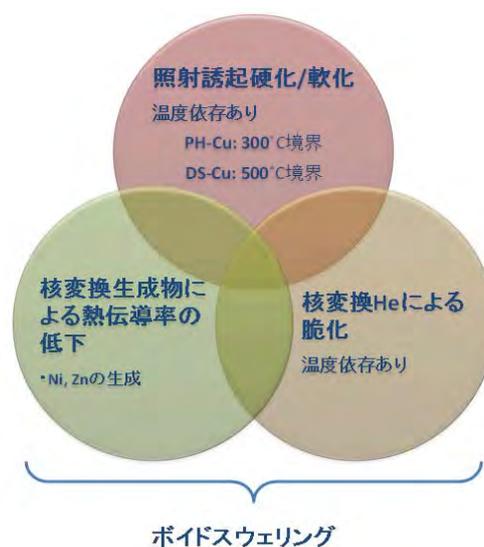


図 3.2.6-13 銅合金の中性子照射による物理特性変化の概念図。3つの輪が交わるところが使用できるウィンドウの目安。

[3.2.6-10]。核変換による熱伝導率低下は10dpaで約20 %であり、この値は各種銅合金で同じと考えてよい[3.2.6-11]。結果として照射誘起硬化/軟化がボトルネックとなり、表7.3-1に示すように、照射限界は甘く見積もっても1 dpa以下となる。DS-Cuで500 °C、PH-Cuで300 °Cに照射誘起軟化/効果の境界温度が存在する。境界温度付近での使用であれば限界照射量は増加する可能性があるが、使用開始から終了まで常に一定の温度が保たれているとは考え難いため、設計に冗長性を持たせるためにも1 dpa以下での使用を考えておく必要がある。

ヘリカル炉においては、タングステンアーマータイルを使用することを考えているため、大型のモノブロックを用いてCuCuZr管とタングステンモノブロックの接合試験を実施した。タングステンモノブロックには事前にOFHCをCastingで接合したものを使用した。CrZr管と緩衝材であるOFHCの接合のため、ろう材にMBF-20 (NiBa 1 %、Si 4.5%、Fe 3 %、B 3.2 %)を選択した。ろう付け時の保持温度は1,050 °C、保持時間は45分程度である。その後、CuCrZrに強度を持たせるため、480 °Cで240分時効処理を実施した。真空炉から取り出した後のタングステンモノブロックには亀裂が生じていた。CuCrZr管とOFHC間には明瞭な空劇が確認され、うまく接合できていないことがわかる。タングステンに亀裂が生じたことと、CuCrZr管とOFHC間への空劇の形成にはそれぞれ別の要因が考えられる。前者の要因としては、1000 °C程度からの急激なガス冷却においてタングステンブロックそのものが熱膨張/収縮を受け、それだけで破断応力を上回ってしまった可能性が考えられる。後者の要因としては、熱処理で、980 °Cより急速冷却を開始したこと挙げられる。通常、冷却ガス導入による降温ではろう材が固相状態になり、その後次第にCuCrZr管が冷却されて収縮が始まるが、ろう材が固相状態であるために接合が維持される。しかしながら今回は、MBF-20の固相温度が969 °Cであるのに対し、980 °Cよりガスを用いた急速冷却を開始したため、十分な接合強度が得られない状態でCuCrZr管の収縮が始まり、ろう付け不良に陥ったものと考えられる。今後はこのような要因/原因を詳細に調査し、健全な接合が得られるように追加試験を実施していく予定である。

3.2.6-6 ヘリウム照射効果とトリチウムインベントリー

タングステンをダイバータ材料に使用する以上、ヘリウム(He)による照射損傷は避けられない。欠陥形成過程としては、図3.2.6-14に示す模式図のように考えることができる[3.2.6-12]。材料温度が室温の場合、金属材料中に注入されたHeは格子間を自由に動き回り、原子空孔を核に互いに集合してHe-空孔複合体を形成する。Heの入射エネルギーが弾き出し損傷形成の閾値以下であれば照射誘起による空孔供給が期

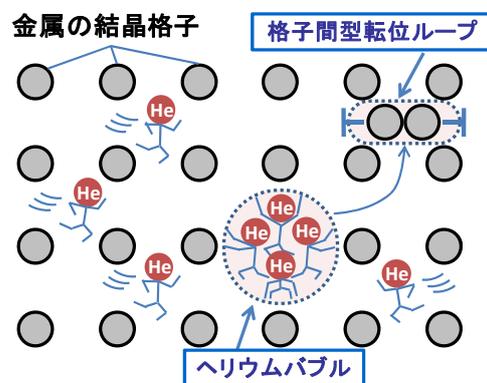


図 3.2.6-13 He 照射による金属材料への欠陥形成過程の模式図。

待できないが、この場合には潜在的に存在する格子欠陥(原子空孔を含む)や不純物がHe捕捉の核として機能する。空孔でのHe捕捉量が過多になりHe-空孔複合体の圧力が一定値(数GPa)を超えると、結晶格子を構成する原子を格子間位置へ弾き出す、つまり自己格子間原子(SIA)もしくはSIAループを放出して自らの体積を獲得し、サイズを増大させていく。これをループパンチングと呼ぶ。弾き出された原子は格子間位置に集合し、格子間型の転位ループが次々と形成されていく。これがHeバブル形成の初期過程である。照射積算量が増加し、バブル(He-空孔複合体)のサイズが増大していくと(~0.1 nm)、ループパンチングによる成長よりエネルギー的に有利となる照射誘起拡散(非熱過程)によるバブル同士の集合と合体(バブル間相互破断)による成長が優先的に発生する。このような過程を経て、TEMで観察可能(1 - 2 nm以上)なHeバブルへと成長する。Heバブルが熱的に移動可能となる1173 - 1273 K以上の高温においては、室温の場合と比較してバブル間相互破断を起こす確率が増加し、より激しい損傷組織が形成される[3.2.6-13]。

Heによる金属材料への照射効果を確認する目的で、LHDでは各種タングステン材料の照射研究が実施されており、高密度Heバブルは大きなものでは直径20 nm以上まで成長していることが観察され、材料表面は1000 °Cをはるかに超える温度まで上昇した履歴が伺える。これらの損傷組織は水素照射では見られないHe照射に特有の現象であり、このような高密度なバブル層の形成は、マトリクスの密度の減少による表面熱伝導率の低下、表面積の増加による不純物元素の付着のみならず、バブルやその周辺の欠陥層が新たな捕捉サイトとなり、水素同位体捕捉量の増大をもたらすなど、予期せぬ弊害に繋がる懸念される。ヘリカル炉のトリチウムインベントリーを考える上で、Heによるダイバータ材料の損傷問題を非常に重要な課題であり、研究を進めていく必要がある。

3.2.6-7 壁コンディショニング

核融合炉において、保守点検後スムーズにプラズマを立ち上げるためには、特に軽不純物除去を目的とした壁コンディショニングが必要になると考えられる。LHDにおいては、大気開放保守期間終了後に、低温ベーキング、グロー放電洗浄、ボロニゼーションを実施し、実験期間中は必要に応じてグロー放電洗浄やチタン蒸着を実施している[3.2.6-14,15]。LHDにおけるグロー放電電流は20 - 30 Aである。LHDの真空容器内側表面積はポートまで含めて約800 m²なので、真空容器壁に衝突する平均的な粒子束は $1.6 - 3.2 \times 10^{17}$ ions/m²/sとなる。FFHR-d1の真空容器内壁の表面積は、LHDの42 = 16倍として12,800 m²程度であり、約330 - 660 Aのグロー放電電流が必要と考えられる。放電電圧は200 - 300 V程度と仮定すると、必要な放電電力は70 - 200 kW程度となる。電極形状や配置をどのようにするかは今後の検討課題であるが、メンテナンス時に取り外すことになる上下ポート及び水平外側ポート部のブランケット第一壁の一部を電氣的に浮かして陽極とすることも考えられる。

核融合炉でボロニゼーションなど表面被覆による壁コンディショニングが必要なのは検討中であるが、少なくとも長期大気開放後の放電立ち上げ時には、酸素不純物を抑制するためにボロニゼーションがあれば役に立つと思われる。FFHR-d1でLHDと同程度のボロン膜を形成するのに必要なジボランの量は、真空容器内表面積が16倍になるとして、約400ノル

マルリッターとなる。

LHDとFFHR-d1では、装置の大きさも異なるが、特に運転時のプラズマ対向壁温度が大きく異なる。超伝導コイルへの熱侵入を抑制するため、LHDの壁温度は95 °Cで制限されている。一方FFHR-d1では、ブランケット表面の壁温度が500 °Cを超える高温になる。保守期間終了後に壁の温度をどのタイミングで上げていくのかは壁コンディショニング上も重要であり、今後の検討課題である。

3.2.6-8 遠隔保守

長期運用を目指すFFHR-d1では、定期的な保守点検により炉内環境の健全性を保つ必要がある。現在の装置と比べて大きな違いは高い放射線環境となることであり、遠隔装置は必須である。ブランケットおよびダイバータシステムなどの定期的な交換が必要な機器を対象に保守手法の検討を進めるにあたり、これまでの磁場閉じ込めプラズマ実験装置およびITERにおける遠隔保守の運用・開発の調査・研究を行っている。JETにおける多関節ブーム式ロボット、Tore Supraにおける真空中での駆動実験、ITERに向けた炉内保守装置開発が現在設計、実証試験が行われている装置であるが、これらはメンテナンス期間中に外部から専用の遠隔保守装置を導入し、炉内パーツを交換するという方法である。一方、トカマク型原型炉設計では、ダイバータ、ブランケットおよび真空容器をカセットにまとめて分割し、一括で引き抜く方法も検討されている。[3.2.6-16,17]。FFHR-d1では、このような一括方式は現実的ではない、重量物の移送が可能な大型ロボット(ITERにおけるビークル型タイプ)と、特定の範囲を自由に移動可能な小型の移動ロボットの2種類の併用を検討している。小型ロボットが核融合分野で用いられた例はない、ヘリカル炉では炉内の3次元構造のため、ポート部に設置された観測窓からでは炉内に視野が確保できない場合があり、小型ロボットによる点検や作業ができないかを検討している。また、保守・交換方法は機器構造により大きく変わるため、構造設計と連携を取りながら検討を進めている。今後は、具体的な保守方法の検討を早急に進め、その実現性を示す計画である。

参考文献

- [3.2.6-1] T. Goto, et al., Plasma Fusion Res. 7 (2012) 2405084.
- [3.2.6-2] T. Tanaka, et al., Fusion Eng. Des. 87, 584 (2012).
- [3.2.6-3] H. Tamura, et al., Fusion Eng. Des. 88, 2033(2013).
- [3.2.6-4] T. Goto, et al., Annual Report of NIFS April 2011-March 2012, 234 (2012).
- [3.2.6-5] H. Tamura et al., Plasma Fusion Res. 3 (2008) S1051.
- [3.2.6-6] S. Masuzaki et al., Nucl. Fusion 42 (2002) 750.
- [3.2.6-7] N. Yanagi et al., 24th Fusion Energy Conf. (San Diego, USA, 2012) (Vienna: IAEA) FTP/P7-37.
- [3.2.6-8] N. Yanagi et al., Nucl. Fusion 51 (2011) 103017.
- [3.2.6-9] D.J. Edwards et al., J. Nucl. Mater. 191-194 (1992) 416.
- [3.2.6-10] S.A. Fabritsiev et al., Fusion Eng. Des 36 (1997) 505.

- [3.2.6-11] S. Ishino et al., J. Nucl. Mater. 283-287 (2000) 215.
- [3.2.6-12] M. Tokitani, Y. Ueda, J. Plasma Fusion Res. 87 (2011) 591.
- [3.2.6-13] M. Tokitani et al., J. Nucl. Mater. 415 (2011) S87.
- [3.2.6-14] S. Masuzaki et al., Fusion Sci. Tech. 58 (2010) 297.
- [3.2.6-15] K. Nishimura et al., J. Nucl. Mater. 337-339 (2005) 431.
- [3.2.6-16] K. Tobita et al., Fusion Eng. Des. 86,2730 (2011).
- [3.2.6-17] T. Ihli et al., Fusion Eng. Des. 82, 2705 (2007).

3.2.7 加熱設計

3.2.7.1 ECH 加熱

EBW 加熱実験

FFHR-d1 概念設計においては、炉心プラズマの立ち上げに用いる加熱手法として、中性粒子ビーム入射加熱 (Neutral Beam Injection: NBI)、電子サイクロトロン共鳴加熱 (Electron Cyclotron Heating: ECH)、及びイオンサイクロトロン共鳴加熱 (Ion Cyclotron Heating: ICH) の 3 つを検討している。これらはいずれも LHD で用いられている加熱手法であり、これまでに実験で得られてきた知見が FFHR-d1 の設計にも活かされている。これは、LHD 実験で実際に加熱を担当している研究者が、核融合工学研究プロジェクトにも多く参画していることによる連携の成果である。

3 つの加熱手法の内でも、特に ECH は入射ポートが小さく、ブランケットとの干渉が少ないために、トリチウム増殖比に与える影響も低い。このことから、FFHR-d1 では ECH を最有力候補として検討を進めている。FFHR-d1 の磁場強度はプラズマ中心で 5 – 6 T であり、基本波加熱で用いる電子サイクロトロン共鳴周波数は 140 – 170 GHz 程度となる。この周波数領域の大出力ジャイロトロンは既に 1 MW クラスのものが実用化されている。但し、この周波数領域の電子サイクロトロン波の遮断密度はおよそ $3 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ であり、これを超える密度での加熱が必要な場合には、第二高調波加熱か電子バーンシュタイン波 (Electron Bernstein Wave) 加熱を用いる必要がある。あるいは、新規に検討を開始した FFHR-d1B のように、磁場強度を増大することも運転密度の増大には有効である。5 – 6 T での第二高調波加熱には、200 GHz 帯の大出力ジャイロトロンが用いられることになる。これはまだ実用化されておらず、研究開発が必要である。EBW の研究は、核融合工学研究プロジェクトにも所属している研究者らによって LHD で精力的に進められている。

EBW は、磁場中のプラズマを伝搬する静電波であり、上記、遮断密度を超えた高密度において伝搬でき、電子サイクロトロン減衰により効率よくドップラーシフトしたサイクロトロン共鳴層で吸収させることが可能であるために、高密度プラズマの加熱手段として有力である。ただし、プラズマの外の真空領域から入射した電磁波は、プラズマ中のモード変換過程を介して静電波を高密度領域に励起する必要がある。このモード変換過程には、三つの方法がある。一つは、電子サイクロトロン共鳴層に対して異常波を高域混成共鳴領域でモード変換を起こさせる方法 (X-B 法) で、高磁場側から入射した場合には、右回り遮断 (R-cutoff) 層を通らず、高域混成共鳴 (UHR) 層付近で電子バーンシュタイン波に変換することができる。低磁場側から入射した場合には、UHR 層の手前に R-cutoff 層が必ず存在し、通常は電磁波が通過できないが、波長と密度勾配が適当な関係を満たす場合には、トンネル効果による X モードの侵入が期待でき、UHR 層近傍で直接バーンシュタインモードに変換することが可能となる。しかし、LHD や FFHR などの大型高磁場装置では、波長に比べて、密度の勾配長が大きく、後者の条件を満たすことは困難である。もう一つは、電子サイクロトロン共鳴層に対して低磁場側から正常波 (O モード) を斜め入射し、遮断層に存在する異常波 (Slow X) への変換を介して高域混成共鳴層付近で電子バーンシュタインモードへさらに変換するものである (O-X-B 法)。いずれのモード変換においても、X から B への変換効率は適当な

位置で高域混成波層に近づく限りほぼ 100% となるが、高磁場側からの X-B では装置の制約上、高磁場側にアンテナを設置するには常に多くの困難を伴う。一方、低磁場側からの O-X-B 法においては O-X の変換窓が狭く、プラズマパラメータに対応した変換窓に常に入射電力を集中させるための高精度、高速応答アンテナシステムが必要になる。

LHD においては、これらの実用性を検証するために、X-B 法においては、コイル直下となる高磁場側に反射ミラーを設置し、既設アンテナからプラズマ中を伝搬させずにこのミラーに電力を集中して高磁場側からの X-B 入射を可能とした。図 3.2.7.1-1 にその入射概念図とレイトレースの結果を示す。これらの予想の基に、カットオフ密度を超えるプラズマ密度に対して、加熱効果を検証したのが、図 3.2.7.1-2 である。一方、O-X-B 法においては、上述のように O-X モード変換において、非常に狭い窓の存在が予想される。図 3.2.7.1-3 は、LHD において、

現在斜め入射が可能なアンテナから入射する場合にプラズマの密度勾配を仮定してレイトレースを行い、到達する遮断層上の点において予想されるモード変換効率を示したものである。この予想に対して、実際に仮定した密度分布となるようにターゲットプラズマを生成し、ショットごとに入射位置を変えて電力変調に対する蓄積エネルギーの変化を観測した。図 3.2.7.1-4 がこれを時系列で示したもので、入射位置の違いにより、明らかな違いが存在すること、また、それが予想とは若干ずれた位置ではあるが、加熱効果が観測された窓の狭さは予想されるものに近いことが示された。この実験には、遮断密度を超える再現性のよいターゲットプラズマ生成が必要となり、より明確な結果を出すためには、ターゲットプラズマの安定生成とアンテナの高速掃引を可能として高効率変換窓のより精密な探索を行い、FFHR への外挿性を検討する必要が

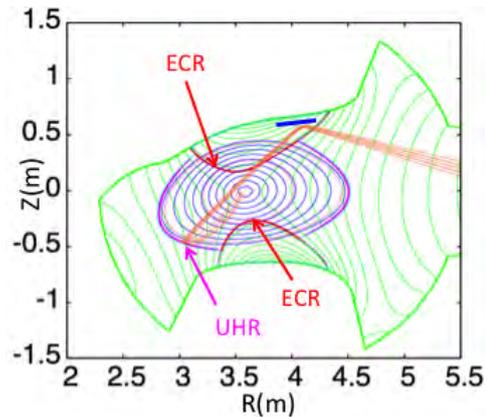


図 3.2.7.1-1 高磁場側に設置した反射鏡(青)と、ポロイダル断面上に投影したレイトレース結果。既設入射アンテナから高磁場側にビームを伝送し、高磁場側からの入射を可能にした。ECR 層を通過後、UHR 近傍でバーシュタインモードに変換した後、磁気軸近傍まで伝搬してドップラーダウンシフトしたサイクロロン減衰により、中心部近傍で、電力が吸収される。

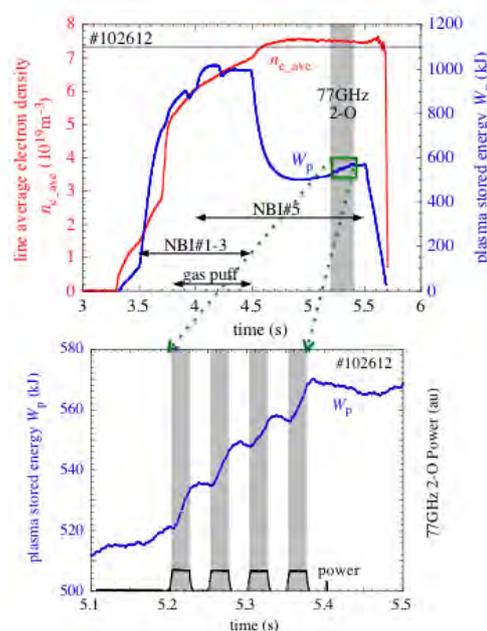


図 3.2.7.1-2 NBI により生成されたカットオフ密度($7.7 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$)を超える密度領域で、80%近い加熱効率を確認。

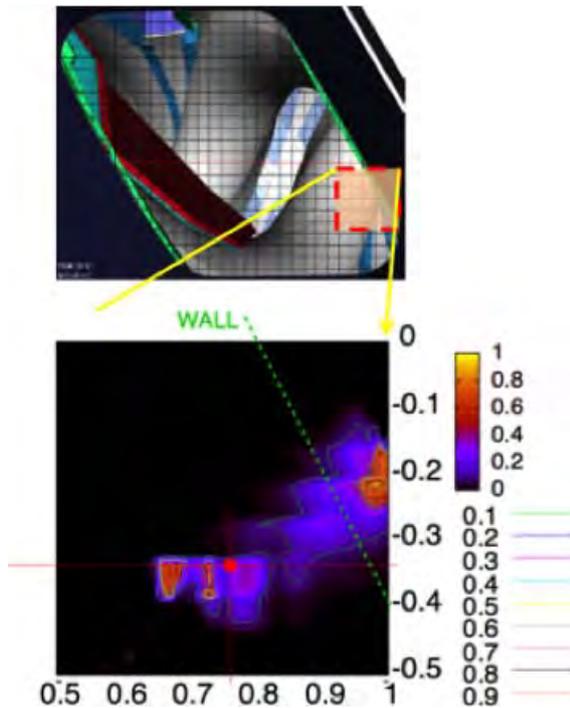


図 3.2.7.1-3. 既設2-O アンテナからの入射によってレイトレースから予想される O-X モード変換窓。下図は変換効率の等高線を表す。

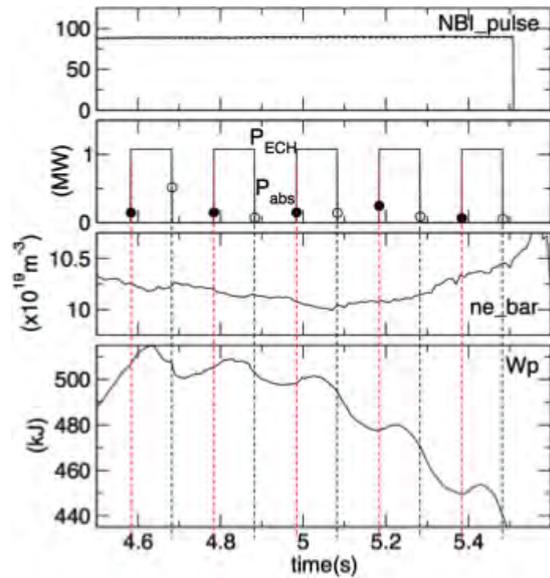


図 3.2.7.1-4 遮断密度を超える NBI 生成ターゲットプラズマに対して図 3.2.7.2-3 の変換窓付近を狙って入射した場合の蓄積エネルギーの応答。最大 20%の変換効率が予想されるのに対して、実験的には、16%の加熱効率が得られた。

ある。また、これに関連して、加熱の逆過程としての放射測定により、高効率変換窓の探索も並行して進めている。FFHR においても同様の高効率変換窓の狭さは予想されるものの、変換窓の幾何学的大きさがプラズマの大きさにスケールすること、高周波数化により、ビームの発散がより小さく抑えられることも予想される。

3.2.7.2 NBI 加熱

大電力 FFHR-d1 用 NBI では 1.5~2.0 MeV の入射エネルギー域を選択しているが、これらのエネルギーにおける高中性化効率を得るため必然的に負イオン源を用いる。核融合科学研究所では LHD プラズマ加熱用に NBI 用負イオン源の開発を行って来たが、FFHR-d1・NBI 用イオン源の新たな開発項目は次の4点に集約される。

1. メンテナンスフリーイオン源の開発
2. 入射ビームの高エネルギー化
3. 長時間ビーム入射
4. コアプラズマからの中性子束遮蔽

現行の LHD NBI 用イオン源に用いているフィラメント・アーク放電ではフィラメント断線が起こるため、安定に目標ビーム出力を得ることが不可能になるため、RF 負イオン源の開発が必要となる。FFHR-d1用イオン源では、後述するようにより低ガス圧が必要であり、また低

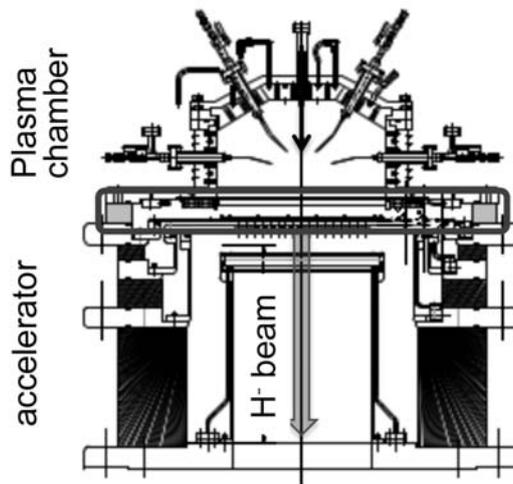


図 3.2.7.2-1. LHD NBI 用負イオン源の断面構造と負イオン生成と輸送機構についての計測領域。

電子温度で高密度プラズマを高効率生成可能なヘリコン波ドライバーを用いる計画である。現在コンパクトな FET-RF 電源を用いた RF プラズマの生成実験を共同研究で行っており、負イオンを含むプラズマの総合的な測定を行った。(一般共同研究:東北大学 安藤 晃)。

NBI 用負イオン源では、イオン源内に Cs を導入し負イオン電流密度を増加させている。Cs 導入により負イオン電流は劇的に増加する一方、余剰な Cs がイオン源から漏れ出し、ビーム加速電極でのブレイクダウン(電極間放電)を誘発する。イオン源内での Cs リサイクルングについて、イオン源内壁温度、Cs 凝集量、イオン源内部の Cs 蒸気圧の計測と、数値計算による Cs 分布を合わせた解析を行った。また、最近、負イオン生成面温度を変化させるのではなく、一定温度で保持することにより、負イオン電流量を保持できることがわかってきた。(JAEAトカマク国内重点化装置共同研究 カテゴリーB-④:JAEA 花田磨砂也)。

負イオン生成効率の最適化については、負イオン生成機構とイオン源内部のビーム引出孔までの負イオンの輸送機構の理解が重要であり、図 3.2.7.2-1.に示したイオン源ビーム引出し領域における負イオン生成と輸送に関する多角的な計測と、PIC コードによるシミュレーションを組み合わせた統合的な研究を行い、将来の NBI に必要不可欠な高効率負イオン生成についての研究を進めた(一般共同研究:慶應義塾大学 畑山明聖)。

核融合科学研究所では 1.5~2.0 MeV のビーム加速実績は無いが、ここ数年電極間ブレイクダウンは局所的電界強度のピークを緩和し、イオン源のプラズマ生成室へ導入する Cs 量を制御することによりブレイクダウン回数を低減できることがわかった(一般共同研究:JAEA 小島有志)。また、イオンビームを 1.5-2.0 MeV まで加速する場合、ビーム加速域での電界の平行性、各孔から引き出される単一ビームの収束性、そして多孔から引き出される多ビームレットの軌道修正が必要になる。単段加速系は多段加速系の初段加速と考えることができるが、LHD NBI では加速電極系の電界強度に対する最適化と Cs 導入量の最適化を行い、ほぼ 90 %の入射成功率を達成した。

ビーム軌道解析とビームによる熱解析は ITER NBI 用加速系と共用の計算コードを準備しており、現在イタリア ITER NBI グループと実験と計算コードのベンチマークを行っている。LHD NBI 用加速系でのビーム軌道計算結果の一例を図 3.2.7.2-2 に示す。なお、今後このコードによって FFHR-d1 用加速系の総合的なビーム解析を行う予定である(日伊共同研究: Istituto Gas Ionizzati del CNR Consorzio RFX Gianluigi Serianni etc.)。

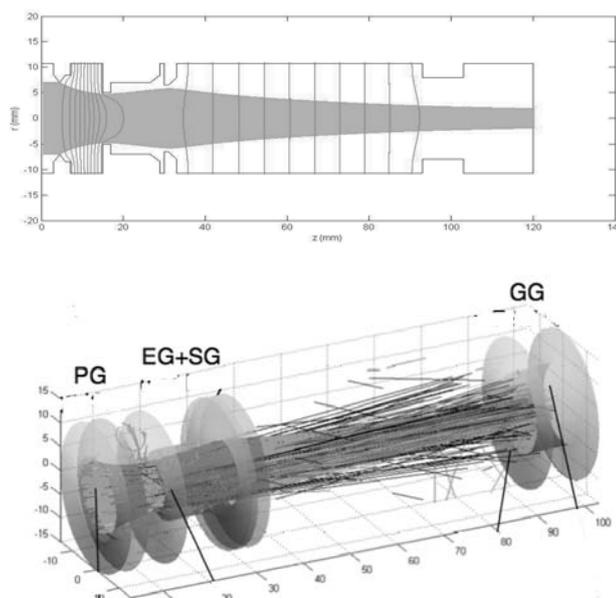


図 3.2.7.2-2 LHD NBI 用加速系内の水素負イオンビームの(a)2次元軌道と、(b)電極間ガス圧を考慮した3次元計算結果。

3.2.7.3 ICRH 加熱

核融合炉においてもプラズマ点火・核融合反応を安定維持するまでの加熱が必要であるため、電磁波・中性粒子を用いた加熱が必要不可欠である。ヘリカル炉では電磁波を用いた加熱手法として、イオンサイクロロン周波数帯の電磁波を用いた ICH、電子サイクロロン周波数帯の電磁波を用いた ECH が研究されている。ヘリカル型核融合炉はトカマク型核融合炉と違い、電流駆動が本質的に必要ないため核融合反応量の調整および維持に着眼した加熱研究を行う必要が有る。

核融合科学研究所では、ICH を行うために必要な MHz 帯の電磁波増幅に関する進捗状況として、定常的に高効率(~60%)でかつ大電力な発振(~1.5MW)を達成している。ただし物理実験を可能とするために周波数等の自由度を持たせた設計であるため、核融合炉の磁場が確定した後、発振器の最適化をすることで、増幅器の省スペース化および更なる高効率化が検討されている。大電力電送およびアンテナへの入射のために必要な機器として、整合回路としての液体スタブチューナー・真空境界としてのセラミックフィードスルーを用いた大電力定常実験および研究を合わせて進めている。液体スタブチューナーは液面の高さを制御することで整合を変更しているため、大電力伝送中でも整合調整を可能とし、約1時間におよぶ ICH+ECH による定常加熱実験(0.5MW)でも正常動作を実証した(LHD 計画プロジェクトの連携)。今後更なる大電力定常に関する研究を進め信頼性の向上を行う。

電磁波をプラズマへ入射するために必要な機器としてアンテナがある。特に ICH 時に生じる局所的な温度上昇および RF シース効果に代表される寄生加熱は、加熱効率の低下を引き起こすだけでなく、真空容器内への深刻なダメージを与える可能性があるため、物理研究を通しその低減方法について研究が進められている。LHD で行われている ICH 実験では、大電力アンテナ・波数制御アンテナ・高電力密度アンテナの3種類のアンテナを用い ICH 加

熱に最適なアンテナ形状および電磁波励起分布について研究を進めている。近年のCADおよび電磁解析シミュレーションの進展により、精度の高いアンテナおよび真空容器形状の入力、プラズマ実験で確認されたプラズマ周辺部の磁力線構造の同定、定常実験で得られるホットスポットおよび熱バランス研究をアンテナ設計にフィードバックすることにより、アンテナの改善が進み、磁場に垂直に電流導体を設置することにより、放射損失

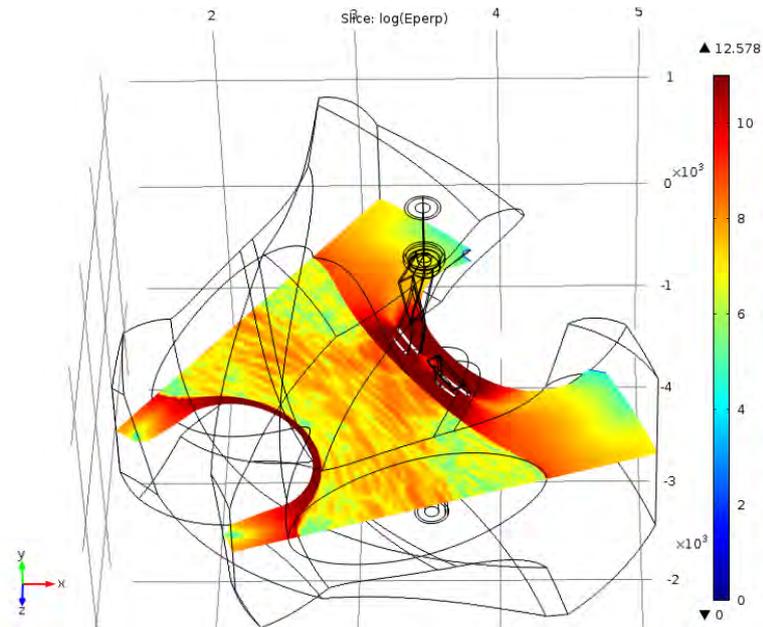


図 3.2.7.3-1 冷たいプラズマモデルを用いた ICH 電場分布。
(3次元磁場分布を実装した3次元波動計算)

(<20%)の少ない効率の高い加熱(>80%)に成功している(LHD計画プロジェクトの連携)。核融合炉では既存のプラズマに面した箇所へのICHアンテナを設置することは工学的に厳しく、ブランケットと一体化したICHアンテナの設計が必要である。既存の実験装置ではブランケットサイズを考慮したブランケット一体化アンテナ設計は厳しく、シミュレーションによるアンテナ設計手法の確立が必要不可欠である。核融合研ではCOMSOL Multiphysicsを用いてアンテナ形状を入力し、冷たいプラズマモデルを入れたフル三次元波動計算フレームワークの開発を進め始めた。図.3.2.7.3-1は既存のICHアンテナ(プロテクター・ファラデーシールドは除く)における基礎的な実験結果である。複雑な磁場構造を持つヘリカルプラズマにおいてフル3次元計算の実証は、物理実験で得られた知見を電磁解析シミュレーションに反映させることが出来ることを示唆し、核融合炉へ向けたアンテナ設計を大幅に前進させることにつながる。ただし現時点ではメッシュサイズが膨大となり、プロテクターなどの部品を入力した計算が出来ないため、メッシュの最適化・熱プラズマモデルの適用が今後の課題である。

3.2.8 燃料供給設計

自己燃焼プラズマの定常維持に必要な燃料供給特性を明確にし、燃料供給装置開発およびトリチウム循環系構築の指針とするために、燃料供給特性が自己燃焼プラズマの維持に及ぼす影響を調べた。自己燃焼プラズマの運転密度は $2 \times 10^{20} / \text{m}^3$ を超える密度となるため、周辺密度限界を避けつつ高密度を達成することが不可避となり、現時点では固体水素ペレット入射法が最も妥当な燃料供給手段であると考えられている。一方、炉条件の高温プラズマにおいては、ペレット侵入長が浅くなる事が容易に予測され、自己燃焼プラズマを維持するために必要な燃料供給が可能であるか否か明らかにする必要がある。これまで、閉じ込め特性のスケーリング則を用いた0次元モデルによる、自己燃焼プラズマへの燃料供給シナリオ検討が行われてきているが[3.2.8-1]、プラズマ分布の動的変化を考慮できないため、予測精度に曖昧さが残されていた。本研究では簡便ながら、大枠を外さずに燃料供給特性を予測するために、LHDにおける実験結果を基に、ペレット粒子デポジション特性と、密度分布の時間変化を求め、直接分布外挿法[3.2.8-2]を用いて温度分布の時間変化を求めた。

ペレット入射による燃料供給分布に関して、トカマク装置では高磁場側入射によるペレット溶発プラズモイドの $\mathbf{E} \times \mathbf{B}$ ドリフトによる非拡散的輸送が、浅いペレットデポジション分布を補償して深い燃料供給分布を実現するシナリオを検討しているが、ヘリカル装置では磁場構造の三次元性に起因して、溶発プラズモイドの非拡散的輸送の効果が限定的であることが、実験的[3.2.8-3]、理論的[3.2.8-4]に分かっており、燃料供給分布はペレットが溶発する位置によって決まると仮定し、単純な中性ガス遮蔽(NGS)モデル[3.2.8-5]によるペレット半径の減少率(式(1))から燃料供給分布を推定した。

$$\frac{dr_p}{dt} \propto T_e^{1.64} n_e^{\frac{1}{3}} r_p^{-\frac{2}{3}} \quad (3.2.8-1)$$

ここで、 r_p , T_e , n_e は固体水素ペレット半径、背景プラズマ電子温度、背景プラズマ電子密度である。粒子輸送特性に関しては、LHDの高密度長時間放電の密度分布解析結果によると、高密度放電では拡散に比べて対流のフラックスが十分小さく、単純な拡散的輸送で密度分布変化を近似できることから、式(2)によって密度分布の動的挙動を記述した[3.2.8-6]。

$$\frac{\partial n(r,t)}{\partial t} = D(r,t) \frac{\partial^2 n(r,t)}{\partial r^2} + \left(\frac{D(r,t)}{r} + \frac{\partial D(r,t)}{\partial r} \right) \frac{\partial n(r,t)}{\partial r} + S(r,t) \quad (3.2.8-2)$$

ここで、 n , r , D , S はプラズマ密度分布、プラズマ小半径位置、拡散係数、粒子源分布である。熱輸送は、LHD実験で得られた規格化圧力分布からgyro-Bohm型の閉じ込め特性を仮定した直接分布外挿法にて、上で求めた密度分布に対応する圧力分布を推定し、エネルギー閉じ込め時間のタイムスケールで、その圧力分布へ変化させる事で圧力分布の動的挙動を記述している(式(3))。また、温度分布は圧力分布を密度分布で除する事で求めた。

$$\frac{\partial p(r,t)}{\partial t} = \frac{1}{\tau_E(t)} \left((P_{\text{aux}}(t) + P_\alpha(t))^{0.4} n(r,t)^{0.6} B^{0.8} p_{\text{norm.}}(r) - p(r,t) \right) \quad (3.2.8-3)$$

ここで、 p , τ_E , P_{aux} , P_α , B , $p_{\text{norm.}}$ は圧力分布、エネルギー閉じ込め時間、外部加熱パワー、

α 加熱パワー、磁場強度、gyro-Bohm規格化圧力である。これらの方程式により求めた温度密度分布の時間変化とDT核融合反応断面積から核融合出力の時間変化を求め、自己燃焼プラズマの準定常運転シミュレーション計算を行った。本計算では、外部加熱入力が零となる自己燃焼状態を対象とし、ペレット粒子供給深さがプラズマ密度分布形成に及ぼす影響、および自己燃焼プラズマ維持特性に及ぼす影響を調べた。なお、ペレットのサイズは燃料供給に伴う核融合出力の変動が十分小さくなる様に、プラズマに含まれる粒子数(およそ 4×10^{23} 個)の5%となる 2×10^{22} 個とした。

ペレット侵入長が浅い場合、拡散によるコア部への粒子供給が不十分なため、十分な α 出力が得られず、自己燃焼プラズマ条件を満たす事ができなかった。また、このような周辺部への燃料供給条件下では周辺密度が密度限界を超える事からも運転シナリオとはなり得ない。規格化ペレット侵入長(λ/a)が0.3よりも長い条件では、自己燃焼プラズマの定常維持の解が見つかった。図3.2.8-1は λ/a を0.3から0.9まで変化させた時の、最も低い密度で自己燃焼状態を維持できる運転点における、定常燃焼状態の密度分布と温度分布を示す。 $\lambda/a=0.3$ の時はペレットデポジションが周辺部に限られるために、規格化小半径が0.7よりも内側の領域はペレット入射による変動の影響をほとんど受けず、平坦な密度分布となっている。ペレット侵入長が深くなるに連れて、密度分布は尖塔化し、 $\lambda/a=0.3$ ではほぼ1である尖塔化度($n_e(0)/\langle n_e \rangle$)が、 $\lambda/a=0.9$ では1.5まで大きくなる。このように、ペレット侵入長を変えて自己燃焼プラズマを維持したときの主要パラメータを図3.2.8-2にまとめた。ペレット侵入長が深くなると、(a)中心温度密度は増加し、温度は低下する傾向があり、(b)最低核融合出力の低減、燃焼率(供給粒子数に対する燃焼する粒子の割合)の増加、(c)単位時間あたりの燃料供給量の低減、に寄与する。このようにペレットの侵入深さは密度分布を決定することを通じて、自己燃焼プラズマの特性に影響を及ぼす。平坦分布になる $\lambda/a=0.3$ において、自己燃焼プラズマを維持するためには、最低限でも1.0 GWものアルファ出力が必要となるが、 $\lambda/a=0.9$ では0.7 GWまで低減可能であり、より現実的な炉設計が可能となる。また、燃料燃焼率は1.0%から2.8%まで増加し、自己燃焼プラズマを維持するために必要な水素同位体の循環量を1/4の量に減少させることが可能である。この水素循環量を1日当たりの量に換算すると、63 kg/dayから16 kg/dayへの減少となる。一方、そのような深い燃料供給特性を実現する

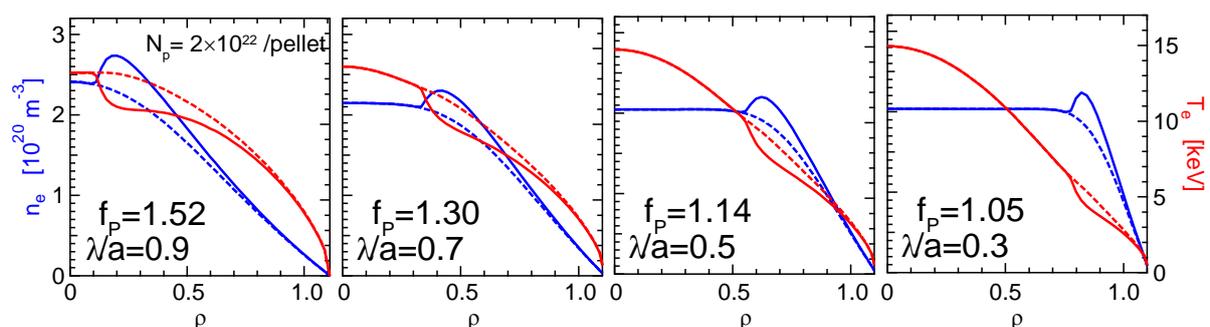


図3.2.8-1 ペレット侵入長(λ/a)が自己燃焼状態のプラズマ分布形成に及ぼす影響。

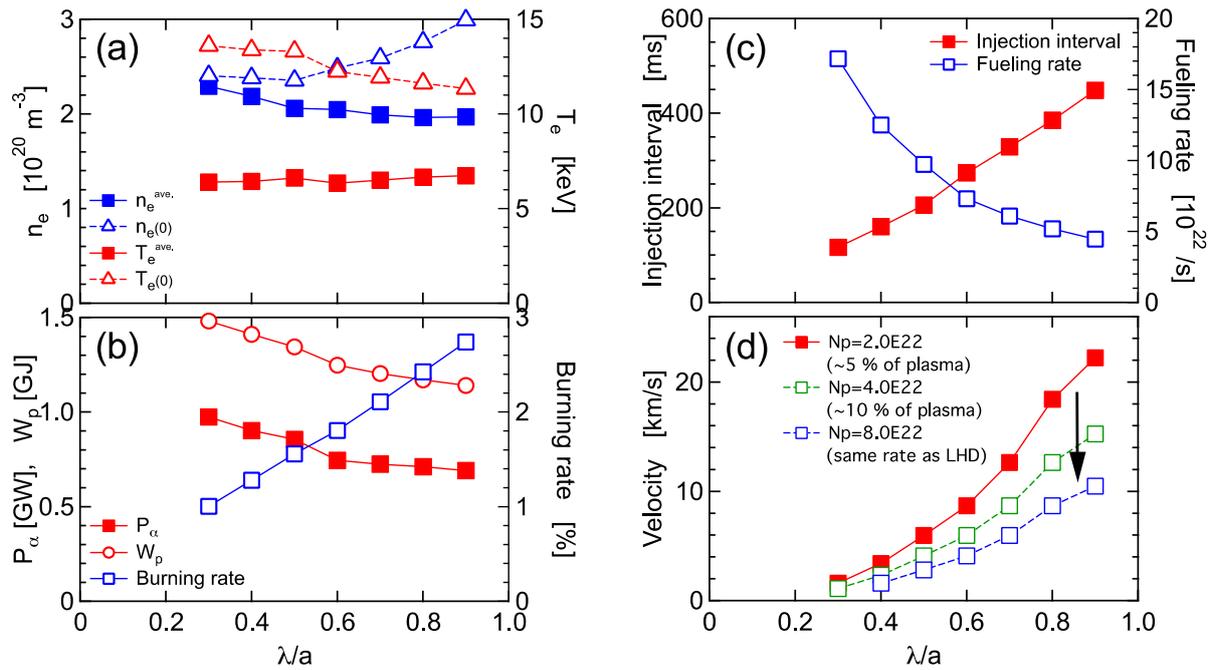


図3.2.8-2 ペレット侵入長に対する自己燃焼プラズマの主要パラメータ。

ためには、(d) 現在のペレット入射技術を大きく上回る20 km/sを超えるペレット入射速度が必要となる。もし、大きなペレットを使用することが可能であれば、ペレット速度を半減させることが可能であるが、大きなペレットによるコア粒子供給は核融合出力の変動を引き起こすことから、必要となるペレット速度を緩和する効果は限定的である。

燃料供給深さが $\lambda/a=0.3$ よりも浅い場合は、拡散によるコア部への燃料供給量が不十分であることと、周辺密度が密度限界に達することから、自己燃焼条件が達成できない。燃料供給深さが $\lambda/a=0.3$ よりも深くなるペレット燃料供給条件下で、自己燃焼プラズマの定常維持が可能となる。燃料供給深さが $\lambda/a=0.3$ のとき必要となるペレット入射速度は1.1~1.6 km/s程度であり、既存のペレット入射技術で想定しうる範囲の入射速度である。さらに深い燃料供給による尖塔化密度プロファイルは、核融合出力を適切に小さく保つこと、必要となる燃料粒子数を最小化することに寄与する一方で、尖塔化密度分布を実現するためには、既存の技術を大きく超えた高速ペレット入射速度(10~20 km/s)が不可避となり、ペレット入射速度の飛躍的な向上にむけた技術開発研究が急務となる。

[3.2.8-1] O. Mitarai et al., "Pellet injection algorithm for the FFHR helical reactor", Fusion Engineering and Design 70 (2004) 247–267.

[3.2.8-2] J. Miyazawa et al., "Direct extrapolation of radial profile data to a self-ignited fusion reactor based on the gyro-Bohm model", Fusion Engineering and Design 86 (2011) 2879–2885.

[3.2.8-3] R. Sakamoto et al., "Ablation and Subsequent Density Redistribution of Fueling Pellets Injected into LHD Plasmas", Proc. 29th EPS Conf. on Plasma Physics and Controlled

Fusion vol 26B (Montreux, Switzerland, 2002) P-1.074.

[3.2.8-4] A. Matsuyama et al., “Modelling of the pellet deposition profile and ∇b -induced drift displacement in non-axisymmetric configurations” Nuclear Fusion 52 (2012) 123017.

[3.2.8-5] P. Parks and R. Turnbull, “Effect of transonic flow in the ablation cloud on the lifetime of a solid hydrogen pellet in a plasma,” Physics of Fluids 21 (1978) 1735–1741.

[3.2.8-6] R. Sakamoto et al., “Pellet fuelling requirements to allow self-burning on a helical-type fusion reactor” Nuclear Fusion 52 (2012) 083006.

3.2.9 計測機器

3.2.9. 計測機器

ヘリカル型核融合原型炉であるFFHR-d1[3.2.9-1]を対象として、プラズマの制御や閉じ込め性能を把握する上で必要な計測機器の検討を進めてきた[3.9.2-2,3]。原型炉における計測機器には、高い中性子・ガンマ線線量環境下ならびに高温環境下での長期安定動作が求められるため、既存の核融合実験で用いられている計測機器全てが利用できるわけではない。これまでに、核融合工学研究プロジェクト計測タスクでは、原型炉における必須基幹計測機器という位置づけで磁気計測、中性子計測、ダイバータ計測、分光計測、干渉計/反射計計測、トムソン散乱計測、荷電交換分光計測を取り上げ、原型炉適用に向けた実施可能性調査を行うとともに(一般共同研究:東京工業大学 松田慎三郎)、なかでも特に計測機器単体として開発要素の大きい干渉計とトムソン散乱計については、機械的振動に強いディスパージョン干渉計、また観測窓が一つで機能するシステムにおいてコンパクトなライダートムソン散乱計測を最有力候補として位置付け、先行して要素技術開発を進めている。

FFHR-d1において、線平均電子密度は燃料供給や核融合出力制御に利用されるため、高い計測精度と信頼性が必須である。干渉計測は一般に高い密度・時間分解能を持つが、機械振動によって光路長変化が生じた場合、それが計測誤差になる問題がある。また、高密度領域での「フリンジジャンプミス」(プラズマによる位相変化が 2π を超えることに起因しており、レーザー光の屈折変位によって信号が途切れた場合、位相変化の絶対値が 2π の不確定性のために分からなくなることで生じる)は電子密度の絶対値が失われるため、計測の信頼性を著しく低下させる。既存の干渉計では、振動による計測誤差を抑制させるため、光学系を装置本体から完全に分離して除振構造を利用したり、2波長での計測で振動成分の除去を行ったりしている。しかし、FFHR-d1では装置の巨大さからすべての光学系を装置から分離することが不可能であり、また2波長干渉計では補正しきれない振動成分がある。フリンジジャンプの抑制には、レーザー光の屈折変位が小さい短波長光源が利用されるが、いずれも根本的な解決方法ではない。

原理的に解決する方法として、ファラデー効果を利用した偏光計測[3.9.2-4]とディスパージョン干渉計[3.9.2-5]がある。本計測タスクでは、FFHR-d1における信頼性高い密度計測系を構築するため、両者を組み合わせた密度計測器を提案[3.9.2-6]し、実証試験を進めている。ファラデー効果を利用した偏光計測は、プラズマ中の偏光面の回転が電子密度と磁場強度に依存することを利用したものであり、JT-60UやLHDにて原理検証に成功している。ディスパージョン干渉計は、プローブ光に基本波とその2倍高調波の混合波を使うものであり、機械振動成分が光学的に自己補正する特殊な干渉計である。図3.2.9-1にFFHR-d1におけるファラデー回転角とディスパージョン干渉計の位相変化を示す。光源を波長1.064 mmのNd:YAGレーザーを用いた場合、ディスパージョン干渉計の位相変化は1.7フリンジ、ファラデー回転角は2.4度である。ディスパージョン干渉計はフリンジジャンプを原理的に無くす1フリンジ以下に位相変化を抑制できないが、偏光計は1フリンジより十分に小さいため、同一光路で同時計測をすることで、仮にディスパージョン干渉計でフリンジジャンプが発生しても、補正することが可能である。なお、FFHR-d1で位相変化を1フリンジ以下にするためには、波

長は600 nm以下にしないといけないが、波長が短いほど真空容器内でのミラー反射率の低下が顕著になるため、FFHR-d1の装置・プラズマパラメータでは、現実的には1フリンジ以下のディスプレイン干渉計とすることは難しい。

ディスプレイン干渉計の問題は、測定信号強度の変動が計測誤差になることである。そこで、プローブ光に位相変調を与え、干渉信号に含まれる変調信号の強度比を用いた手法を提案している。本手法のベンチテストの後、システムをLHDに移設して実機での計測試験を2012年より開始した。本試験で使用している光源レーザーは、Nd:YAGレーザーより波長が一桁長い炭酸ガスレーザーであるが、提案手法の原理検証及び実機での問題点の洗い出しには有効である。図3.2.9-2に2013年に得られた計測結果の一例を示す(LHD計画プロジェクトとの連携)。

ディスプレイン干渉計で計測された電子密度は、既存のFIRレーザー干渉計と概ね10%程度の範囲で一致し、提案した手法で電子密度を計測可能なことを実証した。FIRレーザー干渉計との違いの原因には幾つかの要因が考えられるが、一つには両者の間の視線の違いがある。計測の分解能は、密度分解能を10秒間でのゼロ点揺らぎ幅で定義すると、時間分解能100 μsの時 $4 \times 10^{17} \text{ m}^{-3}$ であり、LHDにおいては典型的な放電で二桁程度の密度分解能に相当する。揺らぎを引き起こす要因の一つに、自己補正できなかった振動成分が考えられるが、通常の干渉計では機械振動によって光路長が1 μm変化することで $0.9 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ の密度誤差が生じることと比較すると、揺らぎは振動による光路長の変化分に換算すると約50 nmに相当し、除振設備無しで極めて高い性能で振動補正ができています。以上のLHDでのプラズマ計測により、変調強度比を用いたディスプレイン干渉計による電子密度計測が可能であることを実証した。

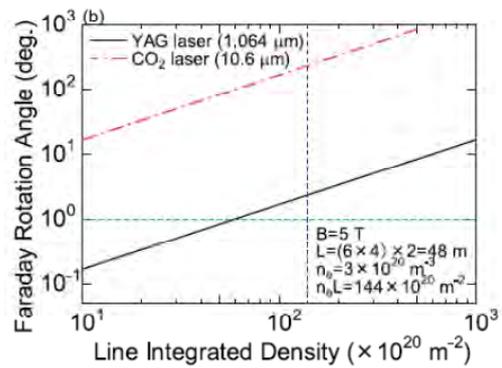
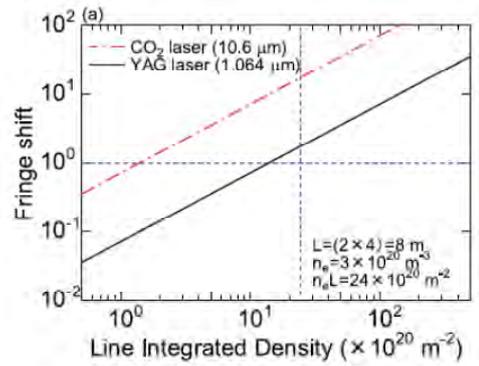


図 3.2.9-1 FFHR-d1 におけるディスプレイン干渉計の位相変化 (a) とファラデー回転角(b)

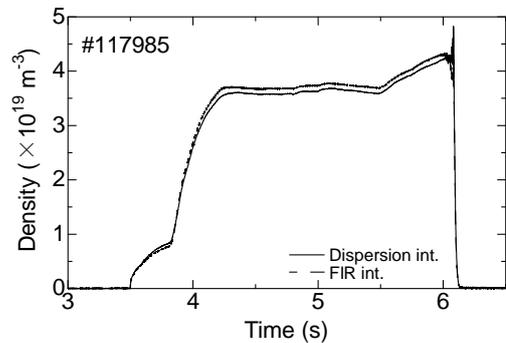


図 3.2.9-2 LHD における電子密度計測結果の一例

以上のように、LHDでの原理検証を行うと同時に、FFHR-d1での波長に合わせたベンチテストも同時に進めている。図3.9.2-3は、2倍高調波の生成試験の写真である。光源には連続発振8 WのNd:YAGレーザーを用い、2倍高調波の発生には、この波長領域で発生効率が高い反転分極構造にしたPPMgSLT結晶を用いている。市販の感度 10^3 V/W程度の光検出器を用いると、1 V程度の信号を得るには2倍高調波は1 mW程度 $((0.001\text{W} \times 0.001)^{0.5} \times 10^3 = 1\text{V})$ あれば良い。しかし、実機では真空容器内の第一ミラーの反射率の劣化が予測され、特に可視光領域では顕著である。例えば、LHDにて4か月程度のプラズマ実験後には、ミラー表面への炭素等の堆積物によって2桁程度反射率が落ちている[3.9.2-7]。そのため、本試験では100 mW以上の2倍高調波発生を目標とし、結晶内でのレーザー径等の光学設計を行った。その結果、これまでに300 mW程度の2倍高調波が得られており、一般にエネルギー密度が低くために2倍高調波パワーが小さい連続発振レーザーでも、第一ミラーの反射率低下を考慮した上でも十分な信号強度が得られることが確認できた。現在の仕様では、理論計算によると最大で2 W程度の2倍高調波まで得ることができる。今後、多チャンネル化のため、ビーム径や結晶温度等の最適化を行う予定である。



図 3.9.2-3 Nd:YAGレーザーとPPMgSLTを用いた2倍高調波発生試験

短波長レーザーを光源とする場合、前述のように設計において真空容器内ミラーの反射率低下を十分に考慮する必要がある。その一方で、どのような条件で反射率の低下が進行するかを理解することも重要である(九州大学とのLHD一般共同研究)。図3.9.2-4は、LHDにおいて実験開始前の壁コンディショニングのためのグロー放電を行った際、真空容器内リトロ反射鏡(SUS316)からの戻りレーザー光パワー(可視光)の推移を示したものである

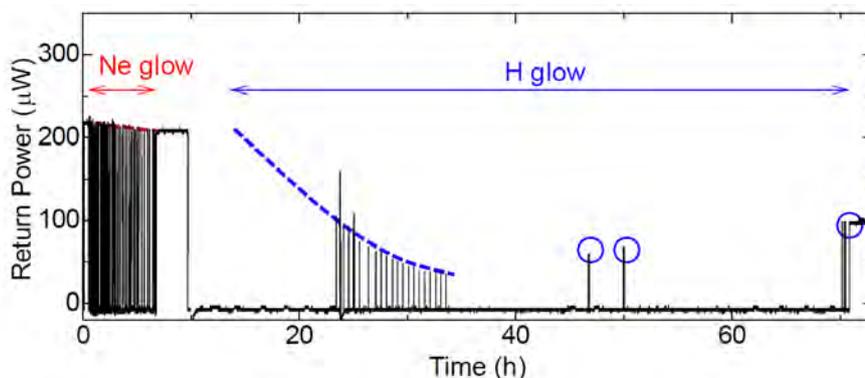


図 3.9.2-4 グロー放電洗浄時の真空容器からの可視レーザー光戻り光パワーの推移

[3.9.2-8]。これによると、質量が大きくスパッタリング率が大きいネオングロー放電では反射率の低下が大きくないが、水素グロー放電では反射率の低下速度が著しく、反射率はグロー放電洗浄開始前の1/2～1/3程度まで低下した。本リトロ反射鏡の反射率は実験サイクル終了までほぼこの反射率で推移し、ほぼ初期グロー放電洗浄で反射率が決まっている。反射率変化をもたらした原因は、水素グロー放電時で化学スパッタによって炭素ダイバータ板から炭化水素が発生し、それがミラー面に付着したことである。図3.9.2-5は、ミラー表面をGD-OESにて深さ方向の元素分析をした結果である。横軸が深さ方向に相当し、11秒程度の位置が当初のミラー表面に相当し、その上に炭素を中心とした堆積物があることを示している。堆積層の表面にはボロニゼーションによるボロンが検出されている。この計測を行った第15サイクルでは、プラズマ実験の直前にボロニゼーションを実験しているため、ミラー表面の堆積層は主にプラズマ実験前に行った初期グローで形成されたと考えられ、図3.9.2-4の反射率低下はグロー放電中の炭素堆積が引き起こすことが分かった。ダイバータ材にタングステンが予定されているFFHR-d1では、LHDと比較して炭化水素の発生量は少ないと考えられるが、放電洗浄の際には第一ミラーに対してはシャッターを閉める等の対処をする必要がある。また、計測ダクト壁での不純物の輸送を抑制するため、フィン構造等の設置[3.2.9-9]も有効である。

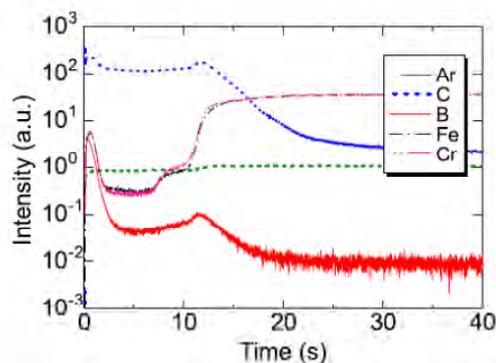


図 3.9.2-5 LHD 真空容器内に設置したリトロ反射鏡表面の GD-OES による深さ方向の元素分析結果

トムソン散乱計測装置は、電子温度分布計測の非常に有効な手法として多くの核融合装置に用いられている。FFHR-d1においても、トムソン散乱計測によって電子温度分布を計測することで、プラズマ性能向上や最適な運転条件での制御が可能になると考えられる。しかしながら、FFHR-d1では装置が大型かつ複雑になり、強放射線環境下にさらされるため、装置構成に様々な制約が課せられる。広く普及しているYAGトムソン散乱装置では、プローブレーザー入射窓用の開口と散乱光観測窓が必要となるが、放射線対策上望ましくはない。また電子温度分布の測定位置は、プローブ光と集光光学系を厳密にアライメントすることで一義的に決定していた。過酷な環境下では、頻繁な光路調整は現実的ではなく、長期的に位置精度を保持することは非常に困難である。このような課題の解決策としてLIDAR (Light Detection and Ranging) の原理を用いたトムソン散乱計測が考えられている。LIDARトムソン散乱装置では、①レーザー入射窓と観測窓を1つの窓で共有できる、②散乱光の時間分解計測によって位置情報を取得する、という特徴によって上記の課題を解決できる。LIDARトムソン散乱装置はすでにJETで実現されており、ルーティン的な計測に成功している。またITERにおいても、LIDARトムソン散乱計測を実装するための検討が進んでいる。本計測タスクでは、FFHR-d1における信頼性の高い電子温度分布計測システムとしてLIDARトムソン散乱計測の開発に着手した。

LIDARトムソン散乱装置では飛行時間法によって観測位置が決定される。例えばJETのLIDARトムソン散乱装置では、パルス幅300 psとレーザー、それ以下の時間分解能を持つ検出器系を用い、10 cm程度の空間分解能を確保している。このときレーザーは、出力エネルギー1 J、パルス幅300 ps、最大4 Hz動作のルビーレーザーが用いられている。ITERでは、積極的なプラズマ制御とプラズマからの背景光の増加によってレーザーに要求される仕様が厳しくなる。これまでの報告では、レーザー出力5 J、繰り返し率100 Hz、パルス幅250 psが必要であるとされている。上記のように、レーザーの開発はLIDARトムソン散乱計測実現の要である。

FFHR-d1でもJETの4 Hzの測定時間間隔は十分とは言えず、繰り返し周波数の増強が求められる。またDEMO炉では、プラズマからの背景光の増加が考えられるため、すくなくともITERで考えられているレーザーエネルギーが必要となる。したがってFFHR-d1では、レーザー出力5 J、繰り返し率10 Hz以上、パルス幅300 psのレーザー装置が必須であろう。このようなレーザー装置は、半導体レーザー励起Yb:YAGレーザー、マイクロチップレーザーから出力されるピコ秒パルスレーザー増幅する手法、位相共役鏡を用いたパルス圧縮でピコ秒パルスを得る手法などが考えられる。現在のところ、これらのレーザーシステムを要求仕様で実証することはコスト的に難しいため、本タスクでは技術的な優劣を評価しながら光源の検討を進めている。また繰り返し率向上によって光学素子で発生する熱光学効果(いわゆる陽炎に見られるように透過光学素子に屈折率分布が発生し、レーザー光の品質を劣化させる現象)への対策として熱効果に耐性のある透光性セラミックを用いた光学素子を開発して[3.9.2-10]、繰り返し率の高いLIDARトムソン散乱装置の実現に取り組んでいる。

参考文献

- [3.9.2-1] A. Sagara et al.,“Design activities on helical DEMO reactor FFHR-d1”, Fusion Engineering and Design **87** (2012), pp.594-602.
- [3.9.2-2] M. Isobe et al.,“Plasma Diagnostics Required for a Helical-Type DEMO Reactor”, Plasma and Fusion Research **7** (2012), pp.2405053-1-2405053-3.
- [3.9.2-3] NIFS 核融合工学研究プロジェクト FFHR 設計グループ, “ヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 概念設計中間報告書”, NIFS-MEMO-64, Apr.01, (2013), pp.153-164.
- [3.9.2-4] T. Akiyama et al., “CO₂ laser polarimeter for electron density profile measurement on the Large Helical Device”, Review of Scientific Instruments **74** (2003), pp.2695-2703.
- [3.9.2-5] T. Akiyama et. al, "Dispersion interferometer for Large Helical Device", Journal of Instrumentation **7** (2012), C01055.
- [3.9.2-6] T. Akiyama et al., “Conceptual Design of Electron Density Measurement System for DEMO-Relevant Helical Plasmas”, Plasma and Fusion Research **7** (2012), pp.2402013-1-2402013-4.
- [3.9.2-7] T. Akiyama et al., “Changes of optical properties of retroreflector installed in LHD”, Review of Scientific Instruments **78** (2007), pp.103501-1-103501-7.

[3.9.2-8] T. Akiyama et al., “Impurity Deposition on a First Mirror Surface during Hydrogen Discharges in LHD”, *Plasma Fusion Research* **8** (2013), pp.1402092-1-1402092-4.

[3.9.2-9] T. Akiyama et al., “Studies of reflectivity degradation of retroreflectors in LHD and mitigation of impurity deposition using shaped diagnostic ducts and protective windows”, *Nuclear Fusion* **52** (2012), pp.063014-1-063014-10.

[3.9.2-10] R. Yasuhara et al., “Thermally induced depolarization in TGG ceramics”, *Optics Letters* **38** (2013), pp.1751-1753.

3.2.10 発電システム

FFHR の最終目的は核融合反応によって生じる熱エネルギーを電力に変換し、系統に供給することである。系統に接続する発電システムでは接続する電力系統との取り合い条件を考慮したシステム検討が必要である。特に、プラント起動時の系統負荷の低減および急峻な電力変動抑制を考慮しなければならない。本節では、電力系統との接続を念頭においた発電システム検討を報告する。

3.2.10.1 定常運転時のパワーフロー

FFHR-d シリーズに関しては周辺機器の設計検討がまだ不十分である。そこで、一つ前のモデルである FFHR-2m を元にして主要な機器の電力を想定した定常運転時及び起動時の電力フローを図 3.2.10-1 に示す。なお、

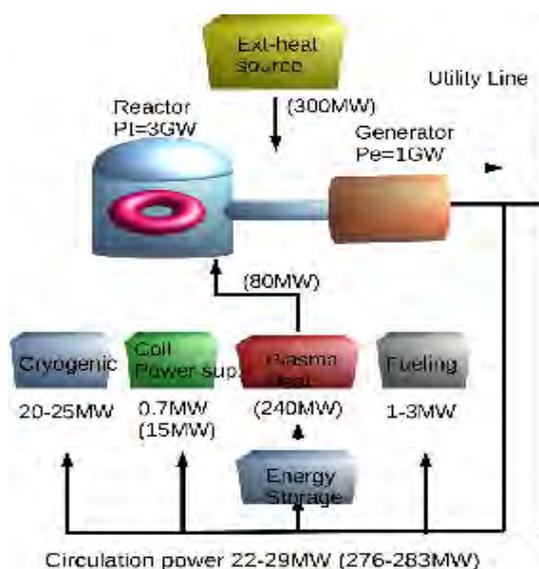


図 3.2.10-1 パワーフロー-2b

図には後述する補助熱源を含んでいる。図中、括弧内の数値が起動時に必要な電力である。現状の設計において自己点火による定常運転を狙った FFHR の特性、すなわち定常運転時の加熱電力が 0 になり少ない循環電力で定常運転が可能であることが示される。

ただし、冷却材循環動力などフロー図に組み込まれていない機器もあり、それらの検討が今後必要である。

3.2.10.2 プラントの起動手順

火力発電を参考にした FFHR が停止している状態から定常的な発電に移行する過程の検討を開始した。起動にあたっては、1. 超電導システムの冷却や真空の確立、2. 高温部材の予熱及びコイルの励磁、3. プラズマ点火および熱出力増大制御、4. タービンおよび発電機の起動、5. 電気出力を定格までの増大、の順序が必要である。特に、プラズマ点火前後から発電までの過程では、各部の温度、作動流体の圧力条件も考慮し、適切な時間で熱出力を変化させる必要がある。その際、炉心を部分負荷運転できるか否かが重要である。

そこで、1. 炉心の部分負荷運転が可能、2-a. 炉心の部分負荷運転が不可で補助熱源を使用する、2-b. 補助熱源を使用しない、の各場合について起動手順の検討を行った。

図 3.2.10-2 は炉心の部分負荷運転が不可で、外部に補助熱源(炉心出力の 10%程度)を用意した例である。これにより、炉心などの予熱を行うと同時に、蒸気タービンの起動に必要な蒸気の生成、発電機起動、系統連携をし、その後炉心出力を増大させて、タービン入力を核融合出力に切り替える。この場合には必要な熱をプラント内で供給するため、系統への負担が小さいという利点がある。

3.2.10.3 発電方式の検討

核融合の熱出力は、熱交換器を介してタービン発電機により電力に変換する。その際の変換効率は40%を目標とする。タービンの作動流体としては、(1)ヘリウムなどの不活性ガス、(2)水蒸気あるいは超臨界の水、を候補にする。

不活性ガスを利用したクローズドサイクルのガスタービン系においても多段の再熱サイクルとすることで40%の効率となりうるが示されている(清水(九州大学))[3.2.10-1]。しかし、現状では実用プラントがないため、当面は水蒸気を使用した蒸気タービンを中心に検討する。

構成は既存の加圧水型軽水炉(PWR)を参考とするが、目標効率40%を達成するためには最新火力と同程度の蒸気条件(700度 25-30MPa)とする必要がある。

再生再熱サイクル超臨界蒸気プラントをFFHRに適用した場合の概念図を図3.2.10-3に示す。FLiBeの使用温度は550度程度であり、ダイバータなどのより高温の熱源を使用した追加熱が必要となる。また、FLiBe熱交換器の最低温度も450度程度に制限されている。このため、復水は再生熱交換器あるいは他の低温源による加温が必要である。

これらの熱交換器での熱量と炉心各部の熱出力との整合が必要であるが、未だ検討を完了していない。引き続きプラズマ出力と整合するような再生蒸気量および条件の検討を進める必要がある。また、熱交換に関してもトリチウムの透過防止と交換効率の両立を目指す検討が必要である。

外部電源喪時に主要機器の除熱を如何に行うかも重要な検討課題である。非常時の冷却は自然対流を利用した受動的な循環によることが望ましい。これに対しては、初期のBWRと同様に非常用復水器による除熱および冷媒の循環、小型の蒸気タービンによる計装機器用の電源供給も検討している。

3.2.10.4 水素製造併用の検討

核融合熱出力利用の応用として水素製造を併用する構成も合わせて検討している[3.2.10-2,3]。図3.2.10-4に構成案を示す。1.輸送および貯蔵可能な燃料としての水素を製造する、2.水素を燃料とする発電機を併設することで電力

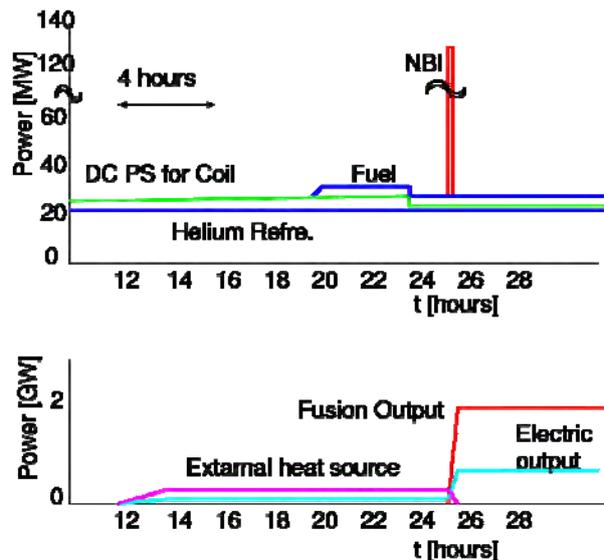


図 3.2.10-2 起動シナリオ例 2-b

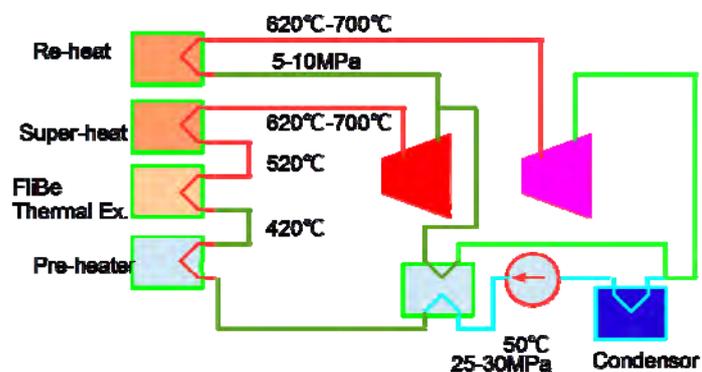


図 3.2.10-3 再生再熱サイクル構成図

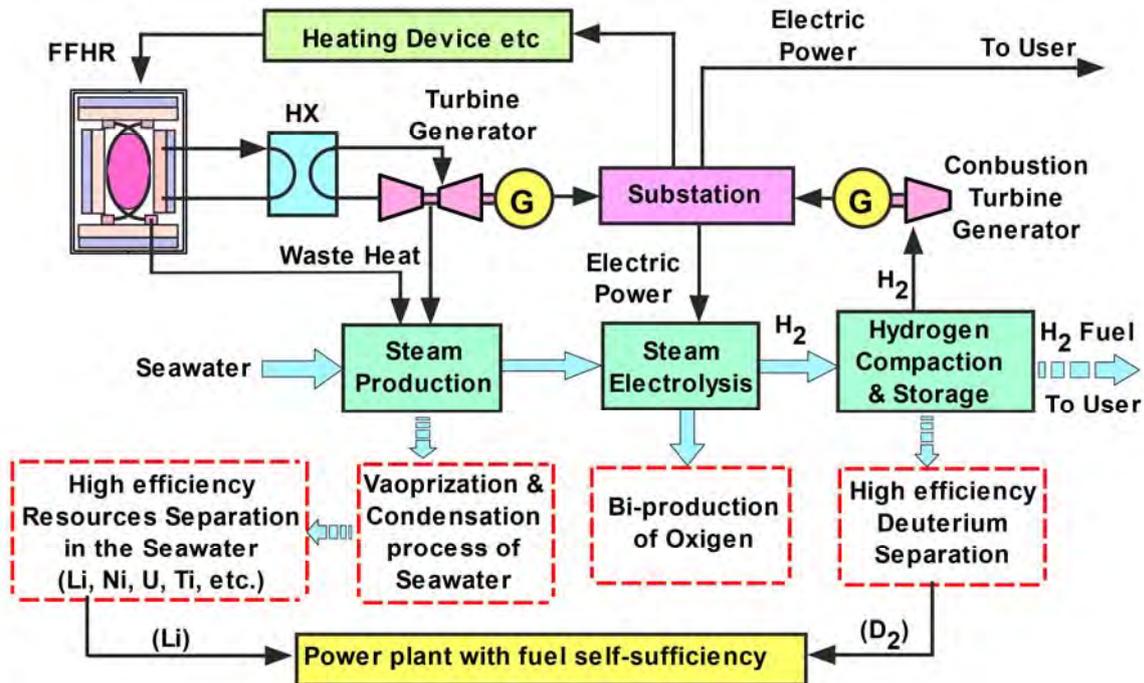


図 3.2.10-4 水素製造を併用する核融合プラント概念

需要変動を吸収し、一定出力での炉心運転を可能とする、3.プラント起動時に必要なエネルギー源として水素を利用する、ことが可能となる。同時に発電に使用しない廃熱を水素製造に使用することで、発電のみの場合と比較して、核融合出力全体のエネルギー効率の改善が見込まれる。

参考文献

- [3.2.10-1] Shimizu A., et al, "Feasibility of Helium Gas Turbine System for Molten Salt Blanket", NIFS Annual Report Apr.2006-Mar.2007 (2008)
- [3.2.10-2] S. Yamada et al."Conceptual design of the cryogenic system for the helical-type fusion power plant FFHR", Fusion Engineering and Design 82 (2007) 2817-2823.
- [3.2.10-3] S. Yamada et al. "Study on hydrogen production from steam electrolysis in LHD-type power reactor FFHR", Fusion Engineering and Design 84 (2009)1997-2001.

3.2.11 建屋設計

核融合炉建屋設計においては、建屋の種類とその配置、建屋のサイズ、及び設計要件(管理区域設定等)を考える必要がある。必要な建屋の種類については核融合炉の運転スケジュールや並行した開発要素の有無に、建屋のサイズ・設計要件は建設・メンテナンス工程に依存するため、建屋設計の詳細はこれらの検討が具体化したのちに進められることになるが、その前段階として、まず現在フランス・カダラッシュにおいて建設中の国際熱核融合実験炉(ITER)を参考にした情報収集・予備検討及び検討すべき課題事項の抽出を行った。

ITERは基本的にその機能ごとに建屋が割り当てられる形式となっており、全部で29の建屋・設備から構成されている[3.2.11-1]。これらのうちトカマク本体建屋、トリチウム建屋、計測建屋、ホットセル建屋、放射性廃棄物建屋、入退管理建屋及び制御建屋は放射線管理区域として取り扱われており、IAEAのSeismic Level 2(SL-2)に対応した耐震設計が求められている。更にトリチウム建屋、計測建屋、ホットセル建屋、放射性廃棄物建屋については航空機衝突も考慮した設計となっている[3.2.11-2]。FFHR-d1の場合、必ずしも機能ごとに建屋を区分する必要はないが(但しITERにおいても上記の放射線管理区域は共通の免震構造上に設置されており、実質上ひとつの建物とみなせるなど、完全に機能ごとに独立しているわけではない)、基本的にはITERと同様の機能をもった建屋が必要であると考えられる。これに加えて、発電を行うFFHR-d1においては、発電タービン等を備えた建屋(基本的に既存発電所のタービン建屋同様のものと考えられる)が、また加熱機器などについて運転と並行した開発・調整が必要な場合は専用の建屋が必要となる。一方、建設方法によっては、コイル巻線建屋、組み立てホールなどは規模を縮小する、または不要となることも考えられる。FFHR-d1は装置サイズ(コイル主半径で評価)がITERの3倍程度、熱出力はITERの6倍、トリチウム取扱量や中性子照射量はITERより1桁以上大きくなることから、本体建屋、トリチウム建屋及びホットセル建屋はそれらに応じITERよりも大きな体積が必要となる。また、増殖ブランケットにおけるトリチウム生産量によっては、サイト内でのトリチウムインベントリが局所的に増大することを避けるため、余剰のトリチウムを貯蔵するための独立した複数の建屋が必要になることも考えられる。

建屋内の機器配置の詳細検討についても、各機器の設計や中性子ストリーミング等の建屋内環境の情報が定まってから行うことになるが、まず予備的検討として、本体建屋のサイズと磁場環境、重量について検討した。FFHR-d1のクライオスタットの外径は49 m、高さは20.8 mと大きい。装置本体を収める、という観点では、LHD本体室(約40 m×70 m×50 m)やITER本体建屋(70 m×80 m×70 m、うち本体室相当部分は約45 m×80 m×70 m)と同程度の空間で実現可能である(図3.2.11-1)。もちろん加熱・計測等の周辺機器の設置空間や、メンテナンスのための作業空間及び交換した機器の移送空間が必要であるが、これら部分的な内壁等で仕切られた別の空間を活用することができるため、柱のない単一空間としては、過去に実績のある範囲にとどまると考えられる。一方で、作業スペース及び重量の観点から、最終的な装置設置位置近傍である程度まとまったパーツを作成しクレーン作業で組み合わせる、というLHDやITER同様の建設工程が取れない可能性がある。このため原子力発電所等の建設時にも採用されている、仮設建屋内で装置本体を組み立てた後、建

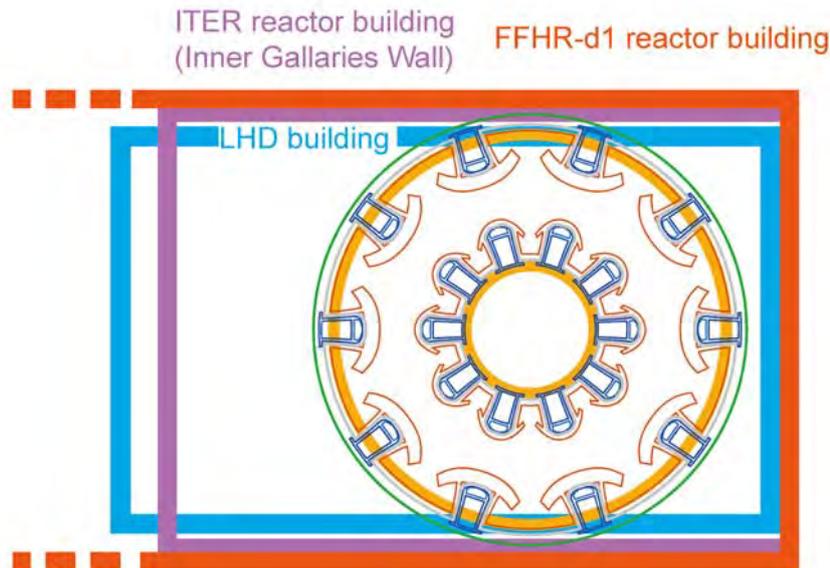


図 3.2.11-1 FFHR-d1 装置本体と LHD 本体室、ITER 本体建屋 (内壁) との比較。

屋をその周りに建設していく手法など、装置本体と建屋を一体として建設する工程の採用も考えられ、その観点からも建屋の構造を検討しておく必要がある。

なお、LHDにおいては、NBIのイオン源への磁場の影響を最小限に抑えるため、イオン源位置(主半径の2.5倍に相当)の漏れ磁場を抑制するよう、各コイルシステムの発生磁場量のバランスを調整している。これについて、垂直磁場コイルを2対に減らしたFFHR-d1では、このような特定の位置での漏れ磁場の制御をすることはできなくなる。そこで、本体建屋周辺の磁場環境を調べるため、垂直磁場の径方向分布の計算及びその等高線の装置本体との位置関係のプロットを行った。結果をそれぞれ図3.2.11-2, 3.2.11-3に示す。ここではプラズマ性能向上のため磁気軸の内寄せ制御を行ったことを想定し、真空磁気軸位置とヘリカルコイル巻線中心の位置との比が3.5 / 3.9 となるような垂直磁場コイル通電パターンにおける計算を行った。ここから分かるように、垂直磁場が0となる位置は磁気軸制御によって4 mほど装置中心側に移動するほか、装置外側における垂直磁場の極大値が大きくなるのが分かる。

但し、装置中心から33 mより外側では絶対値で100 Gauss以下にとどまっております、ITERにおける立ち入り制限基準値以下となっているほか、機器に対する影響も適切な磁場シールド等の設置により十分回避できるものと考えられる。このため、磁場の観点からは周辺機器配置に特段の影響はないこと、また逆に機器配置の観点から建

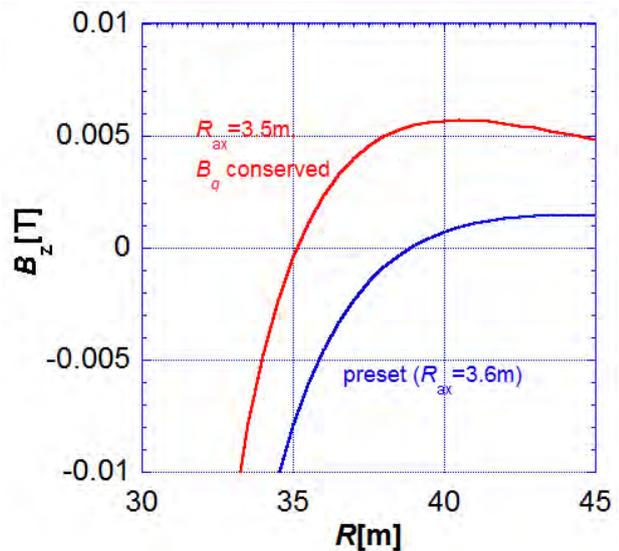


図 3.2.11-2 FFHR-d1 装置外部の垂直磁場分布。

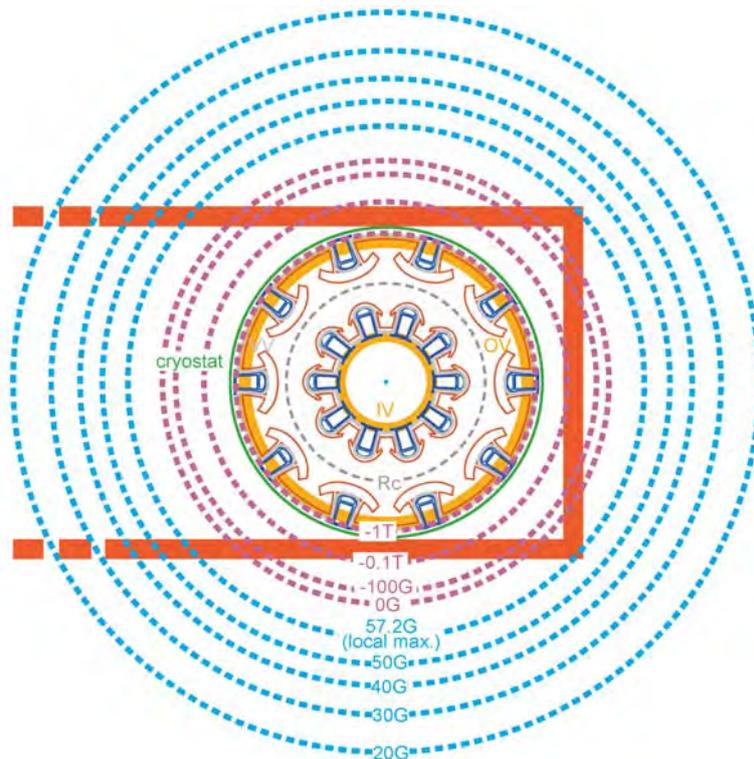


図 3.2.11-3 FFHR-d1 装置外部の垂直磁場等高線。

屋サイズをFFHR-d1本体サイズに対して極端に大きくする必要がないことが予測される。

装置重量について、ITERのトカマク本体の重量は23,000 tであり、単純にクライオスタット外径(28.6 m)と同じ直径の円の面積で考えると、 1m^2 あたりおよそ36tとなる。また免震構造上に載る全重量は360,000 tとなり、建屋面積(約10,000 m^2)よりやはり 1m^2 あたり約36 tを支える計算になる。FFHR-d1の全重量はまだ確定していないが、クライオスタットと同じ直径(49 m)の円の面積を考えると、同等の支持強度があれば68,000 t程度までを支えられる計算になる。ピリアル定理により装置重量はほぼ蓄積磁気エネルギーに比例することが知られており、この値は蓄積磁気エネルギー値(160 GJ)から推定される値の範囲である。周辺設備の重量は装置本体のサイズやプラズマパラメータの違いにそれほど大きく依存しないとすれば、各機器の重量の観点からもその配置が大きく制限されることはないであろう。従って各機器の設置位置は配管やケーブル等の取り合い、中性子環境、及びメンテナンス手法によって決まることになる。特に大口径ポートを生かしたメンテナンスを考慮すると、水平ポートと同じ高さ水準及び装置上部空間の大部分はメンテナンス用のスペースとなることが予想される。今後は周辺機器の詳細設計の進展に合わせ、本体建屋の階層別構造や周辺建屋の配置を具体化する。

参考文献

[3.2.11-1] ITER Final Design Report, Plant Description Document (PDD), Chap. 3.6 (2001).

[3.2.11-2] ITER Final Design Report, Plant Design Specification (PDS) (2001).

3.2.12 コスト評価

ヘリカル型核融合炉のコスト評価については、核融合炉のコスト評価の基本的な手法として広く用いられているGeneromakモデル[3.2.12-1]をヘリカル型核融合炉に適用したHeliCosコード[3.2.12-2]を用いた検討が過去行われているが、FFHR-d1の概念設計活動では、その定量性のさらなる追求を目的とした活動を展開している。

Generomakモデルでは、核融合炉の建設費を (a) 発電設備以外の周辺機器 (Balance of Plant; BOP)、(b) 炉建屋、(c) 核融合炉心特有の機器 (Fusion Island) に分類し、BOPについては熱出力、炉建屋についてはFusion Islandの体積、Fusion Islandのうち熱輸送系については熱出力に対するスケーリング則を用いてコスト評価を行い、Fusion Islandの残りの、具体的な物量が見積もり可能な超伝導コイル、ブランケット、遮蔽材および加熱機器については各機器の重量と重量あたりの単価 (加熱機器については加熱出力あたり) に基づく物量ベースの評価を行っている。ここで単価には単なる材料費だけでなく、加工・組立費、試験費などが含まれ、さらに20 %程度の余剰分が見込まれているほか、建設費全体にも15 %程度の予備費が計上されている。HeliCosコードでは、核融合炉のコストの重要な位置を占めるコイルのコストについて、LHD、ITERの建設における実績とFFHR-2m1の設計研究での検討をもとにより詳細な検討を行っている。ITERではコイルの巻線コストは超伝導線材コストの40-50 %と見積もられており、ヘリカルコイルの巻線コストはITERのTFコイルの巻線コストの1.2倍程度と予想されている。これらの分析により、HeliCosコードではコイルシステムのコストを最終的に蓄積磁気エネルギーと対応させ、15.9億円/GJという評価結果を得ている。この結果、核融合出力3 - 4 GW、装置サイズ16 - 17 mのヘリカル核融合エネルギー炉の総建設費は1ドル = 109円換算で7400 - 8500億円程度、運転期間で平準化した発電コスト (Cost of Electricity; COE) は8.8 - 9.9円/kWh程度と見積もられている[3.2.12-2]。FFHR-d1は蓄積磁気エネルギーが160 GJと上記見積もりで想定されている値 (130 - 144 GJ) より10 - 20%程度大きい、装置サイズが小さいことを踏まえると、総建設費やCOEは同程度 (8000 - 9000億円、9 - 10円/kWh程度) になると見積もられる。しかし、HeliCosコードは技術の習熟や量産による価格低減効果がある程度進んだ10基目程度のプラントを仮定した単価の評価が用いられており、具体的なコストの評価のためには、これら建設時点での想定条件等も考慮する必要がある。

このように、最終的なコストの導出に際してはまだ不確定性が多く含まれるため、まずはコスト評価の精度を向上することが重要と考え、そのために必要な検討事項の洗い出しおよび計算モデルの構築作業を進めた。上述の通りコスト評価は物量評価とスケーリング則からなるため、これらの改良が鍵となる。また、発電原価の評価においては、実効的な発電出力の評価、すなわち稼働率および所内循環電力のより正確な見積もりが必要である。物量評価については、コストのうち大きな割合を占める超伝導コイルについて、その正確な物量評価が重要である。これに関連し、原子力機構・名古屋大学と共同で、トカマク型核融合炉のトロイダル磁場コイルについて、素線の臨界電流密度や運転温度マージン、構造物の応力を整合性をもって評価しコイル断面における材料ごとの割合を計算できる超伝導マグネット設計コードSCONE[3.2.12-3]とシステム設計コードPEC[3.2.12-4]の連成計算を行うコードを開

発し、炉心プラズマ設計とも整合したコイル設計および物量評価を可能とした(H23-24年度BA原型炉設計共同研究:名古屋大学 大石 鉄太郎)。今後はヘリカル型核融合炉への適応を進める。また、スケールリング則については、核融合炉特有の機器(真空排気ポンプ、ブランケット冷媒流動用ポンプ、燃料供給システム、トリチウム燃料循環システム、超伝導コイル用低温システム等)のコストおよび消費電力の評価を進めている。このうち、超伝導コイル冷却用電力については、簡易モデルを用いてコイル内部での核発熱を設計パラメータ(炉心中性子出力およびブランケット・遮蔽体厚さ)から見積もり、必要な冷凍機消費電力評価するモデルを作成し、システムコードHELIOCSOPEへの導入を行った。これによりシステムコード内で整合性のある評価が可能になっている。さらにメンテナンス手法を考慮し、中性子壁壁負荷などの設計パラメータからプラント稼働率を定量化するモデルを構築し、システムコードへの導入の準備が整った(H25-26年度BA原型炉設計共同研究:後藤 拓也)。

このように、具体的なコスト評価は今後の課題であるが、コスト評価の精度向上のための課題抽出、およびそれに対応するための計算モデル構築が進行した。

参考文献

- [3.2.12-1] J. Sheffield, et al., “Cost Assessment of a Generic Fusion Reactor”, ORNL/TM-9311 (1986).
- [3.2.12-2] Y. Kozaki, et al., “Design windows and cost analysis on a helical reactor”, Nucl. Fusion **49** (2009), 115011(8pp).
- [3.2.12-3] H. Utoh, et al., “SCONE Code: Superconducting TF Coils Design Code for Tokamak Fusion Reactor”, J. Plasma Fusion Res. SERIES **9** (2010), pp.304-409.
- [3.2.12-4] K. Yamazaki, et al., “Burning plasma simulation and environmental assessment of tokamak, spherical tokamak and helical reactors”, Nucl. Fusion **49** (2009), 055017(6pp).

3.3 工学基盤に向けた研究

3.3.1 超伝導マグネット

3.2.4節で述べたように、FFHR-d1の超伝導マグネットシステムは蓄積磁気エネルギーが160 GJに及び、3次元形状をしたヘリカルコイル(大半径15.6 m)には、最大経験磁場12 Tにおいて100 kA級の大電流導体が要求される。超伝導導体の候補として、現在、(1)ケーブルインコンジット(CIC)導体、(2)低温超伝導間接冷却導体、(3)高温超伝導導体の3種類を検討しており、各導体およびコイル巻線についてR&Dを進めている。このうち、(1)については、JT-60SA、および、ITERに用いる実機導体の評価試験やモデルコイル試験を遂行することでさらなる大電流容量が要求されるFFHR-d1用導体の開発につなげるべく技術を発展させている。これらの試験はJAEAとの共同研究によって進めているものであり、詳しい説明は4.3節を参照されたい。一方、(2)と(3)については、NIFSの核融合工学研究プロジェクト、および、大学との共同研究において進めているものであり、以下にこれまでに行ってきたR&Dの詳細を述べる。

3.3.1.1 低温超伝導間接冷却導体

3.2.4.2節に述べたように、複雑なCIC導体を用いた巻線に代わる方式として、間接冷却導体を提案し、金属系低温超伝導線材を用いた新しい導体を開発している。現状は、Nb₃Sn線材を撚り合わせ、アルミニウム合金製のジャケットに入れた構造としている。ジャケットは摩擦攪拌接合を行っている。この方式のLTS間接冷却導体のプロトタイプとなる縮小導体を試作し、短尺導体試験を行ってきた。以下では、これらの経緯と現状を述べる。

最初に試験を行ったのは、20 kA@8 T級導体である[3.3.1-1]。図3.3.1-1に断面を示す。9本のラザフォードケーブルを転位させて集合した導体である。この短尺サンプルを試作して、NIFS超伝導マグネット研究棟の中型導体試験装置を用いて試験を行った。最大印加磁場は8 Tである。この導体では、撚線バンドル部の隙間を埋めるために含浸材は用いなかったため、断面写真に示すように撚線部にかなりの空隙が見える。電流密度は35 A/mm²であっ

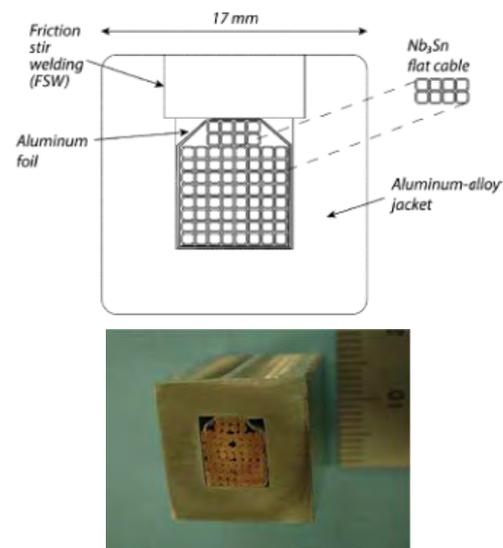


図 3.3.1-1 20 kA@8 T 級 LTS 間接冷却導体の断面図と実際に試作したサンプルの写真。

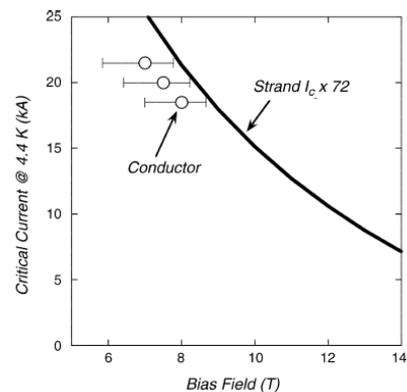


図3.3.1-2 20 kA@8 T級LTS間接冷却導体で測定された臨界電流。

た。温度4 K、外部磁場8 T において定格電流 20 kAが達成され、導体の臨界電流は、ほぼ素線の臨界電流の本数倍として予測される場所に観測された(図3.3.1-2)。

次に、さらに電流密度を上げるため、5 kA@12 T級導体の開発を行った[3.3.1-2-5]。この場合、電流密度は 55 A/mm^2 と設定した。また、撚線部の空隙はインジウムで含浸した。導体の断面を図3.3.1-3に示す。この導体を長さ約10 mで製作し、図3.3.1-4に示す巻数3ターンのコイル形状のサンプルとして、大型導体試験装置のスプリットコイル内に挿入して特性試験を行った。スプリットコイルの最大中心磁場は9 Tであるが、サンプルをコイル形状に巻いたため、サンプル導体に印加できた最大磁場は7.13 Tであった。臨界電流を $10 \mu\text{V/m}$ の電圧発生で定義すると、8 kAの臨界電流であった。臨界電流の磁場強度依存性について、図3.3.1-5にまとめる。これより、測定された臨界電流は、素線の本数倍より低く、磁場7 Tでは27%の低下である。これは、巻線サンプルにおける曲げ歪みを評価すると説明できる。導体に曲げ加工を行った場合、ラザフォードケーブルの中心を中立線として、その両側に対して発生する引張歪みと圧縮歪みが計算できる。素線に対する臨界電流の歪み依存性は図3.3.1-6に示されており、これ

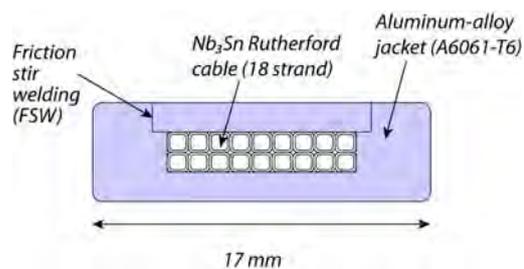


図3.3.1-3 5 kA@12 T級LTS間接冷却導体の断面図(上)と断面写真(下)。



図3.3.1-4 5 kA@12 T級LTS間接冷却導体を用いて製作した3ターンコイル形状サンプルの写真。

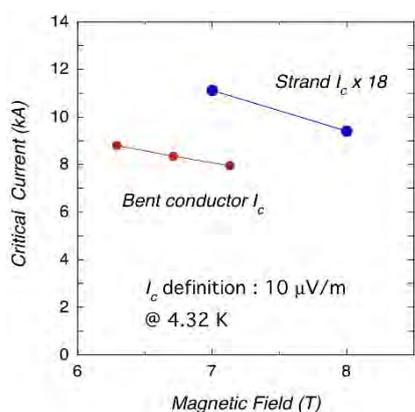


図3.3.1-5 5 kA@12 T級LTS間接冷却導体で測定された臨界電流の外部磁場依存性。

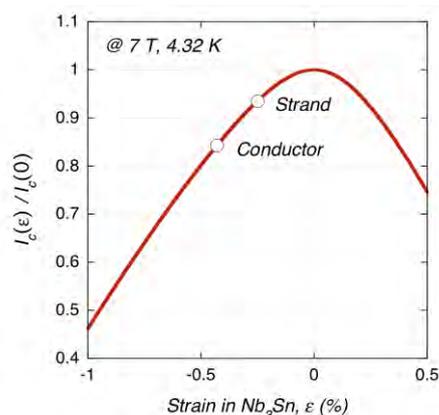


図3.3.1-6 5 kA@12 T級LTS間接冷却導体で予測される臨界電流の歪み依存性。

を用いた解析を行った結果、歪みがない場合と比べて導体の臨界電流は37%低下すると評価される。実験結果については27%であり、解析よりも少し歪みが緩和されており、良好な結果と言える。また、ジャケッティング工程や熱歪、電磁力による特性劣化は小さいものと判断できる。

上記で得られた5 kA@12 T級導体の試験結果を受けて、さらに高電流密度100 A/mm²の20 kA@12 T級導体の試作を行った。導体の断面図を図3.3.1-7に、試作した導体の写真を図3.3.1-8に示す。導体の主要諸元は表3.3.1-1に示す。現状の導体の電流容量は20 kAであるが、必要な電流密度を満たしていることがわかる。よって、ヘリカルコイルに用いるための大電流Nb₃Sn導体製造の見通しを得ることができたと考える。今後は、この電流密度を保持して導体サイズを大きくし、大電流化を図ることによってFFHRに必要な100 kA級の導体を実証する計画である。

そこで、100 kA級導体の試作を行った。導体断面の写真を図3.3.1-9に示す。図3.2.4-6に示した断面構成と比べると、一部の工程を簡略化している。具体的には、撚線を{超伝導素線6本+銅線1本}×12本×3列とし、高純度アルミニウム薄板も省略した。現段階では、素

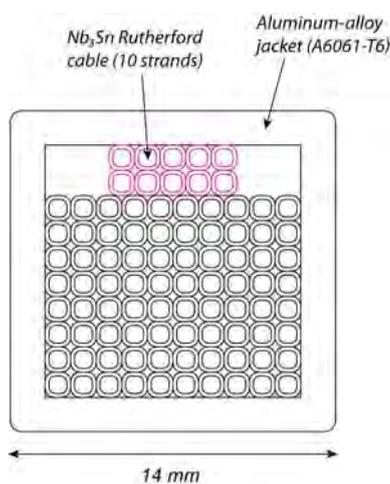


図3.3.1-7 20 kA@12 T級LTS間接冷却導体の断面図。

表 3.3.1-1 20 kA@12 T 級 LTS 間接冷却導体の主要諸元

定格電流	20 kA
定格磁場	12 T
導体サイズ	14 mm×14 mm
電流密度	40 A/mm ²
超伝導材料	Nb ₃ Sn
素線直径	1 mm
素線本数	90
素線間充填材	SnBi
素線充填率	>0.9
ジャケット材質	アルミニウム合金 A6061-T6



図3.3.1-8 20 kA@12 T級LTS間接冷却導体の写真。

線臨界電流の最適化についても今後の課題



図3.3.1-9 100 kA@12 T級LTS間接冷却導体の試作サンプル。

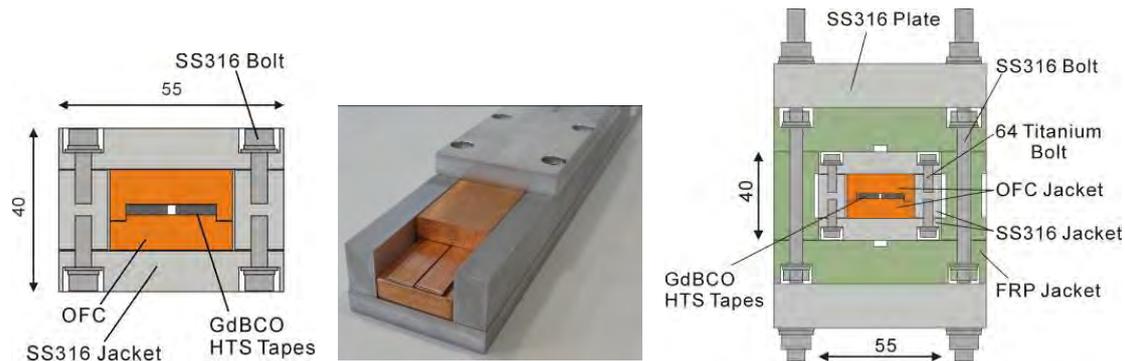


図3.3.1-10 30 kA級HTS導体サンプルの断面図(左)、モックアップ写真(中)、FRP断熱材とステンレス支持構造物も含めた断面図(右)。

としている。現状、短尺ではあるが導体製作に関して重大な問題点は見つからなかったため、実導体の製作が可能であると判断している。現在、この導体から素線を抽出して、臨界電流測定を行っている。

3.3.1.2 高温超伝導導体の開発

導体の選択肢のひとつとして高温超伝導 (HTS) 線材を用いた導体を検討している。HTS 導体は冷却安定性が高く、コイルがクエンチする心配を大幅に軽減できるとともに、巨大なヘリカルコイルを短尺導体の接続によって迅速に製作できると期待される。NIFSではFFHRへの適用をめざした100 kA級HTS導体の開発を2005年より進めており、10 kA級のプロトタイプ導体の短尺試験による原理検証から始めた。最初はBi-2223線材を積層した導体で温度20 K、外部磁場8 Tで10 kAの臨界電流を達成し [3.3.1-6]、これに続き、YBCO線材を用いて同様の条件で15 kAを確認した。これらの試験では、ヒータを用いて熱擾乱を与える安定性試験も行い、液体ヘリウム

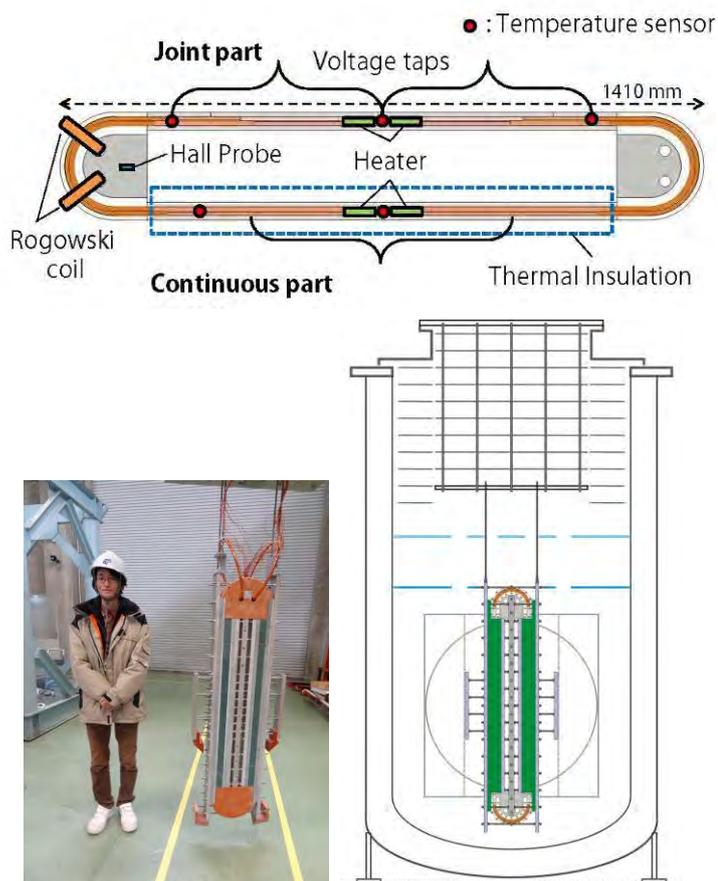


図3.3.1-11 30 kA級HTS導体サンプルの計測素子およびヒータの配置(上)、全体写真(左下)、大型導体試験装置ないにおける配置(右下)。

下で試験された浸漬冷却方式のLTS導体と比べて一桁以上高い安定性マージンを有することを確かめた。これらの成果を受けて、2012年8月、東北大学量子エネルギー工学専攻との共同研究として最新のGdBCO線材を用いて定格電流30 kA級の導体サンプルを製作し、試験を行った[3.3.1-7-9]。その後、2013年3月と5月にも再試験を行った。さらに、2013年10月には、GdBCO線材の量を増やし、100 kA級導体として試験を行った。以下ではこれらの結果について述べる。

30 kA級導体サンプルには、フジクラ製GdBCO線材 (FYSC-SC10、幅10 mm、厚み0.22 mm、臨界電流~600 A@77 K、自己磁場)を20枚用い、2列×10層で単純積層して銅ジャケットに収め、外側からステンレスジャケットをボルト締めして全体を強固に固定した。ステンレスジャケットの外側にヒータを仕込み、FRPジャケットを被せて断熱することで液体ヘリウム中において温度30 Kまでの試験を可能とした。通電時の強大な電磁力を支持するため、20 mm厚のステンレス板で全体を支持した。サンプルの断面構成を図3.3.1-10に示す。サンプル全体はレーストラック形状として、東北大学量子エネルギー工学専攻によって開発された機械的ブリッジジョイントによって接続し、1ターンループを形成した。サンプルの写真(第2回試験時)と導体試験装置内における設置の様子を図3.3.1-11に示す。スプリットコイルの磁場を変化させることによってサンプルに電流を誘起する方式を採用し、計算されるインダクタンスと接続抵抗の予測値より550秒の減衰時定数を期待した。第1回の試験の結果、温度20 Kにおいて30 kA以上の電流を1分間以上流すことに成功し、外部磁場6 Tにおいて45 kAの臨界電流を観測したが、減衰時定数は80-90秒と期待値の数分の1であり、45 kA以上に到達すると急激に電流が減衰した。これは、2個ある接続部のうちの片側の接続抵抗が予測値の10倍ほど高かったことが原因であった。そこで、接続部を改良してサンプルを再製作し、第2回試験を行った。

接続部を改良したサンプルにおいて温度20 Kで臨界電流を測定したときの通電波形を図3.3.1-12に示す。サンプル電流は、ロゴスキーコ

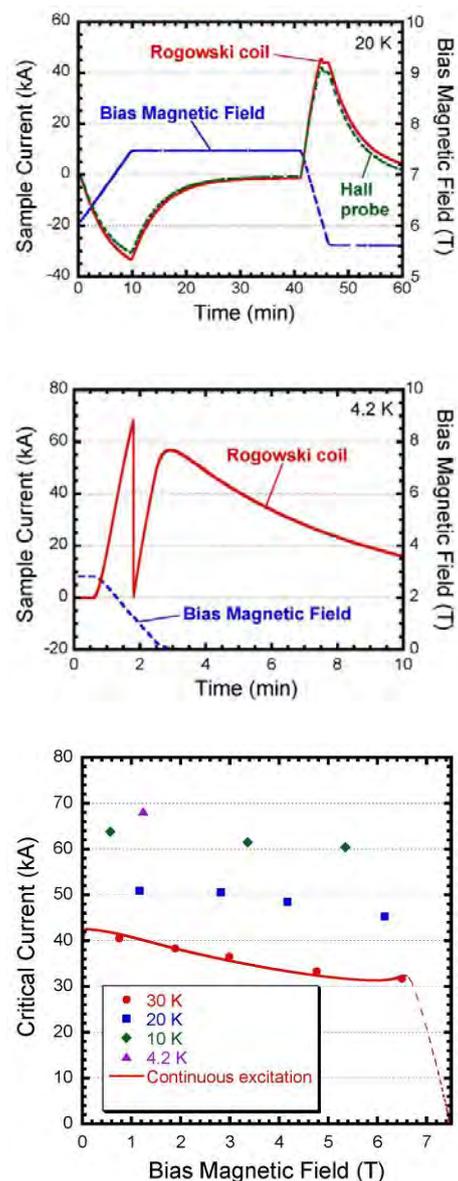


図3.3.1-12 第2回試験において得られた通電波形: 45 kA@20 K, 6 T (上)、70 kA@4.2 K, 1 T(中)、臨界電流測定値の外部磁場依存性(下)。

イルとホール素子を用いて測定した。電流の減衰時定数は約300秒であり、接続部からのクエンチは認められず、接続抵抗はほぼ期待値に近かった。図3.3.1-12(上)では正方向の電流において約45 kAで臨界電流に達し、電流波形がフラットになっているが、これによるクエンチは発生していない。臨界電流を越えた余剰分の電流が銅ジャケットを流れることで安定に通電できたものと考えられる。温度を4 Kに下げてもさらなる高電流までの通電を試みたところ、磁場1 Tにおいて約70 kAまで到達した(図3.3.1-12(中))。この場合はクエンチが生じ、電流が急速に減衰しているが、一度減衰した後、すぐに復活している。

本研究で製作した30 kA級導体では、HTS線材が単純に積層されているため、線材各部の磁場分布に応じて電流分布が決まり、最大の電流値まで電流が流れ、導体の臨界電流になると考えられる。また、線材各部の臨界電流密度は線材のテープ面に垂直方向(GdBCO線材の結晶のc軸方向)の磁場によって決まると考えられる。これらの考えを元に以下のようなモデルを立て、数値解析を行った。ここでは、レーストラック形状をしたサンプルの通常部の中央断面に対して解析を行った。これは実験で温度調節した際、直線部の中央をヒータで熱したため、導体の臨界電流はここで決まると考えられるためである。レーストラック導体断面に対して図3.3.1-13(最上)のように座標をとり、線材1列10層の束を1つの導体とみなし、それぞれ500の要素に分割した。1つの要素内で電流分布は一定とした。各要素には初期電流値を与え、その電流値から通常部の中央断面における線材面に垂直な成分(図のx軸成分)の磁場強度を求めた。その際、要素の中心点を磁場の計算点とし、各要素の電流値よりビオサバルの法則から磁場を求めた。計算された磁場強度から各要素における臨界電流値を求めた。その際に必要になる線材の臨界電流磁場特性は文献[3.3.1-10]から引用した。各要素

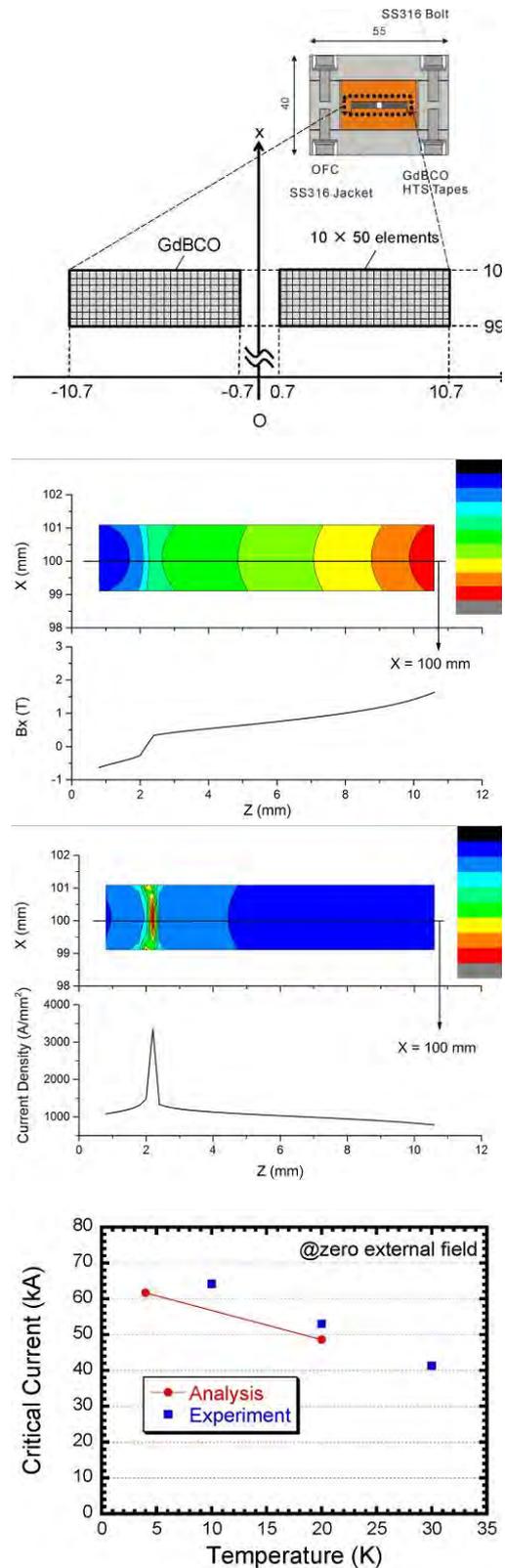


図3.3.1-13 HTS導体の臨界電流の数値解析における断面モデル、自己磁場分布、電流密度分布、ゼロ磁場における解析と実験結果の比較。

において、電流値が臨界電流値より大きいとき、その要素は臨界に達したとみなし、臨界に達した要素の電流値と臨界電流値との差分の合計を臨界に達していない要素に等分配した。要素の電流値が臨界電流値より小さいとき、その要素にある電流刻みに臨界に達した要素からオーバーフローした電流値を加え、再度、磁場強度の計算からこの過程を繰り返した。最終的にすべての要素が臨界に達したときの各要素の臨界電流値の合計をこの導体サンプル全体の臨界電流値とした。

温度20 Kに対して上記の数値解析を行い、サンプルの臨界電流値が求めたときの導体内の線材面に垂直な成分の自己磁場分布と電流密度分布を図3.3.1-13(中二つ)に示す。それぞれ導体中央の断面における値も載せている。導体の右端(z = 10 mm付近)が最も磁場が高いため、この付近で電流密度が低くなっている。磁場はz = 0 mmに向かってなだらかに減少し、それに伴い、電流密度は増加していく。磁場がゼロに近づくと、臨界電流が急激に増大するため、導体内の電流密度も急上昇しており、磁場ゼロのところで最大電流密度になっている。このことから、自己磁場分布と電流密度分布とが自己無撞着に解かれていることがわかる。図3.3.1-13(最下)に、外部磁場がゼロのときの臨界電流の数値解析結果を示す。このグラフには、実験で得られた各温度での臨界電流測定結果(図3.3.1-12)を外挿して求めた値も載せている。数値解析結果と実験結果は15 %以内@10 Kで一致した。これより、HTS線材単純積層導体内の電流分布について、現在の理解とモデルがほぼ正しいと証明できたものと考えられる。実験結果と解析結果の差の原因については、実験で使用した線材と引用した文献の線材との差や臨界電流磁場特性を文献のグラフから直接読み取ったことによる誤差などが考えられる。臨界電流の磁場特性に関しては、特にゼロ磁場での臨界電流値が実際の値より低い可能性があり、今後線材の臨界電流の磁場特性を実測するとともに、パーコレーションモデル等のスケーリングを用いて再度検討する予定である。また、今回は自己磁場条件のみの解析を行ったが、今後は臨界電流の外部磁場の角度依存性も考慮した解析を行い、導体の臨界電流の磁場依存性を再現する計画である。

HTS導体サンプルは機械的ブリッジジョイントを用いた接続部を有する。2012年8

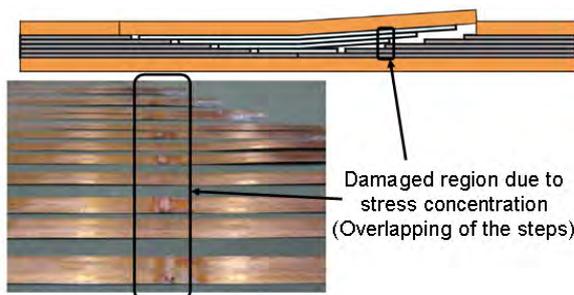


図 3.3.1-14 第1回試験後に解体したGdBCO線材で見られた「乗り上げ」の問題。

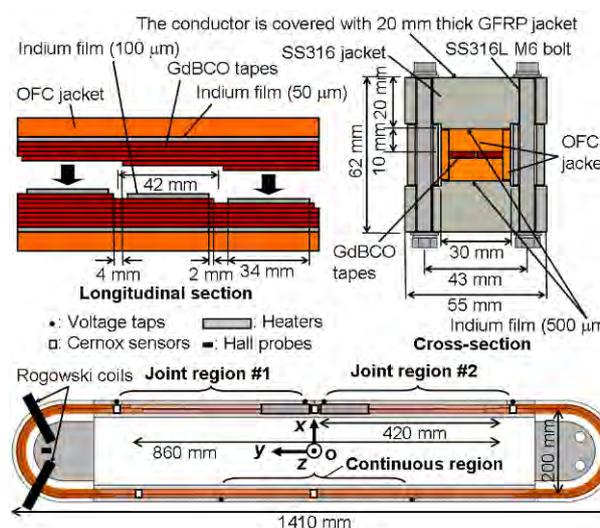


図3.3.1-15 第2回試験時の導体接続部断面とサンプルの全体配置。

月に行った第1回試験では、測定された接続抵抗が予測値より高く、接続部よりクエンチした。そこで接続部の構造を改良したサンプルを再製作し、2013年3月に再試験を行った。第1回、第2回試験ともに、導体サンプルは2列10層に単純積層されたGdBCOテープ（フジクラ製FYSC-SC10）を銅ジャケット、ステンレスジャケット内に収めて製作している。第1回試験では、接続抵抗が予測より高くなったが、サンプルを解体してみたところ、図3.3.1-14に示すようにGdBCOテープの階段部の一部がお互いに乗り上げ、接触面積の低下および応力集中による線材の損傷が観察され、それが高い接続抵抗となった原因であることがわかった。また、GdBCOテープ1層の機械的ブリッジジョイントの要素試験では、接合応力が50 MPa以上で接続抵抗が安定的に低下することが得られていたが、第1回試験のサンプルでは、接合応力を与えるステンレスジャケットの塑性変形が発生するという制約で35 MPa程度の接合応力しか与えられていなかった。そこで、ステンレスジャケットの厚さを10 mmから20 mmに変更し、最大100 MPaの接合応力を負荷できるように改良した。図3.3.1-15に第2回試験におけるサンプルの構造を示す。また、応力集中による線材の損傷を回避するために、接合面およびジャケット間に挿入するインジウム箔の設置位置・厚さ・サイズを調整して、接続部の施工を行った。

第1回、第2回試験の接続抵抗の評価結果を図3.3.1-16に示す。いずれの結果についても、接続部の温度4.2 K、通電電流30 kAのときに算出した接続抵抗である。また、機械的ブリッジジョイントにおいては接続部が2ヶ所あることになるが、図3.3.1-16の接続抵抗は2ヶ所の接続部の抵抗を合計した値を表わしている。図3.3.1-17より、第1回試験では接続抵抗が約25 nΩだったのに対し、第2回試験では約5 nΩに改善されたことがわかる。また、第1回試験で観測された接続部からのクエンチは第2回試験では観測されなかった。第1回試験では、クエンチ後、接続抵抗が上昇したが、第2回試験では臨界電流を超えた後のクエンチ（通常部）は何回か観測されたものの、試験全体を通じて接続抵抗の上昇は観測されなかった。したがって、クエンチを起こさないために十分に低い接続抵抗を実証できたと言える。

今回得られた接続抵抗より、接続抵抗率を算出すると約17 pΩm²であり、この値を用いてFFHR-d1のヘリカルコイルの接続部を冷却するために必要な冷却電力を計算すると、約5 MW

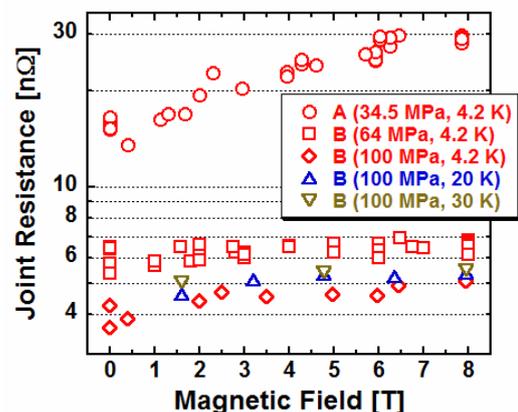


図3.3.1-16 第1回、第2回試験において得られた接続抵抗の磁場依存性。

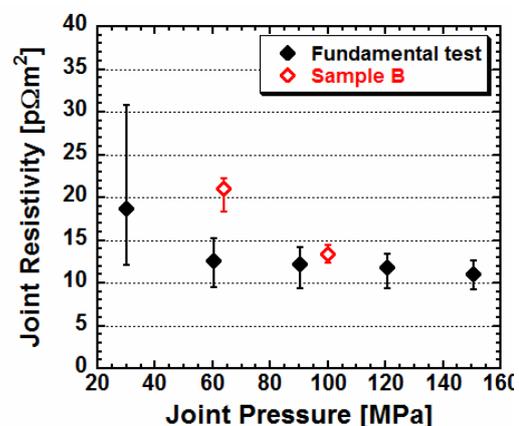


図3.3.1-17 第2回試験で得られた接続抵抗の接合応力依存性。

となる。その他、核発熱分などを冷却するために必要な冷却電力を約4 MWと見積もっても、低温超伝導設計オプションにおけるマグネット全体の冷却電力約30 MWより十分に低く、分割型高温超伝導マグネット設計を導入したヘリカルコイルの冷却電力は十分に低い。

以上の結果を受けて、100 kA級HTS導体サンプルの試験を行った。導体サンプルの断面構成を図3.3.1-18に示す。フジクラ製のGdBCO線材(FYSC-SC10、幅10 mm、厚み0.22 mm、臨界電流 ~600 A@77 K、自己磁場)を54枚用い、3列×18層で単純積層して銅ジャケットに収めた。30 kA級導体ではGdBCO線材を20枚(2列×10層)使ったため、線材量は2.7倍となった。外側には、機械的な固定のためにステンレスジャケットをボルト締めしている。これにヒータを仕込み、FRPジャケットで断熱することで液体ヘリウム中において温度30 Kまでの試験を可能とした。さらに20 mm厚のステンレス板を配置し、強大な電磁力を支持している。サンプル全体はレーストラック形状であり、東北大学によって開発された機械的ブリッジジョイントを入れて1ターンループを形成した。30 kA級導体サンプル(2列10層)では接続部のGdBCOテープを全て配置してから接合力を負荷して機械的接合を行ったが、今回は橋渡し部のテープを1層配置するごとに接合力(接触圧力119 MPa)を負荷し、接合状況を逐一確認する施工方法に変更した。

温度20 Kにおいて臨界電流を測定したときの通電波形を図3.3.1-19(上)に示す。サンプル電流は、ログスキーコイルを用いて測定した。サンプル電流が103 kAに達したところでクエンチが生じている。外部磁場は5.3 Tであった。クエンチは機械的な固定の甘い円弧部から生じた可能性があり、検討している。一方、図3.3.1-19(下)は、温度を4 Kまで下げ、低磁場においてサンプル電流が120 kAまで達した例である。クエンチは生じず、約20分に至る減衰時定数を確認した。この時定数より、所定の接続抵抗率を達成したことも確認できた。

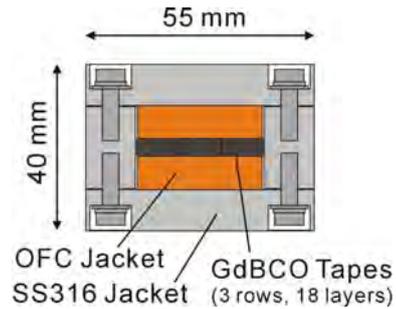


図3.3.1-18 第2回試験時の導体接続部断面と全体配置。

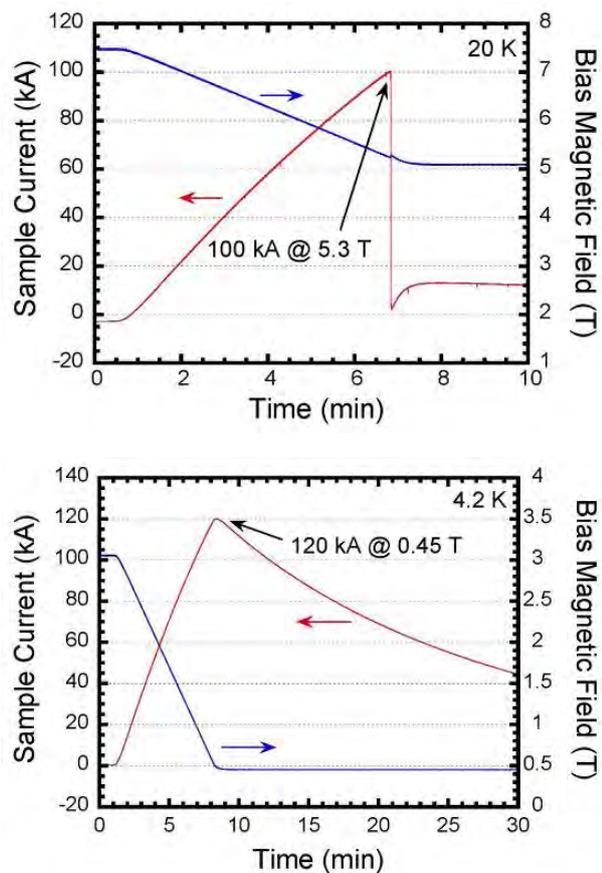


図3.3.1-19 100 kA級HTS導体サンプルの試験で得られたサンプル電流および外部磁場の時間波形。

3.3.1.3 極低温用ヒートパイプの開発

超伝導コイルの運転時に懸念される事象は巻線導体の一部の超伝導状態が破れ、それがコイル全体に広がっていくクエンチ現象の発生である。特に、高温超伝導コイルで想定される運転温度領域(>20 K)では、従来の低温超伝導コイルに比べて構成材料の比熱が大きく、さらに運転温度と臨界温度の差である温度マージンが大きいことから、クエンチが起きにくくなると考えられる。一方、運転温度の上昇により超伝導コイル構成材料の熱拡散率(=熱伝導率/(比熱×密度))が低下するため、コイル内で発生した熱を外部に速やかに取り出すことは難しくなる。これは、固体の比熱が温度の3乗で増加するのに対し、熱伝導率の上昇率がそれよりも低いことに起因している。コイル内部で発生した熱が蓄積すると過度の温度差や熱ひずみを生じ、超伝導特性の劣化を引き起こす可能性があることから、熱を速やかにコイル外部に輸送し、冷却する必要がある。そこで、高い熱拡散率を持った超伝導コイルの冷却構造を実現することが求められ、自励振動式ヒートパイプ(Oscillating Heat Pipe: OHP)に着目して高性能の熱輸送素子としての研究開発を行っている[3.3.1-11,12]。OHPは、加熱端と冷却端の温度差によって配管内に発生する自励振動を利用して気液混合の作動流体を移動させる形式のヒートパイプである。OHPの動作原理を図3.3.1-20に示す。OHPによる冷却では作動流体が加熱端から冷却端に瞬時に移動し、加熱端で液体から気体へ、冷却端で気体から液体に相変化することで熱が輸送されるため、温度差や時間遅れなく熱を輸送することが可能となる。

世界初となる極低温用OHPは、2枚のステンレス板にヒートパイプ流路となる溝をレーザー加工によって設け、その上下面に板を積層し全体を真空ロウ付けすることで立体的な流路を構成する薄いシート形状のものとして開発した。作動流体として、水素(18-24 K)、ネオン(26-32 K)、窒素(79-84 K)を用いた。作動流体を変えることによって幅広い温度域で使用できる。得られた実効的な熱伝導率は850-3500 W/m-Kであった。これは高純度の銅やアルミニウムの熱伝導率と比べて同程度以上である。OHPは原則的に入熱量が大きいほど熱輸送特性が良くなるため、過渡的に大きな発熱があった際に効果を発揮しやすく、実応用時にはさらなる熱特性の向上が見込まれる。OHPは材質がステンレスであることから機械的強度が高いという利点もある。

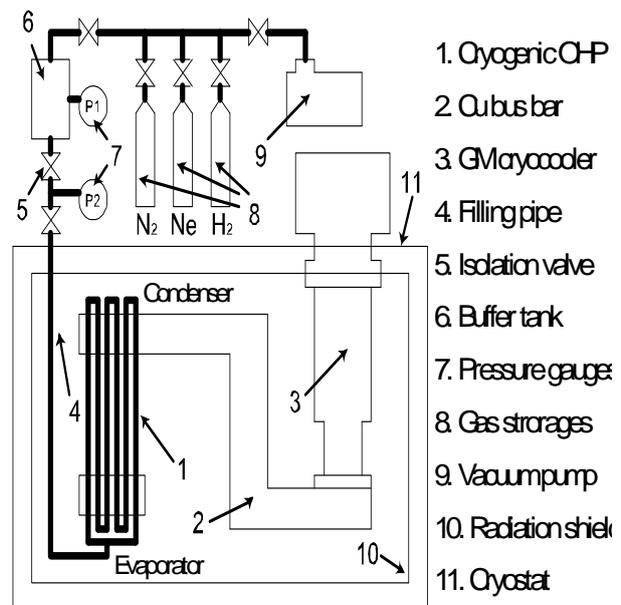


図 3.3.1-20 OHP 実験装置の概略図。

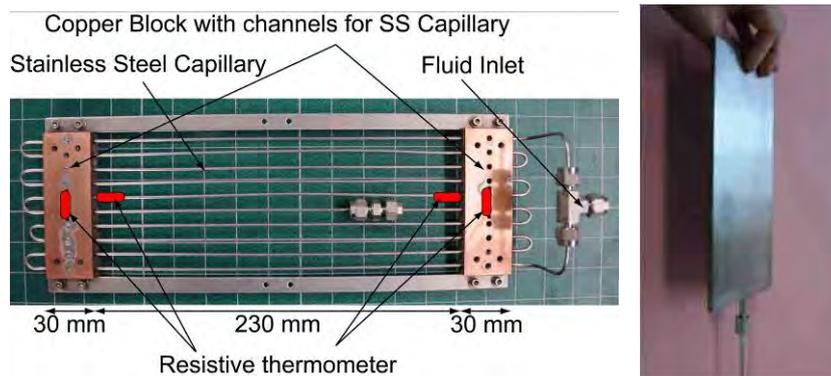


図 3.3.1-21 製作したパイプ状 OHP の写真(左)、および、シート状 OHP の写真(右)。

上述したように、低温動作OHPの研究は他に類がない。まずは低温での動作を確認するため、図3.3.1-21に示すようなパイプを8~10回折り返し、加熱部と冷却部に銅板を半田付けた構造のOHPを数種類試作し、低温での動作実証実験を行った。OHPは真空クライオスタットの中に配置され、冷却部は銅バーを介してGM冷凍機に接続されている。加熱部および銅バーには、それぞれフォイル状のヒータが表面に接着されている。冷却部の温度を銅バーにある調節用ヒータで一定に保ちながら、加熱部に入熱し、冷却部と加熱部との温度差を測定することによって、OHPの等価的な熱伝導率を測定した。OHPに封入する作動流体として水素、ネオン、窒素を採用した。実験パラメータとして、液体封入量、パイプ径、パイプ長さ、入熱量、OHP設置方向を変化させ、低温動作特性を評価した。

図3.3.1-22は、ネオンを用いた実験によって観測されたOHP内の圧力振動を示す。この実験では約1 Hzの比較的安定な振動が観測されているが、観測される振動はOHP形状や入熱量等の実験条件によって異なる。振動が観測されない場合、OHPは動作しておらず、等価的な熱伝導率は大幅に小さくなる。図3.3.1-23に、測定した等価的な熱伝導率の結果の例を示す。上の図はネオン、下の図は水素を作動流体として用いた場合の結果を示している。

グラフ中、凡例の D_i と FR は、パイプ内径と作動流体の液体封入率をそれぞれ表している。 $FR = 50\%$ であれば、入熱前の封入時にOHP内の半分は液体で、残りの半分は気体で満たされる。OHP内の等価的な熱伝導率は $500-11,500 \text{ [W/m K]}$ (H_2), $1,000-19,500 \text{ [W/m K]}$ (Ne), $5,000-18,000 \text{ [W/m K]}$ (N_2)となった。これらの値は、高純度の銅やアルミニウムのような低温で高い熱伝導性を示す金属の値と同程度かそれ以上である(例えば、残留抵抗比が100の銅の熱伝導率は、温度20 K、磁場1 Tの条件下で $2,000 \text{ [W/m K]}$ 程度)。これらの結果より、低温動作OHPは、高い熱伝導率・熱拡散率を持つ

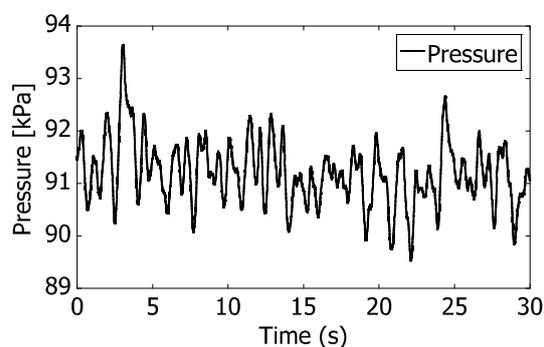


図 3.3.1-22 OHP 内で観測された圧力振動の時間波形。

ことが示され、高効率で高速応答性のある超伝導マグネット冷却を実現する新技術になり得ることを実証した。

FFHR-d1のヘリカルコイルにおいて間接冷却方式を採用する場合には、OHPを組み込んだ冷却パネルをステンレス製支持構造物に埋め込むことを考える。1モジュールを対象に有限要素法ソフトウェアANSYS11.0を用いて定常温度分布解析を行った。導体にY系HTS線材とアルミニウム合金を用い、周りに1 mm厚さのエポキシ系絶縁材があるとした。冷媒パス部は高圧ヘリウムガスを温度20 Kで固定し、冷却パネル部の熱伝導率を(1)OHP:1500 W/m K、(2)アルミニウム合金:12 W/m K、(3)ステンレス鋼:0.3 W/m Kとした。定常熱負荷として全領域で均等に1000 W/m³の核発熱があると仮定すると、(1)の場合、HTS線材部分の最大温度上昇は~1 Kに抑えられるのに対し、(2)の場合で~6 K、(3)の場合では~21 Kの温度上昇となった。これはOHPを組み込んだ冷却構造の優位性を示す結果である。従って、OHPを用いると冷媒チャネルの間隔を広くでき、冷却構造がより単純になり、建設工程やメンテナンスといった観点からも有益である。

3.3.1.4 低放射化超伝導線材開発

核融合炉を指向した大型超伝導マグネットにおいて、さらなる高磁場・高電流密度特性が要求されており、Nb₃SnやNb₃Al等の先進金属系、あるいは、YBCO等の酸化物系線材の適用が検討されている。一方、ITER以降の原型炉や発電プラントでは、長時間の燃焼プラズマによって大量の中性子が発生し、その漏洩や透過による超伝導マグネットの放射化が懸念される。マグネットの放射化は、機器の補修や廃炉等のスケジュールに影響し、中長期的観点から重要な課題となるであろう。このような観点から、NbやNi等の半減期の長い元素を構成要素として一切含まない「低放射化超伝導線材」と称し、開発を行っている。表3.3.1-2のように高磁場応用にはV₃Ga線材、低磁場応用にはMgB₂線材をそれぞれ取り上げ、それらの超伝導特性の向上を目的に、(独)物質・材料研究機構、九州大学、東海大学、富山大学、古河電工(株)、(株)大阪合金工業所等との有機的な連携をもとに検討を行っている。

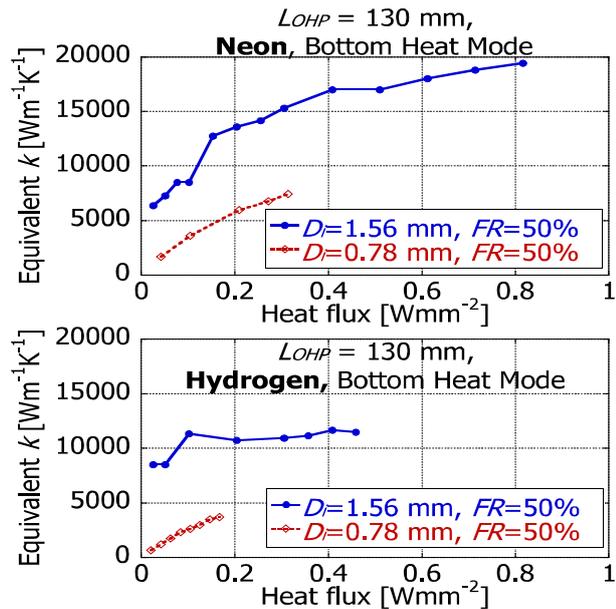


図3.3.1-23 熱輸送距離130 mmのOHPを用いた実験結果のパイプ径に対する比較。Ne、H₂ともに、内径1.56 mmのOHPの方が0.78 mmのOHPに比べて2~3倍の等価的熱伝導率が得られた。鉛直下側を加熱。

V₃Ga線材開発において、NIFSで独自に開発した高濃度Ga化合物粉末を用いることで複合線材加工性を実証し、さらに均質で化学量論組成を持つV₃Ga相の生成に成功している[3.3.1-13-15]。従来のV₃Ga線材よりも高い超伝導特性を得るべく、高融点成分であるTiGa₃化合物にCu添加した粉末を用いた線材構成を検討した[3.3.1-16]。その結果、V₃Ga超伝導体では最も高い24.5 Tの臨界磁場特性が得られ[3.3.1-17]、15 T以上の高磁場下でも良好な臨界電流密度特性を有している(図3.3.1-24)。線材断面構成の検討によりNb系線材と同等あるいはそれ以上の特性を示すV₃Ga超伝導線材が期待できる。

MgB₂線材については、図3.3.1-25に示すように通常のB原料粉末ではなく、中性子照射耐性の大きい¹¹B同位体をB源としたMgB₂線材を世界で初めて作製し、通常の臨界温度特性と同等であることを(独)物質・材料研究機構と九州大学の共同研究によって明らかにした[3.3.1-18]。今後は長尺線材化及び微細組織制御によって、さらなる特性改善が期待できる[3.3.1-19]。

表3.3.1-2 低放射化超伝導マグネットシステムの候補材料。

Magnetic Field	ITER, DEMO	Low activation
High Field (TF, CS) Plasma confinement	Nb ₃ Sn Nb ₃ Al High-T _c	V ₃ Ga V ₃ Si V ₂ (Hf, Zr)-Laves
Low Field (PF, EF, Feeder)	Nb-Ti	V-Ti-(Ta) MgB ₂

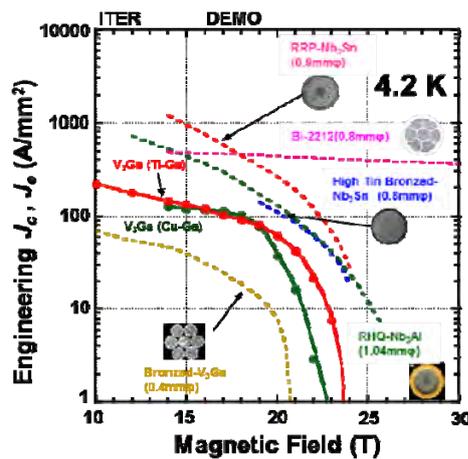


図3.3.1-24 NIFS-V₃Ga 超伝導線材で得られた臨界電流密度の磁場依存性。

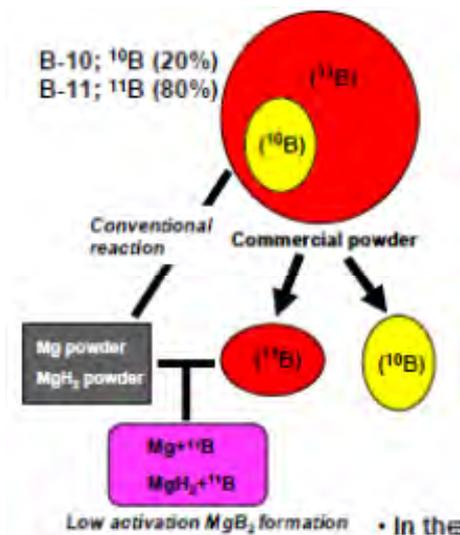


図3.3.1-25 ¹¹B 同位体を用いたMgB₂ 超伝導線材の作製フロー。

参考文献

- [3.3.1-1] K. Takahata et al., Fusion Eng. Des. **82**, 1487 (2007).
- [3.3.1-2] H. Tamura et al., Plasma and Fusion Res. **5**, S1035 (2010).
- [3.3.1-3] K. Takahata et al., Cryogenics **51**, 397 (2011).
- [3.3.1-4] K. Takahata et al., Proc. ICEC 24-ICMC 2012, 803 (2012).
- [3.3.1-5] K. Takahata et al., Plasma and Fusion Res. **8**, 2405008 (2013).
- [3.3.1-6] G. Bansal et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. **18**, 1151 (2008).
- [3.3.1-7] N. Yanagi et al., to be published in IEEE Trans. Appl SC.
- [3.3.1-8] S. Ito et al., to be published in IEEE Trans. Appl Supercond.
- [3.3.1-9] Y. Terazaki et al., to be published in IEEE Trans. Appl Supercond.
- [3.3.1-10] M. Inoue, et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. 21, (2011) 3206.
- [3.3.1-11] K. Natsume et al., Cryogenics 51, (2011) 309.
- [3.3.1-12] T. Mito and K. Natsume et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. 21, (2012) 2470.
- [3.3.1-13] Y. Hishinuma et al., Supercond. Sci. Tech., 20, (2007), 569.
- [3.3.1-14] Y. Hishinuma et al., J. Phys. Conf. series, 97, (2008), 012131 (2012) 2470.
- [3.3.1-15] Y. Hishinuma et al., IEEE Trans. Appl. Supercond., 19, (2009), 2670.
- [3.3.1-16] Y. Hishinuma et al., IEEE Trans. Appl. Supercond., 21, (2011), 2525.
- [3.3.1-17] Y. Hishinuma et al., IEEE Trans. Appl. Supercond., 23, (2013), 7101204.
- [3.3.1-18] Y. Hishinuma et al., Phys. procedia, 36, (2012), 1486.
- [3.3.1-19] Y. Hishinuma et al., J. Phys. Conf. series, in press

3.3.2 低放射化材料

3.3.2.1 低放射化材料の高強度化

ブランケットの高温動作・高効率化・長寿命化を目的として、低放射化フェライト鋼及びバナジウム合金の高温強度の改善に取り組んだ。具体的には、分散強化鋼・合金の開発を行った。分散強化合金の製作工程を図3.3.2-1に示す。これらにYやTiの酸化物、窒化物のナノ粒子を高密度に分散させた材料を試作した。試作ではまず、素材である純金属粉末を所定の組成となるように混合し、鋼製あるいはWC製のボールとともに容器に入れられる。そして、遊星型ボールミルと呼ばれる装置で、回転運動により、この容器内でメカニカルアロイング（機械的合金化）を行う。このとき、粉末はボールに衝突し、その際の運動エネルギーで粉末相互の元素の原子的な拡散が起こるとともに、粉末は強加工されて材料欠陥が高密度に導入される。この粉末を焼結・熱間加工・熱処理すると、高密度の材料欠陥を核にして一度合金化固溶したYやTiが酸化物、窒化物のナノ粒子として析出する。

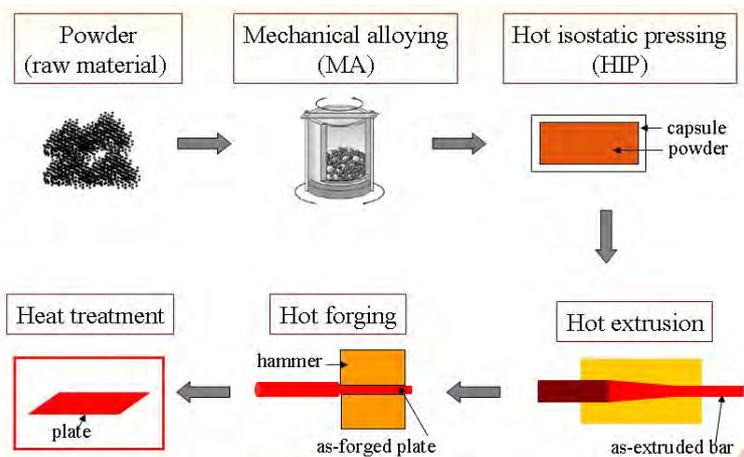


図3.3.2-1 分散強化の製作工程(メカニカルアロイング-焼結法)

図3.3.2-2に試作材のクリープ曲線と微細組織観察の結果を示す[3.3.2-1,2]。クリープ曲線は試験時間(横軸)とクリープ変形(縦軸)の関係を表している。従来材料であるJLF-1あるいはV-4Cr-4Tiよりも、分散強化鋼・合金のほうが長時間たっても格段に小さいクリープ変形を示しており、クリープ強度が改善されていることが示されている。上記のメカニ

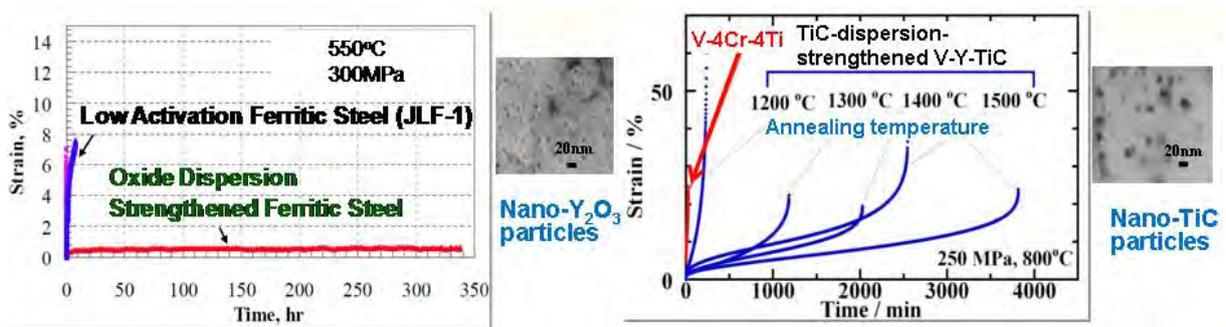


図3.3.2-2 分散強化フェライト鋼(左図)と分散強化バナジウム合金(右図)のクリープ曲線と従来材料との比較、及び透過型電子顕微鏡によるナノ粒子像

カルアロイング-焼結法では、ナノ粒子を高密度に導入できる反面、結晶粒界の移動がナノ粒子によって抑制されるので、結晶粒微細化が起こる。結晶粒微細化が起こると結晶粒界のトータルの面積が大きくなり、粒界すべりによってクリープ変形は促進される。図3.3.2-2右で示されるように、熱処理温度をあげると結晶粒が成長して粒界すべりが小さくなり、クリープ変形が抑制されることが明らかとなった。(LHD計画共同研究:京都大学 木村晃彦、一般共同研究:東北大学 栗下裕明)

上記の分散強化バナジウム合金は純バナジウムが基材であるのに対し、現在大規模製造の研究がなされているV-4Cr-4Ti合金を基材とした分散強化合金の試作開発を行った[3.3.2-3,4]。表3.3.2-1は組成と作製プロセスの最適化のために試作した合金の化学分析結果を示す。

表3.3.2-1 試作した分散強化合金の組成

ID	Chemical Composition (wt%)									
	V	Cr	Ti	Y	W	Co	Si	O	N	C
-SiC, WC, 4hr	Bal.	1.87	3.95	1.43	0.09	<0.02	-	0.46	0.088	0.14
-TiC, WC, 2hr	Bal.	1.74	4.15	1.43	<0.02	<0.02	-	0.44	0.053	0.12
-TiC, WC, 4hr	Bal.	2.09	4.17	1.48	0.02	<0.02	-	0.50	0.11	0.09
-TiC, WC, 10hr	Bal.				1.13	0.01	0.03	0.36	0.12	0.15
-TiC, WC, 20hr	Bal.				1.12	0.03	0.04	0.39	0.16	0.16
-TiC, WC, 40hr	Bal.				1.11	0.08	0.05	0.46	0.23	0.23
-Ti ₃ SiC ₂ , WC, 4hr	Bal.	1.22	4.23	1.49	<0.02	<0.02	-	0.043	0.045	0.11
-Ti ₃ SiC ₂ , WC, 10hr	Bal.				0.03	0.05	0.06	0.35	0.12	0.10
-Ti ₃ SiC ₂ , WC, 40hr	Bal.				0.66	-	0.09	0.44	0.33	0.17
-TiC, Si ₃ N ₄ , 4hr	Bal.	1.35	4.05	1.46	-	-	-	0.79	0.65	0.10

IDは分散粒子の原料(SiC, TiCまたはTi₃SiC₂)、ミリング容器(WCまたはSi₃N₄)及びメカニカルアロイング時間を示している。図3.3.2-3に硬さ試験の結果を示す。図では焼結まま(As-HIPed、HIPはHot Iso-static Pressing: 熱間静水圧プレス)及び、焼結後に1200°C×1hrの熱処理(HIP+1200°C annealing)をした後の硬さを示している。焼結まま、熱処理後のいずれにおいてもメカニカルアロイング時間とともに硬さ、すなわち強度が上昇した。上で述べたように、結晶粒をある程度成長させるためには1200°C以上での熱処理が必要である。分散強化していないNIFS-HEAT-2合金の硬さが140 Hvであり、これより熱処理後の硬さを上昇させるには、20 hr以上のメカニカルアロイングが有効であることが明らかになった。試作合金の範囲で最も硬い-TiC, WC, 40hrの1200°C熱処理材についてクリープ試験を行った結果及び前述のデータとの比較を図3.3.2-4に示す。

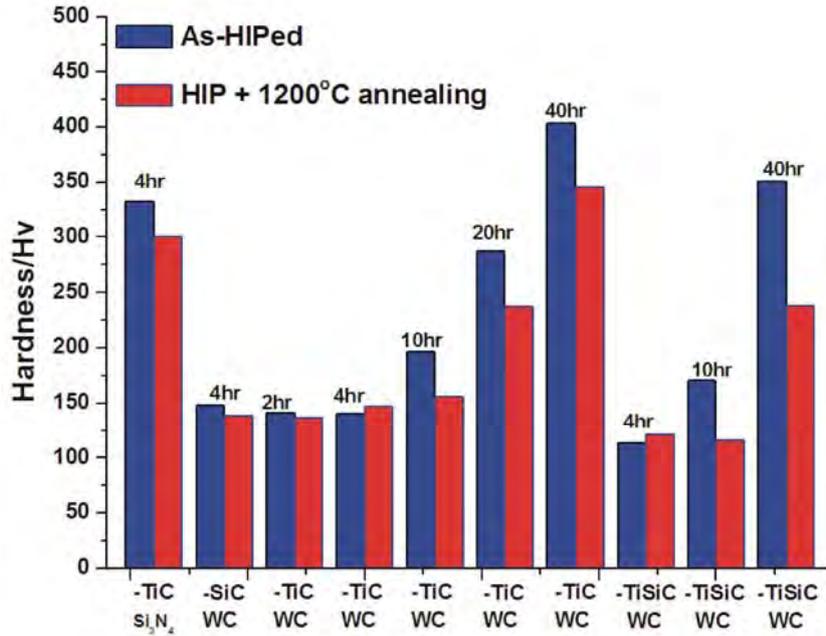


図3.3.2-3 分散強化バナジウム合金の硬さ

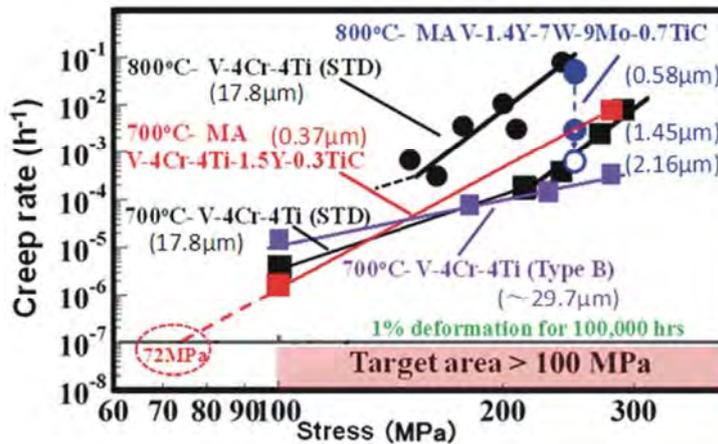


図3.3.2-4 分散強化バナジウム合金のクリープ速度

STDはNIFS-HEAT-2の標準熱処理(1000°C×1hr)材、Type BはNIFS-HEAT-2の加工・析出強化(1100°C×1hr+20%加工+600°C×20hr)材をあらわす。MA V-1.4Y-7W-9Mo-0.7TiCは純バナジウム基材の分散強化合金、MA V-4Cr-4Ti-1.5Y-0.3TiCが上述のID: -TiC, WC, 40hrのV-4Cr-4Ti合金が基材の分散強化合金である。()内は結晶粒径をあらわす。図の縦軸はクリープ速度(単位時間当たりのクリープ変形量)である。

材料開発の目標は、負荷応力が100 MPaのとき、100,000 hr(約10年)のクリープ変形が1%以下であることで、図のピンクの部分为目标領域である。V-4Cr-4Ti合金基材の分散強化合金は高応力(300 MPa)では比較的クリープ速度が大きい、100 MPaではNIFS-HEAT-2の標準熱処理材、加工・析出強化材よりも若干小さなクリープ速度、すなわちクリープ特性の改善を示した。しかし、目標領域には到達せず、長時間側への外挿(点線)によると耐えられる負荷応力は72 MPaである。今のところ、最終熱処理温度が1200°Cのために、結晶粒が

0.37 μm と小さく、上述したように粒界すべりでクリープが促進されていると考えられる。よって、熱処理温度を上げて結晶粒を成長させ、さらにクリープ特性を改善することが今後の課題である。

3.3.2.2 低放射化材料の接合技術開発及び照射特性評価

ブランケット製作には溶接・接合・被覆技術が不可欠である。アーク溶接では比較的厚い板材の溶接が可能であるが、溶接ビード幅と熱影響部が大きくなることで溶接部の延性が低下し、溶接による変形も大きくなる。一方、レーザー溶接、電子ビーム溶接では、溶接できる板材の厚さに制限はあるが、溶接ビード幅と熱影響部が小さいので、溶接部の延性低下が小さい。また、溶接による変形も小さいので精密構造の溶接に適している。バナジウム合金の酸化を避けるためアーク溶接とレーザー溶接はカバーガス(アルゴン)中で行う。電子ビーム溶接は真空チャンバーが必要となる。溶接法にはそれぞれ特長があるので、ブランケット製作においては適材適所で使用することが想定される。図3.3.2-5は低放射化バナジウム合金のガス・タングステン・アーク溶接材、レーザー溶接材及び、電子ビーム溶接材の溶接部の断

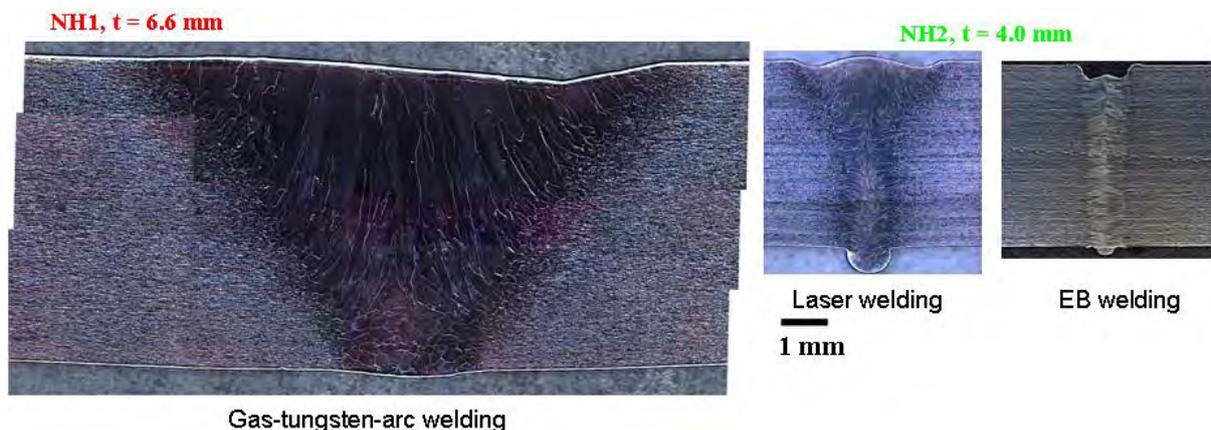


図3.3.2-5 低放射化バナジウム合金の溶接部断面

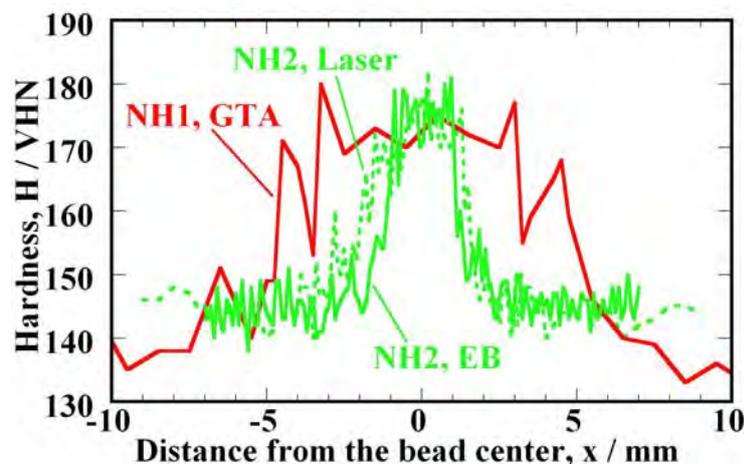


図3.3.2-6 低放射化バナジウム合金の溶接部の硬さ

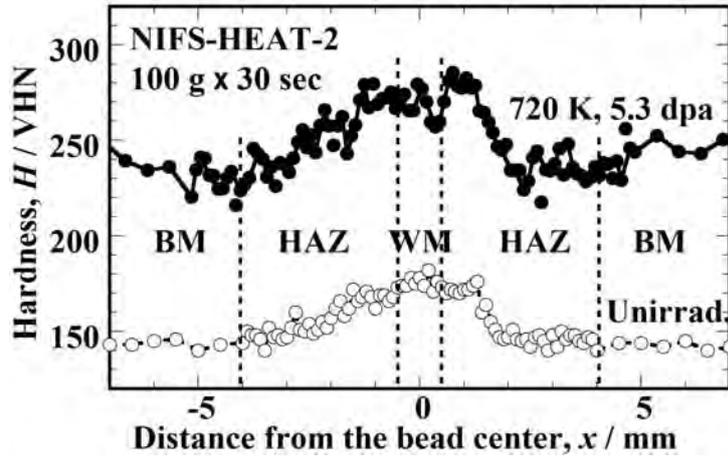


図3.3.2-7 中性子照射前後の低放射化バナジウム合金溶接部の硬さ

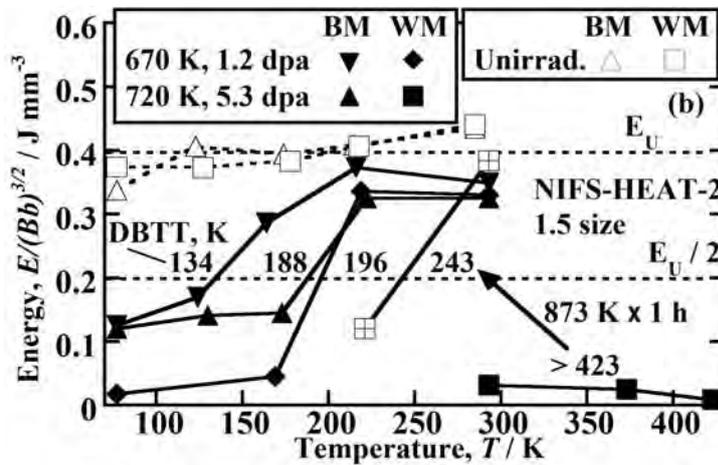


図3.3.2-8 中性子照射後の低放射化バナジウム合金母材 (BM: Base metal)、溶接金属 (WM: Weld metal) の衝撃エネルギー

1.5サイズ (1.5 × 1.5 × 20 mm) Vノッチシャルピー試験片を用いた衝撃試験の結果である。

面写真である[3.3.2-5]。溶接金属では溶融線から柱状晶が成長し、溶融線の外側の熱影響部では結晶粒粗大化が起こっている。組織観察の結果、溶接金属と熱影響部では、溶接前に存在したTi-CON析出物が分解・固溶されていることが分かった。図3.3.2-6に示すように、C, O, Nの固溶硬化によって溶接部は硬化した。このうち、レーザ溶接材について、常陽炉を用い、400°Cで1.2 dpaまで、450°Cで5.3 dpaまでの中性子照射を行った[3.3.2-6]。図3.3.2-7は5.3 dpa照射後の溶接部の硬さである。母材、溶接金属ともに同程度に照射硬化した。衝撃試験の結果を図3.3.2-8に示す。照射前は母材、溶接金属ともに延性-脆性遷移温度 (DBTT: Ductile-to-Brittle Transition Temperature) は液体窒素温度 (-196°C) 以下で極めて高い延性を示し良好である。図3.3.2-6で示した溶接金属の硬化は衝撃特性の著しい低下を招かないことが分かる。400°C、1.2 dpa照射後の母材と溶接金属のDBTTは上昇し、それぞれ-139°C、-77°Cである。室温よりも十分低いので、構造材料として問題の無い範囲である。しかし、450°C、5.3 dpa照射後の母材のDBTTは-85°Cであるのに対し、溶接金属は全

での試験温度で低い衝撃エネルギーを示し、DBTTは150°C以上となった。DBTTが室温以上になることは、室温で引張荷重をかけられないことを意味し、構造材料としては問題である。溶接金属でDBTT上昇が母材と比較して促進される、すなわち照射脆化が促進されるのは、溶接金属の硬化に加え、照射硬化で非常に硬くなり、変形し難くなることが原因と考えられる。そこで、照射後に600°C、1hrの熱処理によって照射欠陥を回復させ、硬さを低下させたところ、図3.3.2-8の矢印で示したとおり、溶接金属のDBTTが-30°Cまで回復した。以上のことから、母材は5.3 dpaでも室温より十分低いDBTTを示し、さらに高い照射量まで使用できる見込みがあるのに対し、溶接金属は母材と比較して照射脆化が大きく、現状1 dpa程度までがその使用限界である。対策としては、(1)溶接部を低照射量のところに配置する、(2)溶接部を定期的に600°C以上の温度で焼鈍する、(3)溶接部を照射欠陥の回復が見込める600°C以上となる部分に配置すること等が考えられる。また、照射前に既に溶接金属が硬い原因は溶接によるTi-CONの固溶であるため、(4)これを照射前に溶接後熱処理で再析出させ溶接金属の硬さを低下させておくことも有効と考えられる。(4)については電子ビーム溶接材を用いて実験・検討を開始した[3.3.2-7]。図3.3.2-9に溶接後熱処理した母材と溶接金属の、加速器によるプロトン照射前後の硬さを示す。溶接金属は照射前の溶接後熱処理温度が600°Cの場合には、むしろ熱処理前より硬化した。この温度ではTi-CONの析出は起こるものの、微細に高密度に析出するため、かえって硬化を招く。800°Cの以上の溶接後熱処理では析出物は温度とともに粗大化し母材、溶接金属ともに、照射硬化量は溶接後熱処理温度に関わらずほぼ一定である。照射後衝撃特性改善の観点からは、照射前の硬さをできるだけ減らしておくのが望ましい。すなわち溶接後熱処理温度が高いほど好ましいということになる。しかし、照射前の衝撃試験の結果によると、1000°Cで溶接後熱処理をすると軟化しているにもかかわらず、DBTTは上昇することが明らかになった。析出物が粗大化しすぎると、

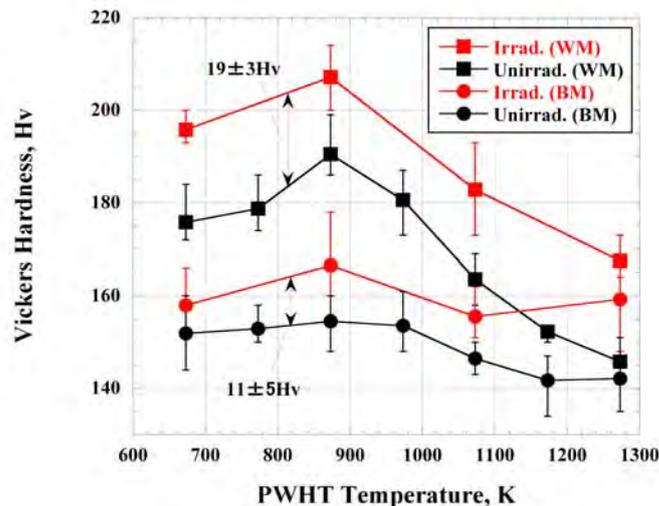


図3.3.2-8 プロトン照射後の低放射化バナジウム合金溶接部の硬さに及ぼす照射前溶接後熱処理温度の影響(溶接後熱処理時間は1 hr、照射条件は300°C、 6×10^{-3} dpa)

それ自体が破壊しやすくなることで衝撃エネルギーを低下させていると考えられる。現在のところ、最適な溶接後熱処理温度は、Ti-CON再析出による軟化が起こり、かつ析出物粗大

化による脆化が起こらない条件として800°C×1 hr付近が適当と考えられるが、これについては今後中性子照射実験で、より照射量の大きい条件でさらに調査が必要である。

ブランケット第一壁をタングステンで被覆することを想定し、真空プラズマスプレー法で低放射化基板上にタングステン被覆を試作した。図3.3.2-9に各種低放射化材料のタングステン被覆材の断面を示す。真空プラズマスプレー法では、タングステン粉末をアルゴン-水素プラズマで熔融し、基板に吹き付けて被覆を作製する。図で示すように、完全に熔融しなかった粒子(直径10 μm程度)の周りの空壁(サイズ10 μm程度)や、吹付の際の層と層の間に見える線状の隙間が欠陥として残留する。これに起因して、溶解、あるいは焼結で作製されたバルクのタングステンよりも、密度、熱拡散率、熱伝導率、強度が低下した[3.3.2-8]。

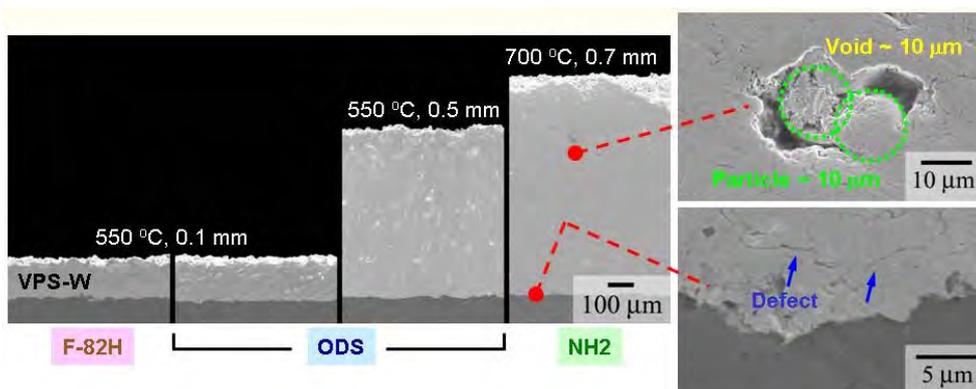


図3.3.2-9 低放射化材料のタングステン被覆材断面

これに対し、未熔融のタングステンが基板に到達する割合を減らす工夫を行い、タングステン被覆の密度を高め、さらに基板から垂直方向に伸びるタングステンの柱状粒の割合を増やす組織制御を行った結果、熱伝導率の改善をすることに成功した[3.3.2-9]。図3.3.2-10に柱状粒の割合が被覆全体の組織の50%以上のときの密度と熱伝導率の関係を示す。この改善により、最高で100 W/m Kの熱伝導率(バルクタングステン165 W/m Kの60%)が得られ

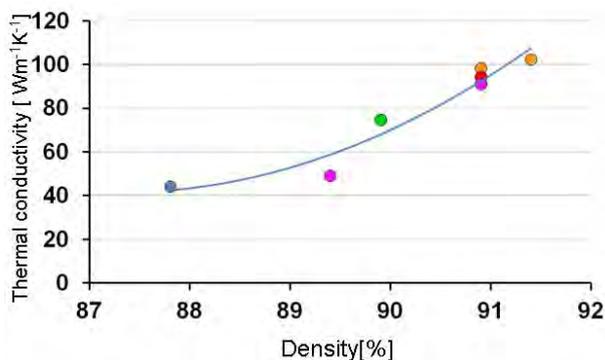


図3.3.2-10 真空プラズマスプレー法によるタングステン被覆の熱伝導率と密度の関係

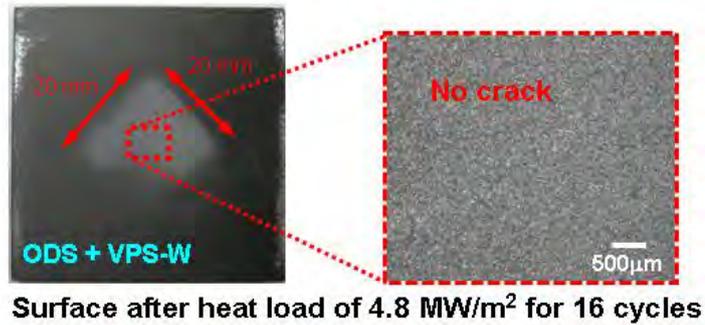
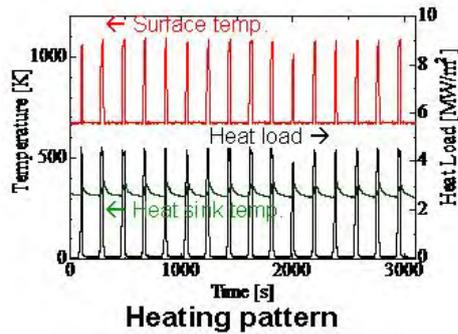


図3.3.2-11 タングステン被覆材の熱負荷試験条件と試験後の表面写真

た。図3.3.2-11にタングステン被覆した分散強化フェライト鋼の熱負荷試験の結果を示す。4.8 MW/m²×16サイクルの熱負荷後に表面を観察した結果、亀裂等の破壊は見られず健全性が示された。(LHD計画共同研究:京都大学 木村晃彦) 今後はさらに多サイクル条件での耐久性を実証する必要がある。

参考文献

- [3.3.2-1] Y. F. Li, et al., “Corrosion behavior of 9Cr-ODS steel in stagnant liquid lithium and lead-lithium at 873 K” Journal of Nuclear Materials 443 (2013), pp. 200-206.
- [3.3.2-2] T. Sakamoto, et al., “Uniaxial creep behavior of nanostructured, solution and dispersion hardened V-1.4Y-7W-9Mo-0.7TiC with different grain sizes”, Materials Science and Engineering: A 528 (2011), pp. 7843-7850.
- [3.3.2-3] P. F. Zheng, et al., “Investigation on mechanical alloying process for vanadium alloys”, Journal of Nuclear Materials 442 (2013), pp. S330-S335.
- [3.3.2-4] P. F. Zheng, et al., “Investigation on high temperature deformation mechanism and strengthening of V-4Cr-4Ti alloys”, Doctoral thesis, Department of Fusion Science, School of Physical Sciences, The Graduate University for Advanced Studies (2012).
- [3.3.2-5] V. Tsisar, et al., “Effect of Li on mechanical and corrosion properties of electron beam welds of V?4Ti?4Cr alloy (NIFS-HEAT-2)” Journal of Nuclear Materials 442 (2013), pp. 528-532.
- [3.3.2-6] T. Nagasaka, et al., “Impact property of low-activation vanadium alloy after laser welding and heavy neutron irradiation”, Journal of Nuclear Materials 442 (2013), pp. S364-S369.
- [3.3.2-7] N. Kometani, et al., “Effect of post-weld heat treatment on irradiation hardening of the weld metal of low activation vanadium alloys”, 11th International Symposium on Fusion Nuclear Technology, September 16-20, 2013, Barcelona, Spain.
- [3.3.2-8] T. Nagasaka, et al., “Mechanical properties of V-4Cr-4Ti alloy after first-wall coating with tungsten”, Journal of Nuclear Materials 417 (2011), pp. 306-309.
- [3.3.2-9] T. Tokunaga, et al., “Development of high-grade VPS-tungsten coatings on F82H reduced activation steel”, Journal of Nuclear Materials 442 (2013), pp. S287-S291.

3.3.3 ブランケット

以下、増殖ブランケットのR&Dについて、第一壁、増殖/冷却材、セラミック被覆、中性子工学等の要素研究、及び、統合システム研究に関する成果と現状を示す。また、最後に遮蔽ブランケット研究に関する成果と現状を示す。

3.3.3.1 第一壁

現存する磁気閉じ込め実験装置の第一壁は、真空・プラズマと環境を仕切る壁であるので、耐圧性を考慮して30-40mm厚のステンレス鋼が用いられている。ところが、実証炉では、第一壁は、増殖ブランケットのプラズマ対向面という位置づけであるので、機能的には真空・プラズマと増殖材を仕切る壁である。熱交換器としてのブランケットは、当然、高温運転を要求され、実際、FFHRを含む多くの実証炉設計で動作温度を500°C程度としている。ところが、従来の第一壁の厚みでは、熱ひずみが大きくなるため、逆に、第一壁は、「薄壁」設計になり、その厚みは、3~5mmであることが多い[3.3.3-1]。

そのような薄壁設計の第一壁が真空・プラズマと増殖材を仕切ると、プラズマ側からのD・T粒子による透過(プラズマ照射透過:PDP)と増殖材中で発生したT₂気体圧による透過(ガス圧透過:GDP)が同時双方向的に起こる可能性がある。D・TのPDPによりブランケットからのT回収燃料ループに同位体分離機能を設置することが必要となる。一方、ブランケット側から増殖されたT₂がGDPによりプラズマ側に透過する事、つまり、実効的なフューエリングにより、周辺プラズマ密度やD/T同位体比にも影響を与え、強いては、コアプラズマ性能への影響も懸念される。本研究は、このような水素の同時双方向透過挙動に関して基礎的知見を得ることを目的とするものである。

この目的の為、平成23年度より、第一壁候補材料である低放射化フェライト系合金F82Hと定常プラズマ-壁相互作用実験装置:VEHICLE-1(図3.3.3-1)[3.3.3-2]を用いて実証炉環境を模擬した条件で上記PDP/GDPによる水素透過データを取得し[3.3.3-3,4]、併せて、DIFFUSEコードを用いてモデリングを行ってきた[3.3.3-5]。図3.3.3-2に実験セットアップの概略図を示す。試料は、原材料F82H*から70mmφのコンフラットフランジ型に切り出し、中央約35mmφ部分の



図 3.3.3-1
VEHICLE-1 装置。

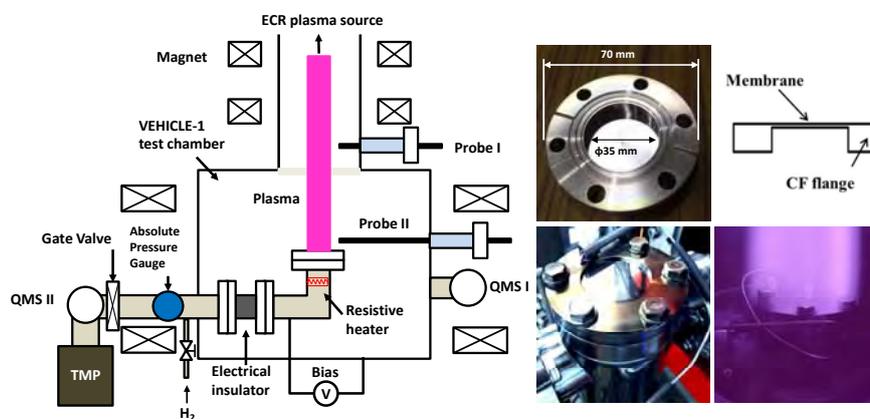


図 3.3.3-2 F82H 試料に対するプラズマ駆動水素透過(PDP: Plasma Driven Permeation)実験の概略図。

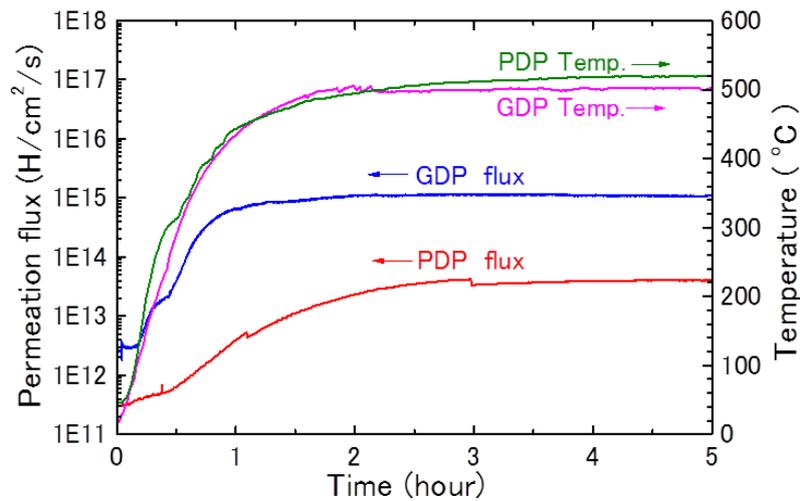


図 3.3.3-3 5 mm厚F82H材料の 500°Cに於けるGDP, PDP水素透過挙動 [3.3.3-3]。

みを削って透過膜とした(*原材料は、JAEAとの共同研究に基づくJFT-2Mトカマクで用いられたF82H製真空壁保護板の貸与による)。

図3.3.3-3に5mm厚のF82HのPDPとGDPによる500°Cに於ける水素透過データを示す。この時のプラズマによる照射粒子束は、 $10^{16} 1/cm^2/s$ 台、ガス圧は、100Torrとした。これから、GDPによる水素透過の方がPDPによるものより1ケタ以上大きいことが分かった。また、F82Hの代わりに α -Feの材料データを用いたDIFFUSEコード計算でも比較的良い一致が得られた。

また、VEHICLE-1装置を用いて、炉心プラズマからの α 粒子にさらされる第一壁表面における水素保持量変化についてのデータ取得を行った(一般共同研究: 北大 山内有二、信太祐二)。図3.3.3-4に昇温脱離法を用いたF82H試料の水素保持量の測定結果を示す。九州大学(吉田直亮)で実施した透過型電子顕微鏡による断面観察では、表面近傍に形成

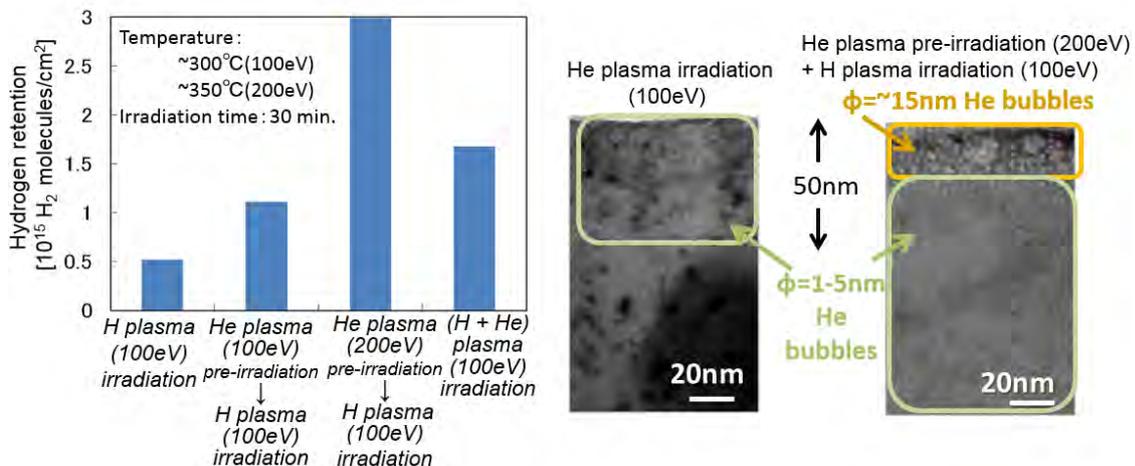


図 3.3.3-4 (左)He プラズマを予照射した F82H 基板における水素保持量の増加、及び、(右)照射試料断面の透過型電子顕微鏡(TEM 像)。

されたHeバブルが観察され、水素補足サイトになっている可能性が明らかになった[3.3.3-6]。

3.3.3.2 増殖ブランケット

(1) LiPb薄液層における水素透過特性

LiPb冷却材(リチウム鉛(Li17-Pb83))からの配管壁を通じた水素同位体燃料透過の抑制、また透過法等を利用した水素同位体燃料の回収に当たっては、攪拌の影響が微小となる配管壁近傍の薄液相を通じた水素透過の挙動の解明が重要である。そこで熱対流などの影響を抑制できる厚み1mmのLiPb薄液層を設け、この層を通じた軽水素の透過挙動ならびに溶解度と拡散係数の評価を行うための水素透過測定装置を構築した。試験体系の概略を図3.3.3-5に示す。

実験結果についての解析を行い、水素ガスを導入した際の透過水素フラックスの変化は、透過の立ち上がりから定常状態に至るまで、一次元の透過モデルにより再現できることを明らかにした。この際に得られた水素の溶解度および拡散係数を図3.3.3-6および図3.3.3-7に示す。溶解度は過去の研究と同程度である一方で拡散係数は1桁以上小さな値であることが明らかになった。この結果は、LiPbに溶解している水素同位体が配管壁を透過するのを抑制する点では好ましいものの、LiPbからの水素同位体燃料の回収については従来予測されていた回収速度よりも低くなる可能性がある。

(2) セラミック被覆開発

Li冷却ブランケットにおけるMHD圧力損失低減のために、また、Flibe等の熔融塩冷却ブランケットやLiPb冷却ブランケットにおける水素同位体燃料の透過抑制のために、増殖ブランケット及び冷却材配管にセラミック被覆を施すことが検討されている。核融合科学研究所では、有機ガスを用いるMO-CVD (Metal Organic Chemical Vapor Deposition)

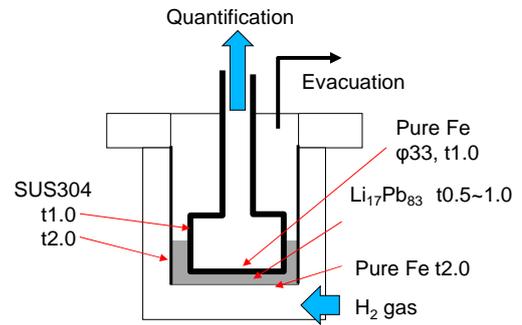


図 3.3.3-5 熱対流の影響を抑制した水素透過測定装置の概略図。

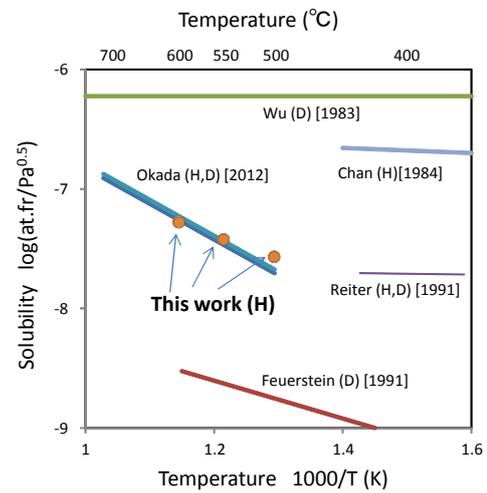


図 3.3.3-6 LiPb 中における水素溶解度。

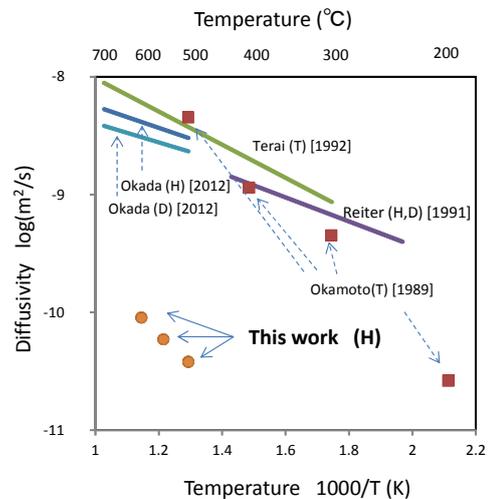


図 3.3.3-7 LiPb 中における水素拡散係数。

法及び有機溶液を用いるMOD (Metal Organic Decomposition)法による大面積の酸化被覆技術の確立と要求性能の達成を目指している。これら被覆開発研究は、還元性の強い液体Li冷却材中においても化学的に安定であり、また、金属配管からの水素同位体透過抑制にも有効である Er_2O_3 (酸化エルビウム)を主な対象として進めている。また、耐腐食セラミック被覆として、液体溶融塩を用いた窒化物被覆成膜の研究にも着手している。

MOCVD法については、本研究所が分子構造設計を行うことで新たに合成されたEr (IBPM)₃有機金属錯体を用いて、成膜手法の高度化を進めている。特に、 Er_2O_3 の格子定数が近い Y_2O_3 及び CeO_2 を金属基板と Er_2O_3 被覆の中間層とする二重被覆技術の研究を開始した。ステンレス基板上に試作した二重被覆のX線回折パターン(図3.3.3-8)では、従来の金属基板上に直接成膜した場合と比較して半価幅が小さくなり、中間層上に成膜された Er_2O_3 被覆の結晶化度が向上していることを示している。また、**富山大学(一般共同研究: 松田健二)**において透過型電子顕微鏡を用いて取得された回折パターンを本研究所で解析した結果(図3.3.3-9)、中間層の結晶成長方位に準じて Er_2O_3 結晶が成長することにより、被覆層が集合組織化され、直接金属基材に成膜された被覆よりも緻密な組織が得られることが明らかになった[3.3.3-7]。また、被覆層の機械強度の評価手法の確立に向けて、超薄膜スクラッチ試験を用いた被覆層の剥離試験を提案し、700°Cでの熱履歴による著しい剥離は生じないことが明らかになった。

MOD法による被覆については、特に、低放射化フェライト鋼JLF-1表面への成膜プロセスの最適化を図った。有機溶液を用いる本手法では、酸素を含有した雰囲気中で焼成を行い、有機成分を分解・除去するとともに、 Er_2O_3 被覆層を基板表面に形成させる。この過程で、酸化しやすいJLF-1基板表面には Cr_2O_3 や Fe_2O_3 の層が生じるが、特に、 Fe_2O_3 が Er_2O_3 被覆の下に形成されると、水素透過抑制性能の低下や高温液体Li中での使用において著しい剥離が生じることが分かった。一方、 Cr_2O_3 が Er_2O_3 被覆の下に形成された際には、良好な水素透過抑制性能が得られ、Li中における剥離も抑制されることを確かめた[3.3.3-8,9]。また、JLF-1基板表面への Fe_2O_3 層の形成を抑制しながら、 Er_2O_3 被覆を焼成するための温度及び

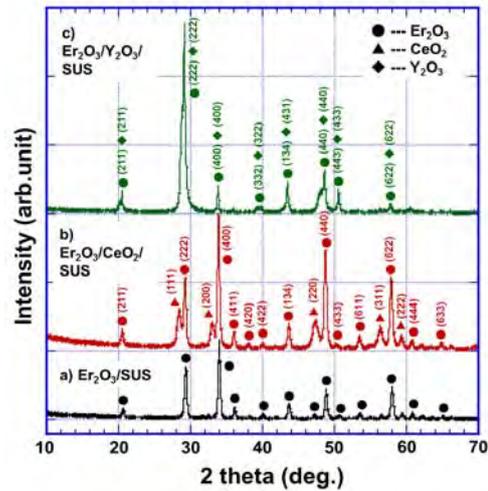


図 3.3.3-8 MOCVD 法による Er_2O_3 /buffer 二重被覆の X 線回折パターン。

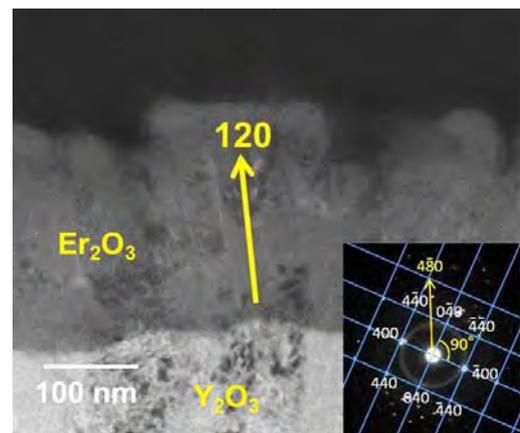


図 3.3.3-9 MOCVD 法による $\text{Er}_2\text{O}_3/\text{Y}_2\text{O}_3$ 二重被覆断面の TEM 像。

酸素分圧条件を詳細に調べるとともに、低放射化フェライト鋼の表面酸化の制御を説明するためのモデル化研究を行った[3.3.3-10]。JLF-1基板の片面に0.5-1.0 μm 厚の Er_2O_3 被覆をMOD法により施した際の水素透過抑制係数は、現段階で $\sim 1/200$ であり[3.3.3-11](図3.3.3-10)、現在、結晶性向上により、目標の透過抑制係数 $1/1000$ を目指している。電気絶縁性能については、絶縁耐圧は20-40kV/mmと十分高く、また、電気伝導度についても、室温から400 $^{\circ}\text{C}$ における測定結果の外挿から、ブランケットで想定される650 $^{\circ}\text{C}$ において、設計から要求される伝導度 10^{-3}S/m より低く抑えられる見通しを得られている[3.3.3-12]。

フッ化物溶融塩ブランケットでは高温溶融塩冷却材による構造材料の腐食低減と水素同位体透過抑制の技術が必要不可欠である。そこで、従来の金属酸化物による水素透過抑制研究と異なるアプローチとして、 Li_3N を溶解させた溶融塩FLiK中における電気化学的手法により、構造材料表面に大面積窒化物被覆を形成するための技術開発を進めている。窒化物のうち TiN や $\text{Fe}_{2,3}\text{N}$ 等は水素透過障壁機能が既に報告されている。さらに熱力学的観点から窒化物被覆はフッ化物塩との良好な共存性が予測されており、構造材料の腐食低減によるブランケットの長寿命化が期待できる。これまでに、500 $^{\circ}\text{C}$ 以下の溶融塩中における窒化処理により、SUS316 基材表面に CrN および $\text{Fe}_{2,3}\text{N}$ 被覆層を形成させることに成功した(図3.3.3-11)[3.3.3-13]。現在、水素透過抑制効果についても評価を進めている。

(3) Li/V合金ブランケット設計における中性子輸送計算の検証

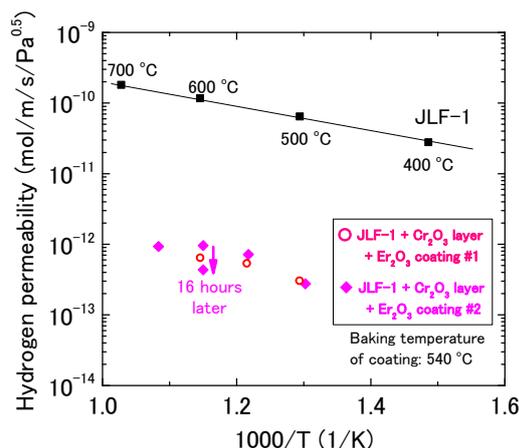


図 3.3.3-10 低放射化フェライト鋼 JLF-1 基板(1mm 厚)の片面に Cr_2O_3 層+MOD Er_2O_3 被覆を設けた際の水素透過抑制。

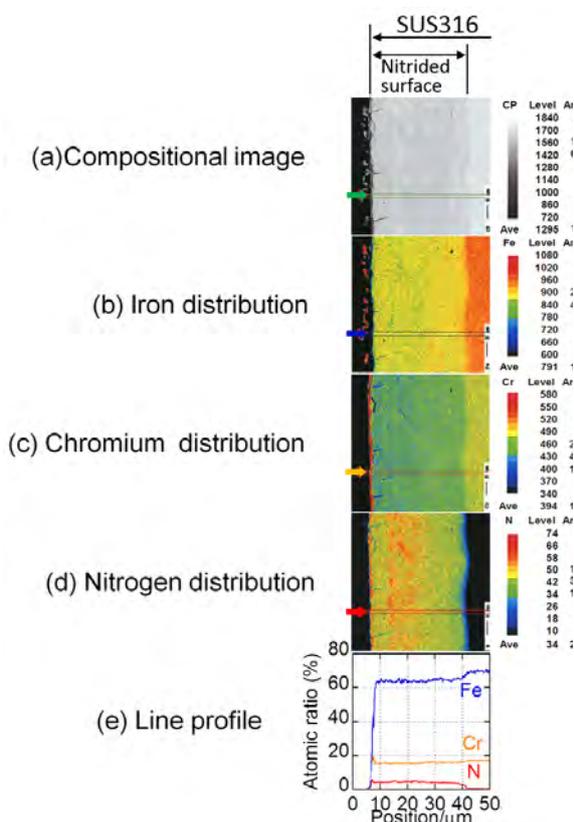


図 3.3.3-11 溶融塩中における電気化学窒化処理によりSUS316 基材表面に形成された窒化物層断面の FE-SEM 像と EPMA によるマッピング像。(a) FE-SEM 組成像、(b)鉄のマッピング像、(c)クロムのマッピング像、(d)窒素のマッピング像、(e)線分析。

Li/V合金(リチウム/バナジウム合金)ブランケットの中性子工学設計における計算精度に関する情報を得るため、日本原子力研究開発機構FNS施設において、Li/V合金模擬体系に対して14MeV中性子照射実験を行い(図3.3.3-12)、体系内におけるトリチウム生成率をLi₂CO₃ペレットを用いて評価した[3.3.3-14](日本原子力研究開発機構 共同研究、一般共同研究：阪大 飯田敏行、村田勲)。体系は固体Liブロックを用いて～46x51x51cm³の寸法で構築し、体系中心部に～23x25x5cm³のバナジウム合金層を設けている。体系内の中心軸上には、13mm φ x2mmの⁶Li濃縮および⁷Li濃縮の2種類のLi₂CO₃ペレットを設置した。中性子照射後にペレットを取り出して酸性溶液に溶解させ、照射中にペレット内で⁶Li(n, α)T及び⁷Li(n, n α)T反応により生成されたトリチウム量を液体シンチレータにより測定した。一方、照射実験の条件を模擬し、中性子輸送計算コードMCNP5、核データライブラリーJENDL-3.3を用いてLi₂CO₃ペレット中に生成されるトリチウム量を算出した。計算値と実験値の比(C/E値)を図3.3.3-13に示す。

特に⁶Li(n, α)T反応の寄与が支配的な⁶Li濃縮Li₂CO₃ペレット内におけるトリチウム生成量について、V合金層周辺における計算値は実験値よりも最大で～8%大きくなった。模擬体系内における全トリチウム生成量の計算値と実験値の差は8%よりも小さいと考えられる。今後のLi/V合金ブランケットの中性子工学設計については、本実験で得られた評価結果を考慮したうえで、確実にトリチウム増殖比が1.0を超える設計を進める必要がある。

3.3.3.3 熱・水素同位体回収システム

熔融塩ブランケットの循環条件における水素燃料と熱の分離回収を世界で初めて実証するとともに、物理・科学・工学にわたる基礎特性の取得を目指して、水素熱分離回収制御-1号機(Operational Recovery Of Separated Hydrogen and Heat Inquiry-1, Orosh²i-1)の設計、および製作を行った [3.3.3-15]。本装置は、1/2インチSUS配管内に熔融塩冷却材FLiNaK(融点454℃)を最高温度600℃、流速0.2-0.5m/sで循環させるループ装置である。ループの概略図を図3.3.3-14に示す。

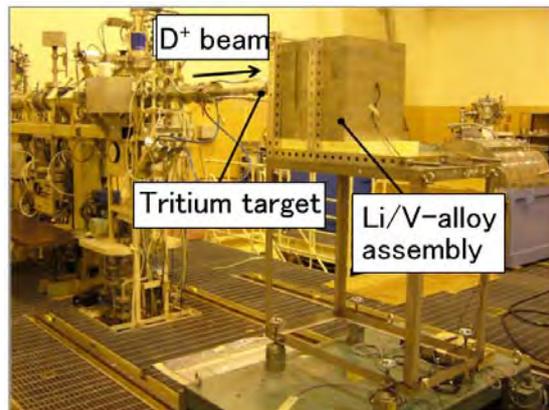


図 3.3.3-12 Li/V 合金模擬体系に対する 14MeV 中性子照射実験の写真。

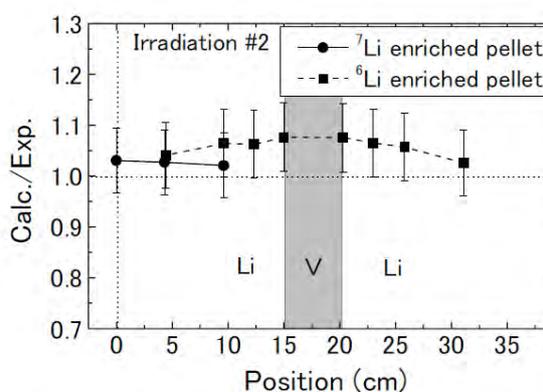


図 3.3.3-13 ⁶Li 及び ⁷Li 濃縮 Li₂CO₃ ペレット内におけるトリチウム生成量についての計算値と実験値の比較(C/E 値)。

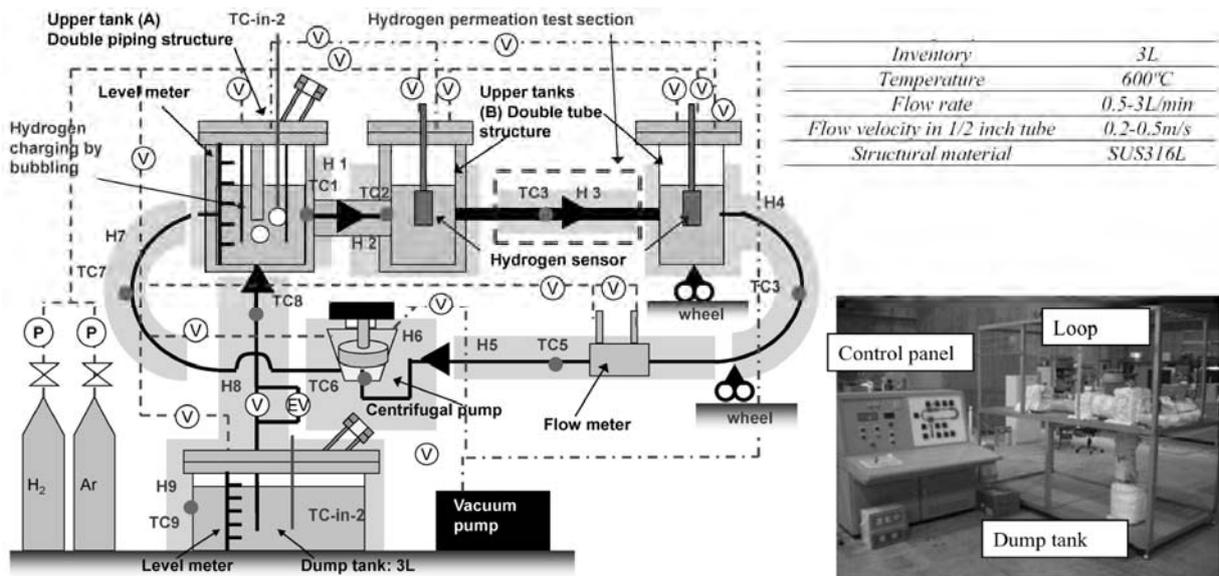


図 3.3.3-14 Orosht²i-1 FLiNaK 循環ループの装置構成。[3.3.3-15]

Orosht²i-1におけるFLiNaK冷却材の循環には、市販の遠心ポンプにマグネットカップリング式延長シャフトや振動抑制軸受けベアリングを取り付ける等の改造を施した高温熔融塩用遠心ポンプを開発して適用した。ループ内の温度管理や流体確認手法についての改良を重ねた結果、500°CのFLiNaKを0.25m/sでループ内を循環させることに成功した(図3.3.3-15)。排圧パージ式差圧流量計により測定した流速は、ポンプ回転数により正確に制御できることを確かめている。また、一部チェンバー内の液面上昇により最高速度は0.25m/sに制限されているが、今後の改良によりさらに高い流速での循環が可能である。

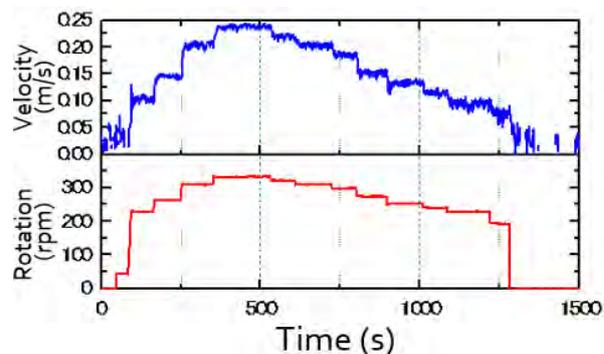


図 3.3.3-15 500°Cにおける FLiNaK 循環試験結果。

液体FLiNaKへの水素チャージ(溶解)については、水素ガス吹き込み法を検討し(一般共同研究: 九大 深田智)、静止場のFLiNaK(600°C)中へのバブリング試験を実施した(図3.3.3-16)[3.3.3-16]。熔融塩中の気泡の挙動や、気泡との水素輸送特性を理解し、ループ運転温度600°Cにおける低い気泡レイノルズ数($Re=3.38$)条件において、総括水素輸送係数 $h=7 \times 10^{-5} \text{ m/s}$ を獲得した。一方、

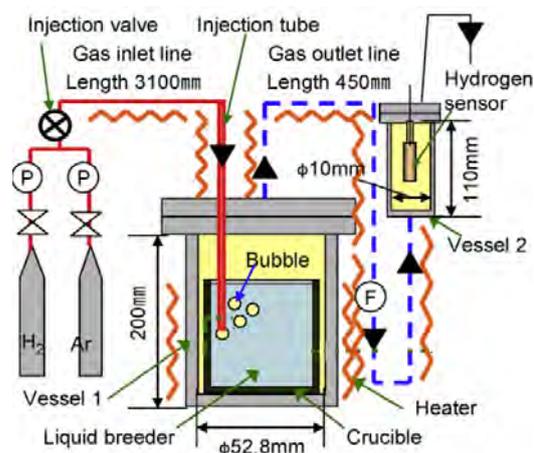


図 3.3.3-16 FLiNaK へのバブリング(ガス吹き込み)による水素溶解及び水素回収特性評価装置の概略図。

アルゴンガスを用いてバブリングにより水素を回収する場合は、水素チャージよりも低い輸送係数が示唆された(図3.3.3-17)。この水素チャージ試験においては、新たに開発した固体電解質水素センサーを用いてパージガス中の水素分圧測定を長時間実施し、測定 of 応答性や安定性を確認した[3.3.3-17]。

FLiNaK冷却材からの水素回収については、HF(フッ化水素)による腐食に強く、水素透過データが比較的豊富な純Niを水素透過壁材料として選択し、水素回収モジュールの設計・製作を行った[3.3.3-18] (一般共同研究: 九大 深田智、協力: 鈴鹿工専 南部智憲、名大 湯川宏)。熔融塩用水素回収モジュールでは、ステンレス配管がNiと接触していると、Feが電気化学腐食により溶解し、Ni水素回収管の表面に析出することで、長期間の水素回収が困難になると考えられる。そこで、Ni回収管を電氣的に絶縁する、二重管構造の電気絶縁水素回収ユニットを開発、試作した(図3.3.3-18)。He希釈水素ガスを用いた性能試験を実施し、配管部を530K(約260°C)まで昇温した際の水素透過速度は、過去の研究において測定されている純Ni板材の水素透過係数と同程度であることを確認した。水冷電気絶縁フランジ構造が正常に機能しており、今後、実際の500°C液体FLiNaKからの水素回収に適用できる見通しを得た。

Orohs²i-1ループにおいては、配管の溶接やチェンバー製作にかかわる部分を除き、設計、ヒーター巻き付け、温度測定・制御、FLiNaKの調合と融解、液面測定、流速測定等、研

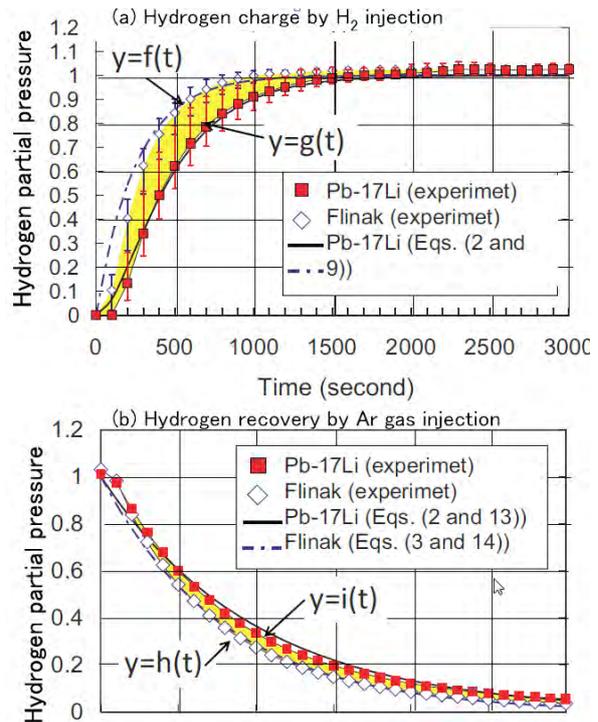


図 3.3.3-17 (a) FLiNaK へのガスバブリングによる水素溶解、(b) 水素が溶解している FLiNaK への Ar ガスバブリングによる水素回収。(LiPb に対する結果も合わせて示されている。)

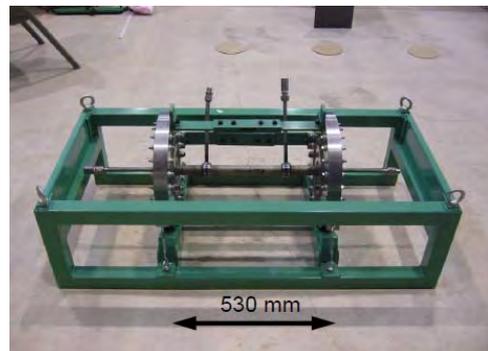
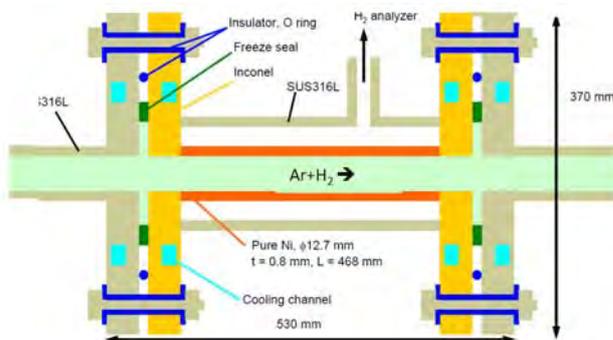


図 3.3.3-18 高温熔融塩冷却材用に開発、試作した電気絶縁水素同位体回収ユニットの構造図と写真。

究者の手で行った。Orosh²i-1ループで得られた高融点FLiNaKを循環させる際の技術、および、経験は、構築中の次期ループOrosh²i-2ループ装置(本報告書2.3.3参照)の構築、運転制御に活かされる。Orosh²i-1ループは、熱流動の制御・回収実証試験や高性能溶融塩ブランケット実現のための新概念を検証するために、プロジェクトの主要装置の一つとして運用する。

3.3.3.4 遮蔽ブランケット

ヘリカル型発電炉FFHRシリーズの設計においては、主要な放射線遮蔽体材料としてフェライト鋼とB₄C(炭化ホウ素)の組み合わせが選択されている。また、本プロジェクトで進めているFFHR-d1の中性子工学設計においては、特に炉心プラズマの内寄せ配位に対応するために、重量密度が大きいものの、より遮蔽能力が高いWC(炭化タングステン)をインボード側に局所的に配置することを提案している。遮蔽体が置かれる放射線環境については、FFHR-d1の3次元設計モデルに対する中性子輸送計算により評価した。もっとも条件の厳しくなる遮蔽体最前面において、B₄Cについては、核発熱が $\sim 2.5\text{W/cm}^3$ 、照射損傷は30年の運転で $\sim 35\text{dpa}$ に達する。また、さらに厳しい条件となるWC遮蔽体設置場所では、各々、 $\sim 6\text{W/cm}^3$ 、 $\sim 70\text{dpa}$ と評価した。

遮蔽体には、核発熱をヘリウム等の冷却材により除熱して定常運転時に100-200°C程度に保つこと、冷却材喪失事象に伴う温度上昇時にも安全上の問題を引き起こさないことが求められる。さらに、30年以上の運転期間中に生じる照射損傷等に起因する材料特性変化を予測して設計に織り込む必要がある。しかし、現在の核融合炉材料の研究はもっとも厳しい環境に置かれるブランケットやダイバーターに集中しており、核融合炉環境において長期使用した際の遮蔽体材料の特性変化については十分な研究がなされていない。研究の立ち上げについては、特に炭化物遮蔽材料の熱物性は他の金属・セラミック材料と比較して著しく不足しており、また、安全性を確保しつつ、限られた遮蔽体空間において可能な限り効率的な除熱設計ができるかは、炉の成立性にもかかわる課題であるため、熱物性の取得から開始した。

炭化物遮蔽体の熱物性については、(独)産業総合技術研究所(一般共同研究:阿子島めぐみ)で得られたレーザーフラッシュ測定データを本研究所で詳細に解析した。室温から650°C以上の高温領域までの熱拡散率を解析した結果(図3.3.3-19)、遮蔽体で想定される100-200°Cの温度領域においても、WCと比較してB₄Cの熱拡散率の低下が著しいことが分かった。また、B₄Cについては天然ホウ素と濃縮ホウ素(¹⁰B)を原料とした試料において熱拡散率の大きな差異は見られなかった。本研究による熱物性データの蓄積は、ブランケット設計だけでなく、各材料における熱物性の国際標準規格作成にも貢献する。

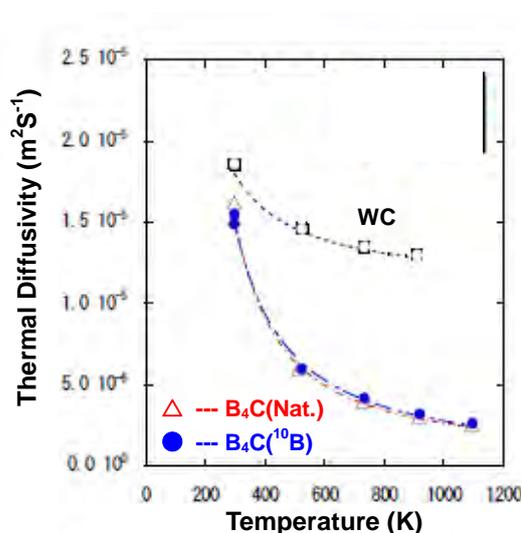


図 3.3.3-19 炭化物遮蔽候補材料の熱拡散係数評価結果。

その他、水素化物遮蔽体についても粉末プレスによる高密度ブロック作成の可能性の検討や、一般共同研究による熱物性測定等の研究を立ち上げており、炭化物の実験研究結果と合わせて、今後のヘリカル炉遮蔽体の具体的な構造設計検討に利用する。

参考文献

- [3.3.3-1] A. Sagara et al., *Fusion Technol.* 39 (2001) 753-757
- [3.3.3-2] Y. Hirooka et al., *Journal of Nuclear Materials*, 337-339 (2005) 585-589.
- [3.3.3-3] Y. Hirooka and H. Zhou, paper presented at ICFRM-16, Oct. 20-26, 2013, Beijing, China.
- [3.3.3-4] H. Zhou et al., paper presented at ICFRM-16, Oct. 20-26, 2013, Beijing, China.
- [3.3.3-5] Y. Hirooka et al., *Fusion Sci. and Technol.* 64(2013) 345-350.
- [3.3.3-6] 芦川直子他, プラズマ・核融合学会第30回年会発表予定
- [3.3.3-7] Y. Hishinuma et al., Presented at ICFRM-16, Oct. 20-26, 2013, Beijing, China. Submitted to *Fusion Science and Technology*.
- [3.3.3-8] D. Zhang et al., *Journal of Nuclear Materials* 417 (2011)1249–1252.
- [3.3.3-9] D. Zhang et al., *Fusion Science and Technology* 60 (2011) 1576-1579.
- [3.3.3-10] T. Muroga et al., *Fusion Science and Technology* 64 (2013) 211-215
- [3.3.3-11] T. Tanaka et al., Presented at ICFRM-16, Oct. 20-26, 2013, Beijing, China. Submitted to *Journal of Nuclear Materials*.
- [3.3.3-12] T. Tanaka et al., *Fusion Engineering and Design* 88 (2013) 2569– 2572.
- [3.3.3-13] T. Watanabe et al., *Electrochimica Acta* 58 (2011) 681-690.
- [3.3.3-14] T. Tanaka et al., *Fusion Science and Technology* 60 (2011) 681-686.
- [3.3.3-15] A. Sagara et al., *Fusion Science and Technology* 60 (2011) 3-10.
- [3.3.3-16] M. Kondo et al., *Fusion Engineering and Design* 87 (2012) 1788– 1793.
- [3.3.3-17] T. Oshima et al., *Plasma and Fusion Research* 5 (2010) S1034-1-S1034-5.
- [3.3.3-18] T. Nagasaka et al., *Plasma and Fusion Research* 7 (2012) 2405141-1-4.

3.3.4 ダイバータ

核融合炉においてダイバータでは、ヘリウム灰の除去、未反応燃料粒子の回収、不純物の主プラズマへの流入の抑制を行うとともに、主プラズマから排出されダイバータへ流入する数百MWの熱の処理を行わなければならない。そのため熱負荷を受けるダイバータアーマ材は高融点材料が望ましく、これまで核融合実験装置では炭素材が用いられてきた。しかし炭素材は物理スパッタリングおよび化学スパッタリングによる損耗が大きく、水素同位体の吸蔵も大きいいため、核融合炉で使用することは難しい。そこで高融点金属材料であるタングステンダイバータアーマ材として用いることを検討している。

タングステンを使用した場合でも、プラズマからの高熱・粒子束の流入によりタングステンタイルは損傷を受け、水素バブル形成などによって形成される欠陥にはトリチウムの吸蔵が起こる。また、ダイバータ熱負荷軽減のための不純物ガスパフなどによって導入された不純物はタングステンの物理スパッタ収率を上昇させ、スパッタリングによってタングステンはプラズマ中へ混入する。それが主プラズマに蓄積されると大きな放射損失を引き起こしてプラズマ温度を低下し、核融合反応効率が劣化する可能性がある。タングステンの、トリチウム吸蔵と損耗、プラズマへの蓄積を抑制・制御するためには、それらの物理過程の解明と基礎データの蓄積が必要である。また、タングステンをダイバータアーマ材として用いるためには、冷却のため異種金属との接合が必要となる。

本節ではダイバータの工学的基盤として、核融合炉へのタングステンの適用性に関する研究およびタングステンと異種金属の接合に関する研究の進展について記述する。

3.3.4.1 タングステンのガス粒子吸蔵メカニズムの解明

タングステンへのトリチウムリテンションの定量評価が求められている。そのためには、核融合炉で想定されるような高フルエンスでの水素同位体吸蔵量の、より正確な予測が必要である。タングステンのような水素を固溶しにくい材料では、格子欠陥が水素同位体の強い捕捉サイトとなる。本研究は、ダイバータの高熱・粒子負荷下での格子欠陥の形成・成長と水素同位体吸蔵の微視的なメカニズムを明らかにし、タングステンダイバータの水素同位体吸蔵量の予測精度を向上することを目的としている。

これまでの研究では、原子空孔、及びその集合体と水素原子の相互作用エネルギーの第一原理(密度汎関数理論)計算を実施し、原子空孔と水素原子の結合エネルギーや結合状態を明らかにした。これにより、原子空孔が水素原子を多重に捕獲できることや、二原子空孔が水素原子と結合することによって安定化することが示された[3.3.4-1,2]。またこれらの知見に基づき、標

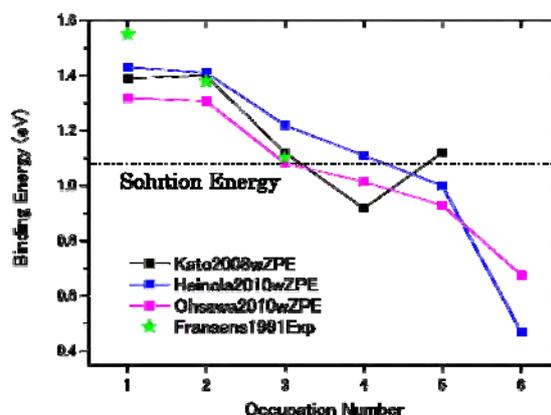


図3.3.4.1 タングステンの単原子空孔の八面体サイト近傍に水素原子が多重捕獲(1~6個)された場合の結合エネルギー[1]。第一原理計算の結果と、ガンマ線摂動角相関法(Fransens 1991)による実験結果を比較。

準的な統計力学的考察から、タングステン結晶中の水素濃度が上昇し、ある閾値を超えると水素原子が単原子空孔に多重結合した形態で析出することが予測された。これは、核融合炉ダイバータでの高粒子束($\sim 10^{24}$ / m^2/s)プラズマ照射で、タングステン中の水素濃度が固溶限度を超えて過飽和状態になった場合は、従来のイオンビームを用いた低粒子束イオン照射実験で得られている水素吸蔵量を著しく上回る可能性を示している。

今後は、高熱・粒子負荷による、より大きな欠陥集合体であるボイドや水素バブル形成・成長のメカニズムの研究を行う。

3.3.4.2 タングステン多価イオンの分光計測

スパッタリングなどによりプラズマ中に混入したタングステン高温プラズマ中で高電離(多価)イオンとなる。タングステン多価イオンの放射過程は、核融合プラズマ制御及び診断において非常に重要な過程であるが、相対論的多電子系の放射スペクトルは非常に複雑であり、ほとんどの遷移が未同定・未分解のままである。そこで本研究では、独自に開発した小型電子ビームイオントラップ(CoBIT) [3.3.4-3]を用いて広範囲な電離状態のタングステン多価イオンを生成し、その放射過程の研究から原子データを提供することを目的とした。CoBITは、電子エネルギーを変化させることで生成される多価イオンの価数を制御することが可能である。タングステンの場合、100 eV程度から2 keV程度まで変化させることで5~35価の多価イオンの発光スペクトルを観測することが可能である。ダイバータ及び周辺プラズマ領域で発光するタングステンは20~30価程度のイオンで極端紫外(EUV)領域での発光が強い。我々はCoBITの電子エネルギーを540~1370 eVまで変化させEUV領域のスペクトルを測定した。図3.3.4.2上段にタングステン多価イオンからのEUVスペクトルのエネルギー依存性を示す。

ダイバータ及び周辺プラズマ領域で発光するタングステンは20~30価程度のイオンで極端紫外(EUV)領域での発光が強い。我々はCoBITの電子エネルギーを540~1370 eVまで変化させEUV領域のスペクトルを測定した。図3.3.4.2上段にタングステン多価イオンからのEUVスペクトルのエネルギー依存性を示す。CoBITのエネルギーが高くなるに従って発光線が短波長側にシフトしていくのがわかる。これは多価イオンの価数増加によりエネルギー準位間隔が次第に大きくなっていくことに起因している。図3.3.4.2下段に衝突輻射モデルで計算された各価数からの発光線の波長シフトの様子を示す。これらの比較が

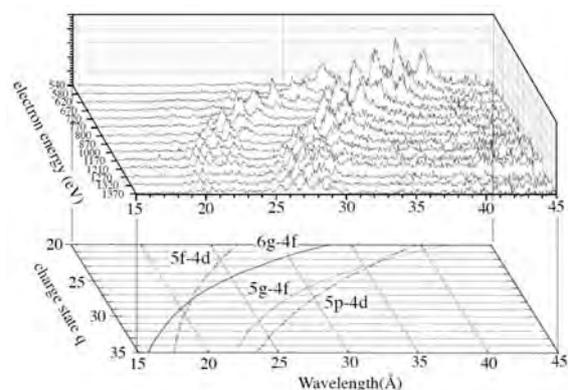


図 3.3.4.2 上段:CoBIT におけるタングステン多価イオン EUV スペクトルの電子エネルギー依存性。下段:衝突輻射モデルで計算されたタングステン多価イオンの発光線の電子配置。上段・下段の電子エネルギーとイオン価数は各イオン化エネルギーによって対応付けられている。

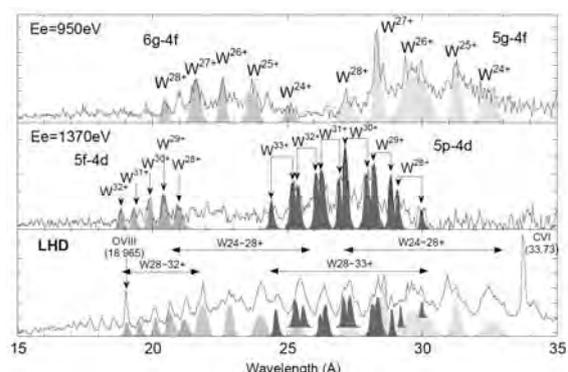


図 3.3.4.3 上段・中段:CoBIT におけるタングステン多価イオン EUV スペクトル線の価数及び遷移同定。下段: LHD プラズマへのタングステンペレット入射時の EUV スペクトル。CoBIT で同定された遷移の発光線が対応している。

ら各ピーク群の価数と遷移を同定することに成功した[3.3.4-4]。また、CoBITでの実験から得られたスペクトルを用い、LHDの高温プラズマ中での発光スペクトルの再現を試みた。図3.3.4.3にCoBIT(650,1370 eV)で観測され、同定されたスペクトルと、LHDで観測されたスペクトルを示す。この比較により、LHDの各ピーク群がどの遷移に相当するかを同定することが可能となった。(LHD計画プロジェクトとの連携)

3.3.4.3 タングステンイオンの分光モデル構築

タングステンイオンの発光線強度や放射損失量を評価するための分光モデルの構築を行っている。原子データの整備と各イオンからの発光線強度を求める衝突輻射モデル、イオン価数分布を計算する電離モデルとに分けて開発を進めてきた。これまでのところ20価から55価までのタングステンイオンの詳細な原子データの整備と衝突輻射モデルの構築を行い、発光線強度が計算できるようになった。原子データはHULLAC原子コード[3.3.4-5]を用いて計算した。これらのイオンは電離ポテンシャルとして、500 eVから5.2 keVに相当する。LHDでは46価(電離ポテンシャル2.4 keV)程度までは生成され分光計測が可能である。核融合炉において中心電子温度が20 keVまで到達すると、72価までのイオンが生成される可能性があることから、55価より高価数イオンの分光モデルを順次構築していく。一方、ダイバータ領域で観測される低価数イオンについては、電子数が多く原子構造が複雑になり、取り扱わなければならない微細構造レベルの数が膨大になるため、現在の計算機資源では詳細な衝突輻射モデルの構築は困難である。そのため、微細構造レベルは扱わず、電子配位と角運動量のみに着目した原子モデルを用いた分光モデル構築へ切り替えて開発を進める必要がある。

これまでに開発した詳細な衝突輻射モデルを用いてスペクトルを合成し、CoBITで計測したスペクトルと比較した。図3.3.4.4にその例を示す。20-40 Å領域の $n = 5-4$, $n = 6-4$ 遷移では再現性が良いが、45-60 Å領域での $n = 4-4$ 遷移については再現性はあまり良くなく、改善の余地がある。しかしながら、波長に関しては3%以下の精度で求めることができた。

イオン価数分布を求めるための電離モデルについては、微細構造を考慮しない電子配置平均レベルをHULLACコードで計算し、電子衝突励起、電子衝突電離、再結合速度係数は経験則を用いて電離平衡の計算を行うJATOMコード[3.3.4-6,7]によって計算できるようになった。このコードで計算したタングステンイオンの放射損失率を図3.3.4.5に示す。図中には、JATOMコード以外に、平均イオンモデル(ADPACK [3.3.4-8])として広く流通)、Pütterichらによる計算[3.3.4-9]、さまざまな計算コード開発者によるコードを比較するワークショ

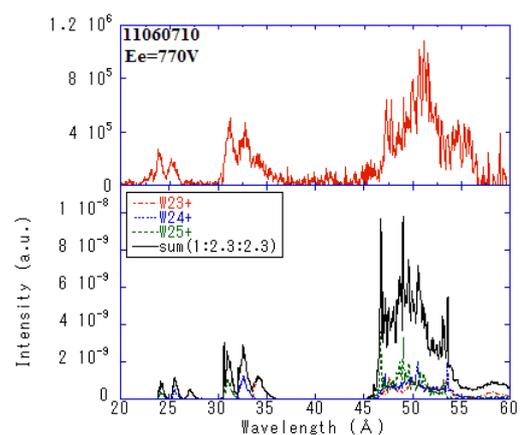


図 3.3.4.4 CoBIT で計測したスペクトル(上)と詳細衝突輻射モデルによって合成したスペクトル(下)。5g-4f, 6g-4f 遷移の 25~35 Å 領域での再現性はよいが、4f-4d, 4d-4p 遷移の 45-60 Å 領域ではまだ改善が必要である。

ップNLTE7 [3.3.4-10]で示された計算結果 (3 keV以上の電子温度領域)を比較のためのせた。ピーク位置のずれや大きさなど、計算コードによってかなりばらつきがあることが分かる。今後は、電離モデルの精度の向上と同時に、詳細衝突輻射モデルを適応した場合の放射損失率の評価などを進めていく必要がある。

3.3.4.4 不純物ガスパフによるスパッタリングの評価

放射冷却により電子温度を低下し、ダイバーターへの熱負荷を軽減するために周辺プラズマに導入を検討している不純物ガス(N, Neなど)の一部が、周辺輸送を通してダイバーターアーマーに入射した場合、タングステンのスパッタリング損耗を増加することが考えら

れる。本研究では、不純物ガスによるタングステンアーマーのスパッタリング量を予測し放射冷却のための不純物ガス導入量の上限值を明らかにすることを目的とした。

これまでの研究では、ユーリッヒ研究センターで開発されたEROコードを用いて、ダイバーターレグを通したダイバーター板へのガスパフ粒子の輸送を2次元モデル化して表し、不純物イオン(He, Ne, Ar)によるタングステンのスパッタリング、およびスパッタ粒子の輸送と再堆積のシミュレーションを実施した[3.3.4-11]。今後は不純物の電離/再結合係数データ、スパッタリング粒子のエネルギー・角度分布などの評価、実際の磁場配位に即したプラズマモデルの開発を行い、シミュレーション精度を高めて、熱流束制御とスパッタリング抑制のバランスの検討を行う。(数値実験研究プロジェクトとの連携)

3.3.4.5 タングステンと異種金属の接合研究

タングステンをダイバーターアーマ材として使うためには、冷却管あるいは熱シンクとタングステンを接合する必要がある。そこで、タングステンと異種金属の接合研究を進めている。

冷却管を通す穴(直径34 mm)をあけたタングステンブロック(50×50×50 mm)に、銅合金(CuCrZr)管(外径27 mm、内径21 mm)を接合する実験を行った。穴の内側には無酸素銅層(外径34 mm、内径27 mm)をキャストにより接合し、緩衝層とした。接合はロウ付けで行い、ロウ材にはMBF-20(NiBal, Cr 7%, Si 4.5%, Fe 3%, B 3.2%)を用いた。ロウ付け時の保持温度は1,050 °C、保持時間は45分程度である。その後、CuCrZr管に強度を持たせるため、480 °Cで240分時効処理を実施した。真空炉から取り出した後のタングステンモノブロックには亀裂が生じていた。CuCrZr管と無酸素銅層間には明瞭な空隙が確認され、うまく接合できていなかった。タングステンに亀裂が生じたことと、CuCrZr管と無酸素銅層間へ

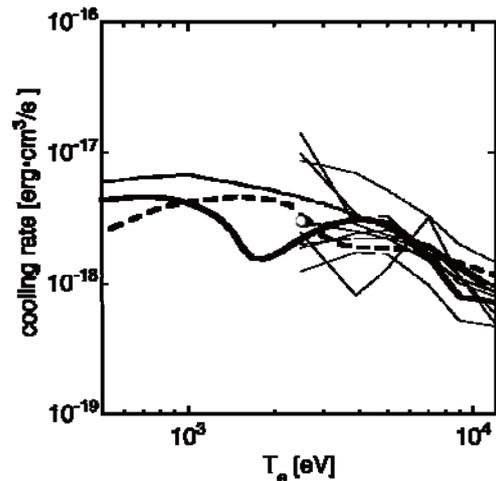


図 3.3.4.5 JATOM コードで計算したタングステンイオンの放射損失率(太い実線)。太い波線はPütterichら[3.3.4-9]による計算、細い実線(長い)は平均イオンモデル[3.3.4-8]による計算、3 keV以上の短い細い実線は nLTE7 ワークショップ[3.3.4-10]で発表されたさまざまなコードで計算された値を示す。○は実験値[3.3.4-9]。文献[3.3.4-7]より引用。

の空隙の形成にはそれぞれ別の要因が考えられる。前者の要因としては、1000 °C程度からの急激なガス冷却のために、タングステンブロックそのものが熱膨張/収縮を受け、それだけで破断応力を上回ってしまった可能性が考えられる。後者の要因としては、熱処理で、980 °Cより急速冷却を開始したことが挙げられる。通常、冷却ガス導入による降温ではロウ材が固相状態になり、その後次第にCuCrZr管が冷却されて収縮が始まるが、ろう材が固相状態であるために接合が維持される。しかしながら今回は、MBF-20の固相温度が969 °Cであるのに対し、980 °Cからガスを用いた急速冷却を開始したため、十分な接合強度が得られない状態でCuCrZr管の収縮が始まり、ロウ付け不良に陥ったものと考えられる。

ロウ付けによる十分な接合強度を得る条件を探索するため、タングステンブロック(30×30×18 mm)と銅合金ブロック(30×30×38 mm、CuCrZr、アルミナ分散強化銅GLIDCOP®)を、複数のロウ材を用いて接合し、接合強度の基礎データを得、最適なろう材と銅合金の組み合わせを見つける実験を行っている。ロウ材として、銅の融点(1083 °C)以下で使用できる次の3種のロウ材を用いている。これらのロウ材を用いてタングステンブロックと銅合金ブロックを接合した後、試験用の試料を(5×36×1.5 mm)を作成した。現在、3点曲げ試験により接合強度を定量評価しつつある。

表3.3.4.1 タングステン-銅合金接合試験で使用したロウ材

ろう材	固相点	液相点	Cr	Cu	Mn	Mo	Ni	P	Si	Fe	B
MBF-20	969°C	1024°C	7				83		4	3	3
BNi-6	875°C	875°C					89	11			
Nicuman37	880°C	925°C		52.5	38		9.5				

Reference

- [3.3.4-1] D. Kato et al., Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications and Monte Carlo 2010 (SNA + MC2010), Oct. 17-21 (2010), Hitotsubashi memorial Hall, Tokyo, Japan. (oral)
- [3.3.4-2] D. Kato, H. Iwakiri, K. Morishita, J. Nucl. Mater. 417 (2011) 1115.
- [3.3.4-3] N. Nakamura, et al., Rev. Sci. Instrum. 79 (2008) 063104
- [3.3.4-4] H. A. Sakaue, et al., AIP Conf. Proc. 91 (2012) 1438
- [3.3.4-5] A. Bar-Shalom, M. Klapisch, and J. Oreg, J. Quant. Spectrosc. Radiat. Transf. 71 (2001) 169.
- [3.3.4-6] A. Sasaki et al., J. Appl. Phys. 107 (2010) 113303.
- [3.3.4-7] A. Sasaki, submitted to J. Plasma Fusion Res. (2013).
- [3.3.4-8] D. Post et al., Atomic Data Nucl. Data Tables 20 (1977) 397,
- [3.3.4-9] T. Pütterich et al., Nucl. Fusion 50 (2010) 025012.
- [3.3.4-10] NLTE7 workshop, <http://nlte.nist.gov/NLTE7/>
- [3.3.4-11] G. Kawamura, D. Kato, Y. Tomita, A. Kirschner, 20th International Toki Conference, Dec. 7-10 (2010), Ceratopia Toki, Gifu, Japan. (poster)

3.3.5 水素同位体

3.3.5.1 概要

第一世代核融合炉では、重水素(D)と三重水素(T, トリチウム)を用いた核融合反応を用いる。トリチウムは、半減期 12.32 年でβ線(エネルギー: 平均 5.7 keV, 最大 18.6 keV)を放出する放射性物質である。トリチウムの崩壊式は次のとおりである。



自然界のトリチウムは、主に宇宙線と大気との相互作用により生成され、およそ 1 EBq(~3 kg)存在していると見積もられている。一方、出力 3 GW の核融合炉では、およそ 0.5 kg/day のトリチウムを消費する。従って、核融合炉に必要なトリチウムを、天然資源に依存することはできない。そのため、核融合炉の実現には、トリチウム製造/増殖方法や、リチウム資源/同位体分離技術の確保、大量トリチウムの安全取り扱い、水素同位体測定手法の高度化、放射線安全管理/教育手法を確立する必要がある。

本章では、核融合工学研究プロジェクトで進められている開発研究(大学との共同研究を含む)を概観する。

3.3.5.2 燃料回収分離

燃料循環システムは、主に排気ポンプ機器、排気ガス回収処理機器(不純物分解/水素回収)、水素同位体分離機器、燃料貯蔵機器、燃料供給機器から構成される。各要素機器について研究開発を進めることが重要である。ここでは、排気ガス回収処理手法と水素同位体分離手法の取り組みを述べる。

3.3.5.2.1 不純物分解/水素回収処理

ITER では、真空排気ガス処理システムとして CAPER が検討されている。CAPER は、前段部にパラジウム合金膜による分子状水素同位体の回収、次に水素同位体化合物の分解および回収(CAPRICE)、同位体交換反応による水素同位体成分の回収(PERMCAT)の 3 要素で構成される。このシステム構成で、ITER で要求されるトリチウム除去率(DF)を満たすことが報告されている。一方で、水素同位体の回収と不純物分解を同時に行うことができれば、システムの簡略化が可能となる。そのような観点から、電気化学水素ポンプ法に着目し、固体電解質を用いた水素回収システムの基礎的な研究開発を進めている。これまでに、NIFS に水素抽出評価装置を製作し、原理実証を行った。さらに、名古屋大学 杉山貴彦准教授の協力の下、トリチウム取扱施設(同位体分離実験室: ISL)に実験装置を移設して、水素およびトリチウムの回収評価を進め、真空排気ガス処理システムに適用可能であることを示した。また、水蒸気電解の収率向上を目的に、九州大学 松本広重教授との共同研究のもとで電極材料開発を進めている。

3.3.5.2.2 低インベントリ水素同位体分離システム

水素同位体分離手法として、ITER では深冷蒸留法が検討されている。深冷蒸留法では、分子状水素同位体を凝縮温度付近(~20K)まで冷却し、液体-気体間の蒸発/凝縮速度の違いを利用して同位体分離を行う。蒸留塔のカラム仕様/構成を変えることで目的とする分離性能を満たすことができる。このシステムでは、分子状水素同位体を液化するため、システム内のトリチウムインベントリは比較的多くなる。一方で、水素同位体分離を気体状で行うことができれば、より少ないトリチウムインベントリで処理できる可能性がある。ここでは、低温吸着法に着目し、連続処理システムの構築を目的に、圧カスウィング吸着(PSA)法の基礎研究を九州大学 古藤健司准教授との共同研究のもとで進めている。これまでに、NIFS-PSA装置に市販の合成ゼオライト 4A, 5A, 13X を充填して、トレーサーレベル(1%)の重水素(D₂)ガスを対象に、その吸着特性および繰り返し操作による濃縮/減容評価を行った。得られた試験結果をもとに、燃料循環システムへの適用性および連続処理システム設計を進めている。

3.3.5.3 トリチウム安全処理システム

トリチウムは放射性物質であるため、グローブボックスなどを用いた多重防護を適用し、適切な安全管理体制のもとで扱わなければならない。しかし、機器からの漏洩をなくすことは難しく、事故対応を含めて、グローブボックスや建屋内に拡散したトリチウムを安全に回収処理しなければならない。核融合炉は大きな建屋を必要とすることが想定され、その処理すべき体積も大きくなることが予想される。このような処理量の増大に対処すべく、先進的なトリチウム回収技術開発に取り組んでいる。また、トリチウムの利用に伴い発生する汚染材料は、汚染の程度によってトリチウムを除染し、再利用する。除染方法にはさまざまな手法が提案されているが、新たな視点に立って技術開発に取り組んでいるので、その研究進捗を紹介する。

3.3.5.3.1 低圧力損失型触媒/吸湿剤

トリチウム取扱施設では、トリチウムの安全処理系として、酸化触媒/吸着法を用いる。水素同位体としてのトリチウムを触媒により酸化し、水状トリチウムに転換して吸湿剤で回収する。市販の触媒や吸湿剤は直径数 mm の粒子状をしている。従って、容器に充填すると流体抵抗(圧力損失)が大きくなり、大量処理が難しくなる。そこで、NIFS に触媒/吸湿剤性能評価装置を製作し、低圧力損失型触媒/吸湿剤の研究を進めている。これまでに、ハニカム形状のメタル、コーゼライト(セラミック多孔体)、SiC などを担体に、白金もしくはパラジウムを含浸させた触媒を製作した。これらの触媒に対して、空気組成に混合した水素、メタンの酸化性能や水分の影響などを評価し、その結果をもとにシステムへの適用性を検討している。さらに、装置規模を拡大した中型酸化触媒試験装置を NIFS に製作し、スケールアップの影響評価を進めた。また、モレキュラーシーブをハニカム形状に成形した吸湿剤を作成し、その吸湿特性を評価している。

3.3.5.3.2 高分子膜法

3.3.5.3.1 で述べた吸着法に替えて、膜分離法によるトリチウム回収処理が提案されている。膜分離法は、消費エネルギーが少ない、連続処理が可能、システムの小型化、多様な操作条件に対応できるなど、吸着法にはない特徴を有する。これまでに、水蒸気状トリチウムの回収処理を目的に、市販のポリイミド膜モジュールの特性評価を行う膜分離装置を NIFS に製作し、研究を進めた。その結果、膜分離法は吸着法と同等の性能を有することを確認した。実験研究では、高分子膜への水分収着が、気体分離性能に影響を与えることを見出している。そこで、名古屋大学 杉山貴彦准教授との共同研究を通じて、この物理現象を取り入れた非定常膜分離シミュレーションモデルを構築した。実験データとの比較を行い、設計に必要なパラメータを得ている。この研究成果を用いることで、膜分離法を用いた安全処理系の装置設計および性能予測が可能となる。

3.3.5.3.3 統合システム研究

各構成要素の開発研究と並行して、要素技術の統合を想定したシステム研究(数値シミュレーション研究)を秋田大学 宗像健三教授、名古屋大学 杉山貴彦准教授(3.3.5.3.2)との共同研究を通じて進めた。3.3.5.3.1、3.3.5.3.2 で得られた基礎データを基に、酸化反応炉、吸着塔もしくは高分子膜を組み合わせたシステムの数値計算モデルを構築し、統合計算コードを確立した。その結果、実験研究では評価することが難しい実規模装置の性能を、シミュレーションするとともに、問題点を示すことができた。

3.3.5.3.4 プラズマ燃焼法

分子状トリチウムやトリチウム化合物の酸化回収には、触媒として白金もしくはパラジウムが用いられている。これら貴金属の価格は、市場の動向に大きく左右される。また、適度な温度条件のもとで使用しなければならない。そのため、緊急時に使用するためには、触媒を適切な温度に常時保温しておく必要がある。そこで、酸化反応炉の無触媒化を目的に、大量のラジカルを生成できる大気圧プラズマに着目し、プラズマ炎による水素酸化の可能性について研究を進めている。これまでに、長野高専 江角直道准教授が開発したマイクロ波(2.45 GHz)を利用した小型のプラズマ源を利用し、酸素-水素雰囲気での燃焼特性評価を実施している。

3.3.5.3.5 汚染物質処理法

炉材料に吸着・浸透するトリチウムの除染は、機器の保守時における安全確保、および材料の再利用の観点から重要な課題である。材料内部/表面のトリチウム除染処理方法として、払拭法、化学除染法、ベーキング法、低圧高周波プラズマ法、レーザー脱離法、紫外線照射法などが検討されている。減圧下グロー放電洗浄法では、富山大学 水素研 松山政夫教授との共同研究のもとで、SUS 材を対象としてトリチウムを用いた研究を進めている。また、煩雑な操作・手順を必要とせず、被除染物の形状に依存しない、二次廃棄物の発生が少ない除染方法として、大気圧高周波放電によるプラズマ化学反応の利用を検討している。現在までに、プラズマ源の設計が終了し、大気圧プラズマの点火試験を NIFS にて進めてい

る。

3.3.5.4 リチウム資源回収/同位体分離技術開発

核融合炉の燃料は、重水素とリチウムである。重水素は海水から取り出すことができ、地域偏在性が低い。一方、リチウムは鉱物であるため、偏在性が高い。リチウムを海水から取り出すことができれば、重水素とともに偏在性の少ない資源として活用できる。核融合炉に必要なトリチウムは、中性子とリチウムとの核反応で製造される。中性子との反応断面積を鑑みると、 ${}^6\text{Li}$ (天然存在比: 7.25%)の同位体濃縮技術は欠かせない。ここでは、リチウム回収技術および同位体分離研究について概観する。

3.3.5.4.1 海水からのリチウム回収

海水にはリチウムが 0.1-0.2 mg/L 程度含まれおり、海水全体で 2300 億 t となる。海水からの選択的なリチウム吸着剤の開発、回収システム研究を北九州市立大学 吉塚教授、秋田大学 和嶋昌隆助教との共同研究のもと実施した。

3.3.5.4.2 リチウム同位体分離技術

リチウム同位体分離技術は、核兵器保有国で水銀アマルガム法が確立されている。核技術である水銀アマルガム法を用いない同位体分離技術を開発することは、平和利用を謳う核融合発電にとって重要である。これまでに、さまざまな手法が提案されているが、ここでは、吸着樹脂を用いた置換クロマトグラフィー法を用いた分離技術開発を、名古屋大学 杉山貴彦准教授との共同研究のもとで進めた。これまでに、分離評価を進めるとともに、数値計算コードの開発を行った。

3.3.5.5 水素同位体/放射能計測手法

すでに述べたように核融合炉の燃料であるトリチウムは、希少であるとともに、放射性同位元素である。また、中性子による放射化は、新たな放射性核種を生成する。従って、施設内でのトリチウム計量管理、放射線安全管理は核融合炉の実現にとって欠くことのできない技術である。ここでは、安全管理の観点から、トリチウム計測および放射線/放射能計測手法の開発研究について述べる。

3.3.5.5.1 トリチウム排気ガスモニター

トリチウムの信号波形から、エネルギーに対応する波高値と電離の広がりを表す立ち上がり時間の情報を取り出し、空気中のラドン、トロン、宇宙線などにより発生したバックグラウンドノイズ信号から分離して検出する高感度トリチウム排気ガスモニターの開発を進めている。この方法では検出器として通気型の比例計数管を用いるが、この場合、測定試料となる空気を計数ガスに混入して検出器に送り込むため、本研究で、空気がスペクトルにあたる影響を評価するとともに、影響低減の方法を提案し、有効性を確認した。実験はトリチウム取り扱い施設である名古屋大学 同位体分離実験室 杉山貴彦准教授および京都大学 アイソト

ープ総合センター 五十棲泰人名誉教授の協力の下で実施した。

3.3.5.5.2 トリチウム排水連続モニター

従来の排水中トリチウム濃度測定では、液体シンチレーション計数装置(LSC)が用いられてきた。この場合、貯留槽あるいは廃液タンクなどから数 cc～数 10cc を採水し、専用のバイアルにいれ、液体シンチレーターと混合して測定する。この試料作成と測定はバッチ処理的に行われる。1回の測定に 1 時間近く要するため、連続測定にならない。測定にともなって放射性有機廃液が発生する問題がある。この廃液は、放射性廃棄物として放射線障害防止法の規制を受けるばかりでなく、可燃性有機物として消防法の規制も受ける。また、液体シンチレーターのもうひとつの問題は、水溶解度を上げるための界面活性剤と発光スペクトルをフォトマルの感度領域に合わせるための波長変換剤など、人体や環境に好ましくない化学物質が含まれていることである。これらを解決する方法として、固体シンチレーターを用いるトリチウム排水連続モニターの開発を進めている。実験はアトックス社で実施した。現在までに基礎実験はほぼ終了し、トリチウム水連続測定システムとして 10 Bq/cc の測定を実証した。今後、検出部に遮蔽体や冷却器を取り付けることにより、2 Bq/cc の測定を目指している。

3.3.5.5.3 トリチウム以外の核種対応測定システムの検討

核融合炉施設の放射線作業環境測定では、トリチウムと中性子が測定の主要な対象であるが、放射化によるその他の核種も無視できない。また核融合炉施設は通常の放射線施設に比べると規模が大きく、作業環境管理測定現場と測定室や試料調整室が離れることが想定される。そこで、移動可能な放射線/放射能測定室として、モニタリングカートの概念設計を行った。本概念設計では、トリチウムとその他の β 、 γ 核種を対象にして、特に空气中濃度および表面汚染密度の測定を目指してモニタリングカードを検討した。設計したモニタリングカードは、長さ:136cm、幅:77cm、高さ:132cm、重量: 314.5kg、電動アシストにより、人力による移動が可能である。このシステムでは、空气中のセシウム 137 やコバルト 60 などの濃度測定には十分な能力を有しているが、ヨウ素 131 や 125 などが対象になる場合、捕集時間を長めに取る必要のあることが分かった。

3.3.5.6 放射線教育/啓蒙活動

福島第一原子力発電所事故により、日本国民の多くは、原子力行政に大きな不安と不信感を抱くようになった。安全神話が崩れたからである。もう一つの大きな問題がある。この 30 年間、義務教育課程の理科では、放射線と放射能が全く取り扱われなかったことである。その結果、適切な教育を受けていない一般の人々の中には、放射線や放射能から原子爆弾をイメージして、異常なまでの拒否反応を示す場合もある。放射線や放射能と深い関係にある核融合発電をめざすにあたって、放射線教育が長い間閉じ込められてきたというこの事実は、福島第一原子力発電所事故がもたらした不信感と同様に、重篤な問題である。本研究ではこうした現状を鑑み、小中高に提供できる放射線実習用教材を開発するとともに、いろいろな機会を利用して、教育実践に基づく放射線の啓蒙活動を進めてきた。その中で自然

放射能線源を開発した。自然放射能線源とは、モナザイト鉱石、湯の華、化学肥料、乾燥昆布、塩化カリウム試薬など、自然起源の放射性同位元素を含む材料を単に固めて製作した放射線源である。これまで製作した自然放射能線源の場合、バックグランド計数の 2～数倍の数の放射線を放出する。これは放射線測定実習で放射線を説明するのに十分な強度である。これらを用いた啓蒙活動が軌道に乗るまでにはまだ時間がかかると思うが、核融合エネルギーの利用の正しい理解を目指して、小学、中学、高校生、そして一般を対象にした放射線教育の教材ならびに手法の開発を進める。

3.3.5.7 今後の展開

これまで、トリチウム燃料処理技術、安全処理研究、リチウム資源回収/分離技術開発、放射線管理を目的としたトリチウム測定手法、放射能測定システム、放射線教育手法について、研究開発を進めてきた。今後も継続して開発研究を実施するとともに、水素同位体試験・計測設備の整備を行い、新しい基軸にたった研究環境を提供する予定である。トリチウムは核融合炉システム全体に係る課題を有するが、NIFS 内担当研究者が少なく、研究課題を大きく拡大することは難しい。共同研究を中心として、所外トリチウム取り扱い施設を利用しながら、核融合原型炉を目指した研究を推進する。

4. 共同研究・共同利用の推進

4.1 共同研究

大学共同利用機関である核融合科学研究所では、「一般共同研究」、「LHD計画共同研究」、「双方向型共同研究」により、全国の大学等と連携して「核融合プラズマに関する学理及びその応用の研究」を推進している。また、民間企業や独立行政法人等との委託研究・共同研究も行っている。本節では、核融合工学研究分野における共同研究の進展について述べる。一般共同研究は核融合工学研究プロジェクト及び大型ヘリカル装置(LHD)計画プロジェクト、数値実験研究プロジェクトでの研究について、LHD計画共同研究については炉工学分野の研究についてそれぞれ述べる。

4.1.1 一般共同研究

核融合工学研究プロジェクト研究課題は、超伝導システム研究、炉内材料機器研究、炉設計研究、システム・環境安全研究の4分野で、毎年毎年70件程度の研究が進められている。

4.1.1.1 炉設計研究

ヘリカル型装置の特長である、定常性、無電流特性、造り付けのダイバータを活かしたヘリカル型核融合炉の総合的な設計研究を行っている。また、型式によらず核融合炉設計に関わる研究として、設計コード開発、トリチウムバランス、炉内保守などに関する研究も実施されている。

核融合研で設計を進めているヘリカル型核融合炉FFHRにおける点火シナリオ研究が行われている。熱不安定イグニッション接近時の加熱パワーのフィードバック制御法の探索や、イオン-電子エネルギー閉じ込め時間比の点火シナリオへの影響などの研究が実施されてきた。(一般共同研究:東海大 御手洗修)

システムコードによるおおまかな設計パラメータ探索と、より詳細な要素設計の橋渡しを行う統合設計コードによる核融合炉システムの標準化に向けた研究が行われている。(一般共同研究:東京大 小川雄一)

核融合炉を持続的に運転するためには、プラズマのコアで核融合反応で消費されるトリチウム、真空容器内に捕捉されるトリチウム、透過漏洩で失われるトリチウム、 β 崩壊で消滅するトリチウムを補うだけでなく、次期炉の初期インベントリを賄うだけのブランケットシステムが必要となり、核融合炉におけるトリチウムバランス研究が行われている。(一般共同研究:九州大 西川正史)

4.1.1.2 超伝導システム研究

高磁場・大電流マグネット要素技術の確立と応用・実規模試験への工学基盤の構築、冷凍機開発、クエンチ発生時の超伝導コイル挙動などの研究が実施されている。

分割型高温超伝導マグネットのためのYBCO導体の着脱可能な接合方法の研究では、高温超伝導線の機械的接合方法として、図4.1-1に示すブリッジジョイントとバットジョイントについて、接合抵抗に関する研究が実施されている。(一般共同研究:東北大 伊藤 悟)

Y系高温超伝導電流リードの研究開発では、近年臨界電流値が向上したYBCO高温超伝導テープ線材を用い、大電流・低熱侵入の超伝導電流リードの製作とその有用性の評価が行われている。図4.1-2に示すYBCOテープ線材を並列接続した2 kA級超伝導電流リードの製作と、77 Kにおける通電特性及び熱侵入量の評価が実施されている。(一般共同研究:東海大 山田 豊)

高アスペクト比断面の超伝導テープ線材を用いた大容量転位導体の開発では、臨界電流が約39 Kの金属系超伝導材料である MgB_2 について、その性能を向上させ、この線材を用いた核融合装置用大容量導体の設計を目指した研究が行われており、 MgB_2 テープ線を複数本束ねた導体の安定性評価などが実施されている。(一般共同研究:鹿児島大 川越 明史)

Nb_3Sn を代表とするA15相化合物系超伝導線材で大型コイルを製作する場合に便利な、線材の熱処理後に巻線工程を行うリアクト&ワインド法を指向し、A15相化合物系導体の特性変化の詳細な検討が行われている。リアクト&ワインド法では繰り返しの曲げ歪が印加されるため、曲げ歪を定量的に印加可能な曲げ機構付臨界電流測定プローブの設計などが実施された。(一般共同研究:物質・材料研究機構 菊池章弘)

核融合装置用に開発された、大電流通電・電磁力耐性に優れたケーブル・イン・コンジット(CIC)導体では、直径1 mm程度の超伝導素線を多数段に分けて撚り合わせている。素線

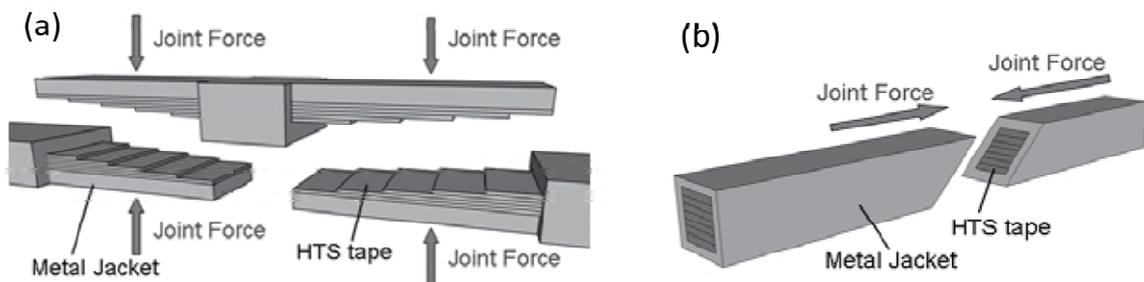


図 4.1-1. 分割型高温超伝導マグネットの機械的接合方法。(a)ブリッジジョイント。(b) バットジョイント。

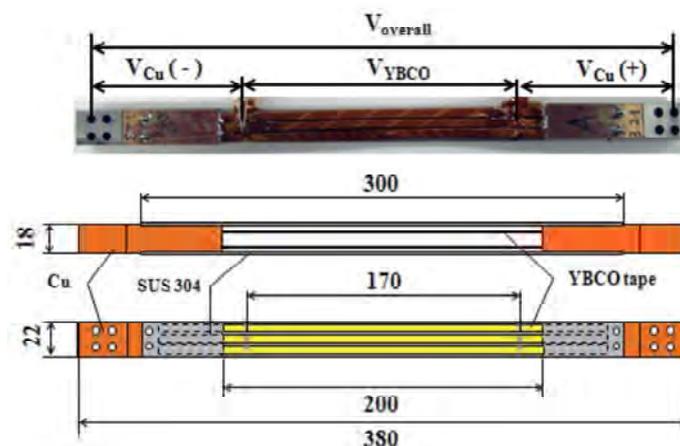


図 4.1-2. YBCO 超伝導電流リードの外観と構造。

間のインダクタンスが僅かに異なることにより、交流用途では結合損失が、直流用途では電流が均一に流れないことが問題となっている。この問題に対して、素線間接触抵抗の電磁気学及び構造力学的検討が行われている。(一般共同研究:上智大 谷貝 剛)

高精度部分放電検出技術を用いたLHD電気絶縁の高信頼化に関する研究では、超伝導コイルの電気絶縁部について、絶縁破壊電圧を大幅に低下させ得る部分放電(PD)の防止技術の確立を目指し、その検出方法の開発を行っている。PDから放射される電磁波をアンテナで検出するため、PD電流波形と放射電磁波強度の関係を明らかにしつつある。(一般共同研究:豊橋技科大 長尾雅行)

4.1.1.3 炉内材料機器研究

ヘリカル型核融合炉など将来の核融合炉を目標とした炉内材料、炉内機器及び炉内システムの高度化を目指した研究、またそれらの要素過程の研究を行っている。

三面複層被覆コーティング流路の熱流動工学設計では、Li/Vブランケット開発において課題となるMHD圧力損失の低減について、その対策として提案されている絶縁被膜のある金属薄板を挿入した三面複層コーティング流路について、MHD圧力損失低減効果の検証が進められている。日米科学技術協力事業(核融合分野)TITANプロジェクトにより米国のUCLAに設置された高温PbLiループの試験区間に三面複層コーティング流路を組み込み圧力損失測定を行い、完全発達層流を仮定した数値解析との比較等を行った結果、導電壁流路と比べて圧力損失が大きく低減されることを示した。(一般共同研究:東北大 伊藤 悟)

核融合炉構造材料として有力視されている低放射化フェライト鋼について、中性子照射による材料強度変化の評価が急務となっている。限られた照射空間を有効利用するため、また試験片の誘導放射能低減のため、微小試験片を用いた強度試験技術微小試験片を用いた低放射化フェライト鋼の疲労寿命評価技術の開発が進められている。微小平滑丸棒試験片を用いた疲労寿命評価を行い、適正な表面処理を母何処して使用することで、標準試験片と同等の疲労寿命評価を行うことができることが示された。(一般共同研究:東北大 野上修平)

酸化物分散強化鋼(ODS)は、応力及びクリープ強度に優れ、また照射耐性も良いこと、そして923-973 Kの温度領域での使用が可能であることから、核融合炉ブランケットの構造材

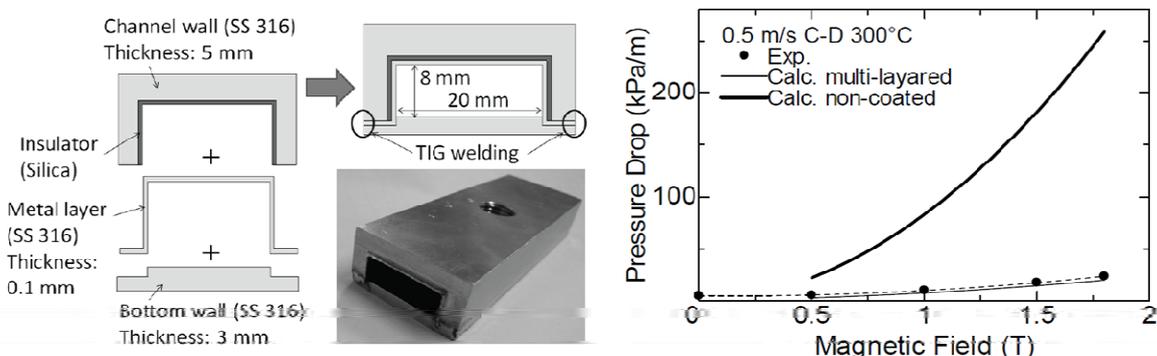


図 4.1-3. 三面複層被覆コーティング流路の構造(左)と、圧力損失測定結果(右)。

の有力な候補となっている。高温での使用中、機械特性や微細構は安定していることが必要である。そこで、高温環境下における長時間使用時の酸化物分散強化鋼の機械的・化学的特性の研究が行われている。9Cr-ODS鋼試料を973 Kの環境下に100時間から10000時間置き、ビッカース硬さ測定とナノ・インデンテーション測定、そして応力特性試験が実施された。硬さは時間とともにやや低下したが、応力特性は変化せず、9Cr-ODS鋼の機械特性が安定していることが示された。(一般共同研究:東北大 Y. Li)

低放射化フェライト鋼とプラズマとの相互作用研究の一つとして、F82H鋼における水素同位体・ヘリウム挙動に及ぼす混合プラズマ照射効果研究が行われている。核融合研のプラズマ照射装置Vehicle-1を用いてF82H鋼試料に水素・ヘリウム混合プラズマを照射し、その後試料温度を873 Kまで上げて、昇温脱離ガス分析により水素とヘリウムの試料中への滞留や試料からの脱離挙動を調べた。その結果、F82H鋼の水素保持・脱離挙動は、混合プラズマ照射の場合、水素やヘリウムをそれぞれ単独で照射した場合に比べて大きく異なることが示された。(一般共同研究:北海道大 信太祐二)

プラズマ診断用第一ミラー材は核融合装置内でプラズマ近傍に設置され、広範なエネルギースペクトルをもった多量の水素同位体、ヘリウムに曝されることにより光反射率が劣化し、監視システムとしての機能が低下することが問題となっている。そこで、ミラー材に対して実機に近い水素・ヘリウムイオンの複合照射を行い、ミラー材の表面特性に与える影響が調べられた。(一般共同研究:島根大学 宮本光貴)

核融合炉液体ブランケットの検討課題として、液体金属と接液する材料との共存性が挙げられる。接液する材料表面は時間とともに腐食するが、参加腐食や窒化腐食の進展を時系列的に分解して観察することは困難であった。そこで、図4.1-4に示すように、電気インピーダンス法を応用して、腐食によるインピーダンス変化を観測することにより、液体ブランケットの燃料増殖材料として検討されている鉛リチウム合金中で、構造材候補である低放射化フェライト鋼の腐食挙動が観測された。(一般共同研究:東海大 近藤正聡)

4.1.1.4 システム・環境安全研究

核融合エネルギーの実用化のためには、工学技術の確立とともに、システム全体の安定性、安全の確保などの総合的な研究が不可欠である。ここではトリチウム安全と高速中性子や放射化物からの放射線防護に関わる課題を中心として、核融合炉システム及び安全環境の高度化と社会的必要性の確保を推進することを目指している。

核融合炉において未反応の重水素とトリチウムを含む排ガスから燃料トリチウムを分離回収するための、多塔式圧カスイング低温吸着法水素同位体分離システム(図4.1-5)の研究が行われており、実用化に向けて着々と成果を挙げている。(一般共同研究:九州大 古藤健司)

一般にトリチウムは、酸化して水の形で回収される。酸化するには貴金属の酸化触媒が用いられているが、これに代わる、安価で大量処理が可能な大気圧放電を利用した酸化法の研究で、現在酸化プロセスの解明が進められている。(一般共同研究:長野高専 江角直道)

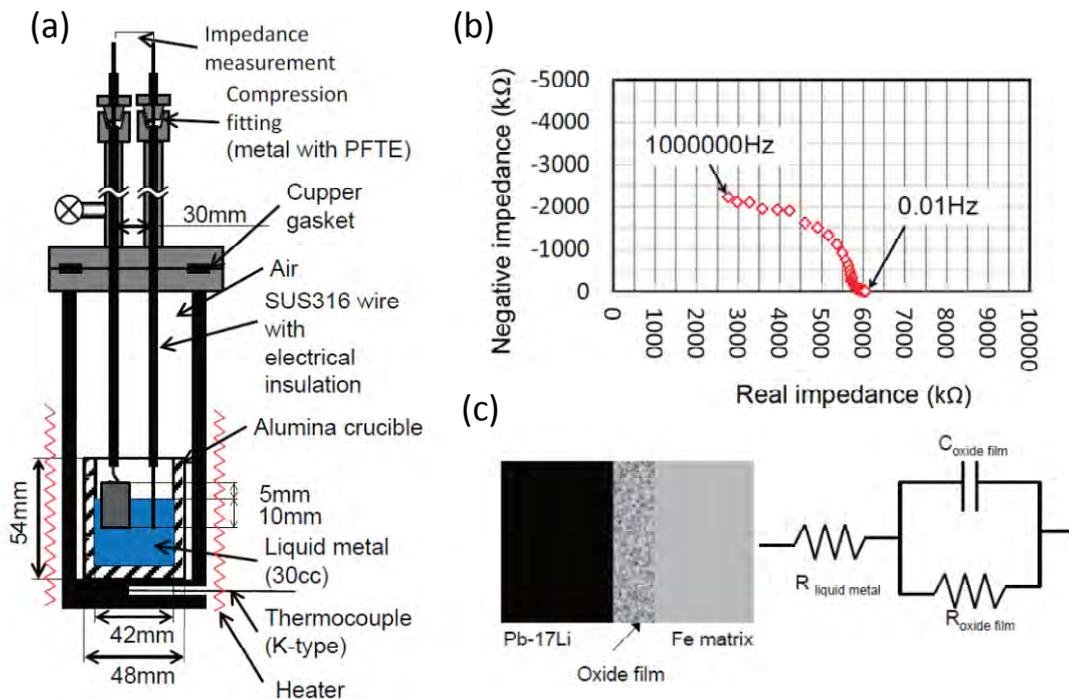


図 4.1-4 電気インピーダンス法による試験装置(a)。鉛浸漬後 984 時間後のナイキスト線図 (b)。液体金属中の酸化被膜の等価回路(c)。

プロトン導電性酸化物を用いて、低濃度のトリチウムを含む気体のトリチウムを分離濃縮することにより、トリチウム検出器の感度向上に向けた研究が行われている。(一般共同研究:九州大 松本広重)

核融合炉では、ブランケットにおいて中性子-リチウム反応でトリチウムを生成する。天然リチウムから、ブランケットに有用なリチウム6を分離・濃縮する方法で、市販のクリプタンド樹脂を基準に、粒子径の異なったものを製作し、分離性能の向上を目指した研究が行われた。(一般共同研究:名古屋大 杉山貴彦)

環境安全に関して、自然界におけるトリチウム環境動態を評価するモデルを構築した。それを用いて核融合研究地域内での自然トリチウム動態の評価を行い、ほぼ測定データが再現されている。将来の核融合炉建設の際の評価に有用である。(一般共同研究:京都大 高橋知之)



図 4.1-5 システム・環境安全研究分野の一般共同研究で開発された、多塔式圧カスイング低温吸着法水素同位体分離システム

4.1.2 LHD 計画共同研究

LHD計画共同研究では、主に大学や

研究機関にある特長ある研究設備を用いた研究を推進してきた。基本的に3年間の継続研究である。平成22年度から25年度にかけて炉工分野では、超伝導線材・コイルに関する研究、液体ブランケットに関する研究、材料開発に関する研究、炉におけるトリチウム回収に関する研究、プラズマと壁の相互作用に関する研究、原子・分子過程に関する研究、中性子測定に関する研究などが行われてきた。特に最近は、核融合研におけるヘリカル型炉設計の進展から、ダイバータ構造に関する共同研究が開始されている。またLHD計画共同研究では、トリチウムの環境動態・生物影響に関する研究を推進してきていることも強調したい。

4.1.2.1 超伝導線材・コイルに関する研究

核融合炉用超伝導線材の量子ビームを用いた応力・歪効果に関する研究(LHD計画共同研究:応用科学研究所 長村光造)では、超伝導導体が、コイル制作時や冷却時に生じる軸応力、曲げ応力や励磁時の複雑な応力・歪環境により受ける影響を調べるために量子ビームを用いて線材や導体内部の残留応力・歪の検出し、計算機を用いた理論予測と合わせて調べることにより、超伝導特性の変化機構が研究された。

第二世代高温超伝導線材のコイル化技術開発と核融合プラズマ実験装置への応用(LHD計画共同研究:東京大 小川雄一)では、東大の内部導体装置Mini-RTの、ビスマス線材を用いた内部導体コイルを第二世代高温超伝導線材であるイトリウム線材に置き換え、その特性を評価するとともに、コイル性能の向上とプラズマ実験への活用を目指した実験が行われている。

中性子照射による超伝導特性変化機構の解明(LHD計画共同研究:九州大 木須隆暢)では、モデル試料として純Nb薄片を用い、中性子を照射した際の量子化磁束像の観測を走査型SQUID(Superconducting Quantum Interference Device)顕微鏡により行い、照射に伴う磁束ピンニング特性への影響について調べる研究などが行われている。

4.1.2.2 液体ブランケットに関する研究

液体ブランケット材料システムにおける両立性と物質移行に関する研究(LHD計画共同研究:東京大 寺井隆幸)では、液体ブランケットにおいて冷却材を兼ねたトリチウム増殖材料候補とであるFlibe及びLiについて、核融合炉用に開発が進められている低放射化フェライト鋼、バナジウム合金、SiCなど構造材及び配管表面に施す絶縁性の被覆との両立性について研究が行われた。

Flibeブランケット実現に向けた除熱実証研究(LHD計画共同研究:東北大 橋爪秀利)では、核融合炉第一壁で想定されている熱流束のFlibeによる除熱を検証することを目的として行われている。伝熱促進体としてペブル充填管(Sphere-packed pipe)を用い、TNTループ(Tohoku-NIFS Thermal loop)を用いたFlibe模擬流体による高熱負荷実証実験を行うとともに、Flibeにフッ化物等を混合して低融点化したFlibe混合塩についても粘度や熱特性評価が行われている。

4.1.2.3 材料及び異材料接合技術開発に関する研究

低放射化構造材料のW被覆プロセス技術開発研究 (LHD計画共同研究: 京大 木村晃彦) では、低放射化構造材料のW被覆の製作および性能評価試験を実施し、最適な被覆プロセス・条件の探索を行うと共に、被覆・接合のメカニズムを解明し、より優れたW被覆作製のための材料科学的基礎知見を得る事を目的とする研究が行われた。ODS鋼、V合金および低放射化フェライト鋼(F82H、JLF-1)に対するW被覆に関しては、真空プラズマプレー(VPS)法および液相拡散接合法(TLPB)が適していることが確認され、それらの技術開発に向けた研究が実施された。東北大学において開発された高靱性W-TiCと京都大学において開発された高耐熱性フェライト系ODS鋼との接合技術開発研究が進められた。

核融合炉の中性子照射環境に対応した高熱流束機器用タングステン材料の開発と製造 (LHD計画共同研究: 東北大 長谷川晃) では、従来実験室規模で作製されたタングステン材料を用いて得られた中性子照射効果の評価などを基に、核融合炉の使用環境により適した新しい合金を設計し、さらに耐照射性の向上が予想される熱・機械的処理を行い、様々な試験が可能な大型試料を作製するとともに、高熱流束機器環境における使用温度、中性子照射量の上限などの使用可能範囲を明らかにすることを旨とした研究が行われた。

ブランケット用低放射化金属系構造部材作製のための異材接合技術開発研究 (LHD計画共同研究: 大阪大 芹澤久) では、低放射化金属材料の異材溶接・接合性及び溶接・接合継手に関する評価試験を実施し、溶接・接合プロセス条件の最適化を図るとともに、板厚の違いを考慮した最適な溶接・接合法の選定方法についても検討を行い、核融合炉発電システムにおける金属系異材構造部材作製のための基礎的知見を得ることを目的とした実験が行われた。

4.1.2.4 核融合炉におけるトリチウム回収に関する研究

低濃度トリチウムガス捕集・回収システムの設計支援と高度化研究 (LHD計画共同研究: 秋田大 宗像健三) では、重水素実験を行った核融合実験装置の真空排気システムのダウンストリームガスおよび真空容器の壁調整時に生じるガスに含まれる低濃度のトリチウムを確実に捕集・回収するシステムの確立を目指した研究が行われた。

ヘリカル原型炉システム設計をめざしたトリチウム輸送ダイナミクスの解明 (LHD計画共同研究: 静岡大 奥野健二) では、原型炉におけるトリチウム輸送を、PSI部、水素同位体回収部、水素同位体貯蔵部および水素同位体精製部の各システムに切り分け、各システムでの水素同位体の滞留・放出を個別に理解するとともに、それらを統合し一つのシステムとして実験を行うことにより、既存の実験室規模の結果から実機規模に適用するためのスケール係数を明らかにするとともに、本研究における実機のベンチマーク試験結果を踏まえて、燃料サイクルのシステムモデリングへの応用を試みる研究が実施されている。

原型炉燃料サイクルを目指した水素同位体分離技術の開発 (LHD計画共同研究: 名古屋大 杉山貴彦) では、核融合炉におけるトリチウムインベントリの低減による安全性の向上、大量に発生するトリチウム含有排水の処理を目的として、これまでの一般共同研究で開発が促進されてきた水素同位体分離技術の開発を、さらに進める研究が行われている。

4.1.2.5 プラズマと壁の相互作用に関する研究

レーザー・イオンビーム誘起アブレーションプラズマを使う壁プラズマ相互作用の研究(LHD計画共同研究:大阪大 田中和夫)では、厳しい熱負荷条件に炉壁が曝され溶融、蒸発、プラズマアブレーションなどを伴うことが想定される状況を、レーザー光やイオンビームを使う事で実験室レベルで再現し、レーザープラズマ分野での計測手法を積極的に導入する事で、正確な事象の観測とそれを左右する基本パラメータである、熱伝導、音速、温度、密度を計測し、こうした極限状態の理解を進め、制御条件を確立することを目的とした研究が行われている。

窒素を含む多粒子低温プラズマ生成による炭素ダスト成長と水素同位体吸蔵の制御(LHD計画共同研究:金沢大 上杉喜彦)では、核融合炉ダイバータ材料開発研究の大半がタングステン材使用に向けて行われる中で、グラファイト材の欠点とされるトリチウム吸蔵を制御・抑制する手法の開発を行い、将来の核融合炉における炭素材使用の可能性を検討すること目的とした研究が行われている。プラズマへの窒素添加により、炭素堆積層形成の抑制及び炭素ダスト生成抑制の効果を調べる実験が行われている。

LHD用ステンレス鋼材料からのトリチウム放出挙動(LHD計画共同研究:富山大 松山政夫)では、LHD真空容器内で使用されているステンレス鋼(SS316L)に対して、種々の条件で分子状及びプラズマ状トリチウムを曝露し、各種条件下でのトリチウム放出速度の測定と放出トリチウムの化学形を調べ、LHD真空容器内でのトリチウム放出に関する動的挙動を予測・評価し得るような速度論的データベースの構築を目指した研究が行われた。

炭素、水素同位体、ヘリウム同時照射環境での金属-炭素複合堆積層表面の水素同位体滞留評価(LHD計画共同研究:静岡大 大矢恭久)では、金属-炭素複合堆積層生成過程におけるトリチウムダイナミックリサイクリング現象を理解するため、水素同位体やヘリウムイオンを同時に照射し、実機に近い環境でのトリチウムリサイクリングモデルの確立を目指した実験が行われた。

LHDのDD放電下における第一壁及びダイバータ壁の重水素リテンションと制御(LHD計画共同研究:北海道大 日野友明)では、北海道大学のグロー放電装置において、重水素プラズマを用いて対向壁の水素同位体の保持量を評価するとともに、希ガスをを用いたグロー放電で水素同位体保持量の低減が試みられた。

高熱流プラズマ照射-イオンビーム解析複合装置の開発と水素同位体リテンション量のその場計測(LHD計画共同研究:名古屋大 大野哲靖)では、プラズマ照射により生じる壁表面の損傷が、動的・静的な水素同位体リテンションに与える影響を明らかにするために、実機のプラズマ環境を模擬可能なプラズマ照射装置とイオンビーム分析装置が一体となり、材料試料表面のその場計測が可能な装置の開発が行われた。

複合照射環境におけるプラズマ対向壁表面特性変化のその場診断法の提案(LHD計画共同研究:島根大 宮本光貴)では、時々刻々と変化していくプラズマ対向材料の表面特性を実時間で正確に把握することを目指した研究が行われている。核融合炉環境を模擬した複合的なイオンビーム照射下での材料のガス保持・放出特性の変化や原子レベルでの損傷組織発達過程を評価する。さらに、これらの特性変化と、炉内でも容易に計測が可能な表

面光反射率や電気抵抗率の変化等との相関を調べ、プラズマ対向材料の劣化程度の簡便な診断法として確立することを目的としている。

照射損傷を持つタングステン中のリテンションのダイナミクス(LHD計画共同研究:大阪大 上田良夫)では、照射損傷を持つタングステン中の水素同位体交換現象を、イオンビーム注入法、及びガス曝露法で詳細に調べ、理論の検証やモデリングに資することを目的とした研究が行われている。

ホットラボ用小型ダイバータプラズマ模擬試験装置の開発(LHD計画共同研究:名古屋大 大野哲靖)では、喫緊の課題であるプラズマ対向材料の中性子照射効果研究を推進するために、放射線管理区域内に保管されている既存の中性子照射材料を利用できるよう、管理区域内で運転が可能な小形ダイバータプラズマ模擬試験装置を開発することを目的とした研究が実施されている。

4.1.2.6 原子・分子過程に関する研究

電子ビームイオントラップを用いたタングステン多価イオンの分光計測(LHD計画共同研究:電気通信大 中村信行)では、電子ビームイオントラップ(EBIT)を用いてタングステン多価イオンの分光データならびに素過程断面積を系統的に取得することを目的とした研究が行われた。多くの核融合実験装置においてタングステン分光計測は行われているが、相対論的多電子系の放射スペクトルは複雑であり、ほとんどの遷移が未同定、未分解であり、データベース化を妨げている。本研究では広い波長域にわたる発光線を測定し、原子データを提供することを目指した。

タングステン多価イオンと水素原子衝突における電荷交換反応断面積の絶対値測定(LHD計画共同研究:新潟大 副島浩一)では、熱解離型水素原子源を使用して、水素原子を標的としたタングステン多価イオンの電荷交換反応断面積の絶対値測定を、0.1 eV~10 keVという5桁にわたる広い衝突エネルギー領域で精度良く行う研究が実施されている。

4.1.2.7 中性子測定に関する研究

LHD重水素実験のための中性子計測システムの開発(LHD計画共同研究:名古屋大 井口哲夫)では、核融合出力の測定及び高エネルギー粒子挙動解明に必要な、中性子計測システムを開発することを目的とした研究が行われた。

4.1.2.8 ダイバータに関する研究

ヘリカル炉ダイバータの熱粒子負荷変換機器としての基礎工学研究(LHD計画共同研究:京都大 小西哲之)では、冷却材で熱流束を受けつつ粒子負荷を受けるエネルギー変換装置としてのダイバータ開発と、水素同位体とダイバータの相互作用についての工学的基礎過程の理解を、実験的に進めることを目指している。ダイバータ冷却材には水、ヘリウム、熔融塩、液体金属など多様な選択肢があるが、これらの流体で熱流束を処理し、高温熱を取り出すために、ダイバータターゲット設計と開発、ダイバータヒートシンクの設計と開発、ダイバータシステム設計、及び総合的な性能評価試験を並行して進めている。

LHD閉ダイバータでの粒子の選択的排気に関する研究(LHD計画共同研究:東海大 利根川 昭)では、ヘリウムイオンサイクロロン共鳴法によるダイバータにおけるヘリウムの選択的排気と、水素吸蔵材料による水素同位体の回収を行うという、ダイバータでの粒子の選択的排気システムの実験研究を行っている。

4.1.2.9 トリチウムの環境動態・生物影響に関する研究

有機結合型トリチウム(OBT)の環境動態(LHD計画共同研究:九州大 百島則幸)では、原子力施設周辺に放出されたトリチウムの植物との相互作用を明らかにすることを目指した研究が行われている。施設から放出されたトリチウムは光合成により植物に固定されることから、食物摂取による被ばくを評価するためには有機結合型トリチウム(OBT)の環境動態の解明がキーポイントとなる。植物OBTの分析は時間と手間がかかることから、環境データの報告は極めて限られており、OBT環境動態の解明と被ばく線量評価を行うために利用できる最近の分析値はほとんどない。また、OBT分析法の標準化など解決すべき問題は多い。

動物レベルを中心としたトリチウムの生物影響研究(LHD計画共同研究:産業医科大 馬田敏幸)では、平成21年度まで実施されたLHD計画共同研究の生物影響研究で得られた成果である、細胞及びマウスを用いた放射線影響の高感度検出系をさらに活用し、低線量、低線量率の放射線被ばくによる生物への影響や生物の応答反応を解析して、安全性評価法の確立に向けた手がかりを得ることを目指した研究を行っている。

4.1.3 双方向型共同研究

双方向型共同研究は、研究センターが有する研究環境を利用し、各センターとNIFS間相互、および他大学等から各センターへの参加により行う型の共同研究である。平成25年度現在、筑波大学プラズマ研究センター、京都大学エネルギー理工学研究所エネルギー複合機構研究センター、大阪大学レーザーエネルギー学研究センター、九州大学応用力学研究所高温プラズマ力学研究センター、富山大学水素同位体科学研究センター、東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターの6つのセンターが本共同研究に参加している。富山大、東北大は、平成22年度から工学研究グループとして参加している。これら6つのセンターの内、筑波大、大阪大、九州大、富山大、東北大が工学研究分野の共同研究を行っている。

筑波大学プラズマ研究センターではタンデムミラー型装置GAMMA10において、SOLからダイバータに至るプラズマを模擬した境界プラズマ研究を主たる柱とした研究を進めている。GAMMA10エンド部に、閉ダイバータ構造を模擬したDモジュールを設置し、ダイバータ模擬研究や材料照射を含むプラズマ・壁相互作用研究を推進している。

大阪大学レーザーエネルギー学研究センターでは、レーザー核融合炉第一壁に適用が検討されている液体金属壁の熱流動特性に関する基礎研究、落下液体膜ブランケットにおけるトリチウム回収に関する研究を行っている。

九州大学応用力学研究所高温プラズマ力学研究センターでは、全金属球状トカマク装置QUESTにおいて第一壁に材料試料を設置して堆積層形成を調べるプラズマ・壁相互作用

用研究が行われている。

富山大学水素同位体科学研究センターでは、トリチウム取り扱い設備を利用したプラズマ対向材における水素及び水素同位体の挙動に関する研究を進めている。

東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターでは核融合炉材料の中性子照射効果に関する基礎研究を進めている。

4.1.4 民間等との共同研究

炉工学関係では10件程、民間・独立行政法人との共同研究を行っている。日本原子力研究開発機構との共同研究がもっとも多く、内容は超伝導コイルに関する研究、構造材料に関する研究、プラズマ・壁相互作用に関する研究などを行っている。

4.2 大学の研究発展への寄与

核融合工学研究プロジェクトでは、多岐にわたる研究開発分野において様々な成果が得られており、これらにおいて、大学との共同研究は大きな役割を果たしている。本節では、本プロジェクトの研究開発成果の大学における研究発展への貢献として、特に原子分子過程とプラズマ壁相互作用の数値データの生産・収集・評価と数値データベースの構築と公開について述べる。

4.2.1. 原子分子過程・プラズマ壁相互作用数値データ

核融合プラズマの制御および炉設計において、ダイバータ部への高速熱流速によるダイバータ板損傷の抑制、放射損失等による周辺プラズマの冷却による第一壁の保護と、コアプラズマへの不純物輸送制御は、高温プラズマの保持と核融合効率の向上に不可欠である。ダイバータ領域への熱流速抑制の方法の一つに、不純物ガスパフによる放射損失によって非接触プラズマを作る方法がある。そのためには、ダイバータ領域での不純物ガスの原子分子過程の理解とその効果を定量的に調べ、必要となる不純物ガスパフ流量などを定量的に決める必要がある。その際、原子分子素過程やスパッタリングなどのプラズマ壁相互作用を記述する数値データが重要となってくる。

我々は、炉工学設計に重要なプラズマ中の原子分子過程についての研究を行うとともに、原子分子過程を記述する衝突断面積などの数値データの生産と収集、評価を行い、数値データのデータベースを構築・公開し、大学などの研究者へ供している。原子分子過程の数値データを使った分光モデルを構築し、LHD実験などで得られた分光スペクトル解析を行った研究を行っている。特に、LHD計画プロジェクトの原子分子テーマグループによる実験では、LHDを利用した原子・分子過程研究の共同研究として大学の研究グループと希土類などの不純物をプラズマへ入射して分光計測を行い、その解析に必要な原子データの生産と、それを用いて開発した分光モデルを適用して、スペクトルの解析と同時に、高Z元素イオンの原子構造や未同定発光線の発見といった大学の研究へも貢献している。詳細は後述する。

また、イギリスが中心となって開発している原子データと解析パッケージADAS[4.2-1]のコンソーシアムに参加し、不純物イオンの分光計測解析や、放射損失量評価などにADASを利用するとともに、大学の研究グループとの共同研究として、核融合プラズマをはじめとする様々な分光データの解析などに利用できるようにしている。

4.2.2. 原子分子数値データベース

NIFS原子分子数値データベースとして公開しているのは、原子・イオンの電子衝突電離断面積、電子衝突励起断面積および速度係数、再結合速度係数、原子・イオン衝突による荷電交換断面積および電離断面積、分子の電子衝突過程断面積および速度係数、分子とイオン衝突による各種衝突過程断面積および速度係数と、固体へのスパッタリングイールド、後方散乱係数である。これらのデータの収集活動は、そもそもは1970年代に名古屋大学旧

プラズマ研究所での共同研究として高柳らによって組織されたスタディグループが、核融合プラズマ研究に必要な水素、ヘリウムとその同位体に関する衝突過程の収集活動 [4.2-2-4] が発端となり始まった。計算機による数値データベースは1980年代に旧プラズマ研究所の汎用機において富士通FAIRSを用いて構築され、共同研究へ供された。1989年に核融合科学研究所に改組後、旧研究・企画情報センターで引き続きデータベースを構築、提供した。1997年にはUNIXサーバー上にリレーショナルデータベースマネージングシステムORACLEを用いたデータベースに移植し、インターネットからブラウザを使ってアクセスできるようにシステムを変更した。2004年度に旧連携研究推進センターが引き継ぎ、データベースを拡大、発展させてきた。1997年のウェブ公開当初は利用者にユーザー登録をしてもらい、アカウントとパスワードによってアクセスできるシステムとして開発したが、2007年よりユーザー登録を廃止し、一般ユーザーが広く利用できるようにした。2010年度より核融合システム研究系原子分子過程研究部門と核融合工学研究プロジェクトによって原子分子データベース活動を継続している。

現在公開しているデータベースのフロントページイメージを図4.2-1に、データベース名とそのデータ数の一覧を表4.2-1に示す。データベースは、原子分子衝突素過程の数値データベースとプラズマ壁相互作用に関する数値データベースからなり、素過程ごとにサブデータベースを構成している。最もデータ数の多いのが、AMDISの電子衝突励起断面積、速度係数で、これらは発光線強度や放射損失量評価などの分光モデル構築に必要なデータである。原子分子文献データベースORNLは、アメリカのオークリッジ国立研究所との協力により、

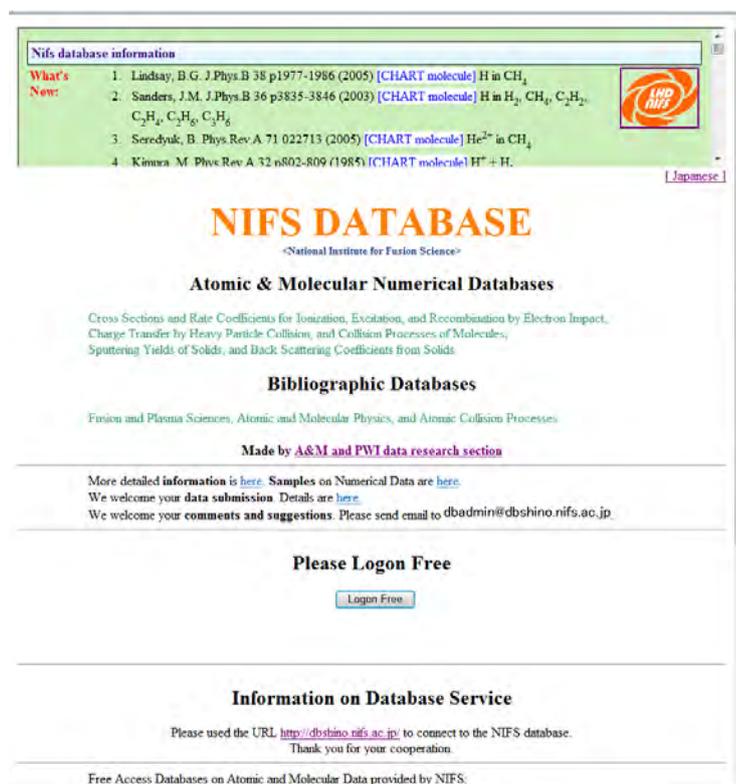


図 4.2-1 原子分子数値データベースフロントページ(<http://dbshino.nifs.ac.jp> で公開)

表 4.2-1 原子分子およびプラズマ壁相互作用数値データベース及び文献データベース一覧

DB Name	Contents		Period	Number of Records (Aug. 26, 2013)
(AM and PWI Numerical database)				
AMDIS	EXC	Electron impact excitation of atoms	1961-2012	671,972
	ION	Electron impact ionization of atoms		
	DIO	Electron impact dissociation of simple molecules		
	REC	Electron recombination of atoms		
CHART	Charge exchange of ion-atom collision		1957-2010	7,054
AMDIS MOL (AMOL)	Electron collision with molecules		1956-2009	3,926
CHART MOL (CMOL)	Heavy particle collision with molecules			
SPUTY	Sputtering yield of solid		1931-2000	1,241
BACKS	Reflection coefficient of solid surface		1976-2002	396
(AM Bibliographic database)				
ORNL	Bibliography on atomic collisions collected at ORNL, USA		1959-2009	78,097

原子分子過程に関する文献データベースのデータ提供をうけ、我々の開発した検索システムで公開しているものであるが、2011年にオークリッジ国立研究所の制御核融合原子データセンターが閉鎖したことに伴い、2009年出版以降のデータの提供は受けていない。

収集している原子分子数値データは、水素、ヘリウムをはじめ、プラズマ中の主な不純物である炭素、酸素、鉄など、不純物ガスパフで用いられる窒素、ネオン、アルゴンなどの希ガス、プラズマ対向材料に用いられるベリリウム、ボロンや、モリブデン、タングステンなどの金属類、周辺プラズマにおいて生成される水素分子や炭化水素分子など、核融合プラズマ研究において重要な役割を果たす原子、分子に加え、様々な応用プラズマ研究で必要とされる窒素分子、酸素分子、水分子(気相)、一酸化炭素、二酸化炭素、アンモニアなど、収集対象を広げて、研究者へ供しており、大学等における研究推進にも役立っている。

データベースのデータは、断面積などの数値データに加え、そのデータの出典に関する書誌情報(著者名、発表雑誌名、出版年など)、理論や実験の別、データ生産方法などの付帯情報が含まれている。表4.2-1に示したデータベースでは元素名やイオン価数、著者名などを指定して検索することができ、検索結果は衝突過程ごとに表示される。その中から必要な衝突過程を選択し、グラフや数値表としてデータを表示、書誌情報などの付帯情報も表示させることができる。図4.2-2に、原子分子データベースのデータ例として、電子衝突励起速度係数のグラフを示す。一つの衝突過程に対して、複数の研究グループによるデータがある場合があり、その場合はデータを比較することによってデータ評価を行うことができる

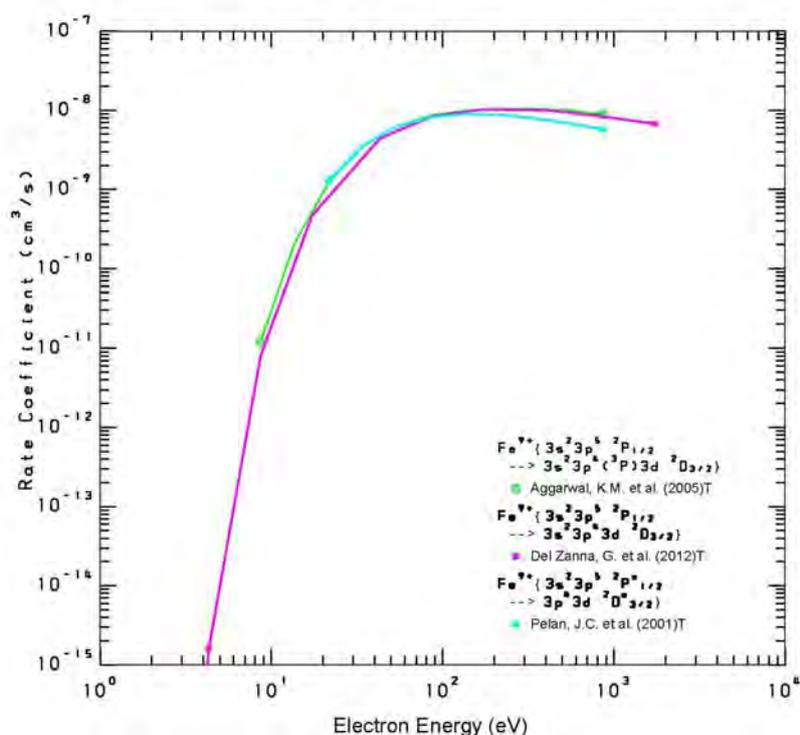


図 4.2-2 周辺など低温プラズマ中に見られる鉄9価イオンの電子衝突励起速度係数のデータの例を示す。3篇の論文から得られた理論計算値があり、計算に用いられた理論モデルの違いによって、速度係数が異なっていることが分かる。このようなデータの比較によってデータ評価を行い、推奨データを選ぶことができる。

ようになっている。

データ収集は、国内の原子分子物理学者の協力を得て、学術論文として発表されたものをサーベイして収集し、データベースへ入力している。入力前に、データのスクリーニングを行っている。また、研究活動によって生産した原子分子データは、NIFS-DATA レポートとして出版し、データベースへ入力している。そのため、ほぼすべてのデータはデータの出典をたどることができるようになっている。

4.2.3 国内共同研究への寄与

大学等の研究グループと、直接共同研究を行い、原子分子データを提供している。多くの場合は、素過程の衝突断面積や速度係数などのデータ提供に加え、独自に開発した分光モデルや、ADASを利用した分光モデルを用いて計算した分光データを提供し、スペクトル解析などの研究に用いられている。以下にその例を挙げる。

(1) FFHRヘリカル炉でのHe灰の閉じ込め時間を検討するために、「LHDの閉ダイバータで

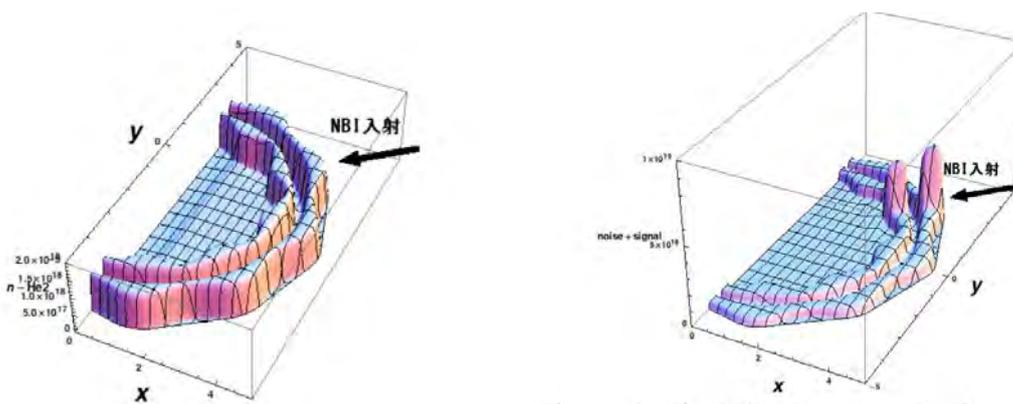


図 4.2-3 LHD で仮定したガスパフによる He^{2+} イオン分布(左)と NBI との荷電交換により生成した He^+ とノイズとなる He^+ プルームイオンの分布(右)。

のヘリウムガス排気実験に関する予備的研究」(一般共同研究:東海大学 御手洗修)として、LHDのNBIと He^{2+} の荷電交換分光計測を行うための理論研究が行われている。この研究では、NBIの中性水素と He^{2+} の荷電交換反応による He^+ からの発光から、 He^{2+} 分布を再現することが重要であるが、荷電交換後の He^+ がドリフトして視線上にきて電子衝突励起によって発光する成分(プルーム)を区別する必要がある。そのため、 He^{2+} の荷電交換断面積や荷電交換後の He^+ による発光速度係数、 He^+ の電子衝突励起由来による発光速度係数を、ADASなどを利用して計算したものを提供し、予想される He^+ 分布の計算に用いられ(図4.2-3)、この研究の発展へ貢献した。

(2) 「磁気圏型プラズマ中の高Zイオンの研究」(一般共同研究:東京大学 吉田善章)では、磁気圏型プラズマ閉じ込め装置RT-1を用いた炭素イオンや酸素イオン、高Zイオンの挙動研究を進めており、可視分光計測を行い、イオン温度を計測して閉じ込め時間を調べるにあたり、ADASなどの原子データを利用して研究を進めている。特に、中性水素との荷電交換反応が閉じ込め時間の決定に大きく関係するため、その荷電交換過程断面積を使った速度係数の計算にADASが用いられている。図4.2-4に計測で評価したCIIIイオン温度と、

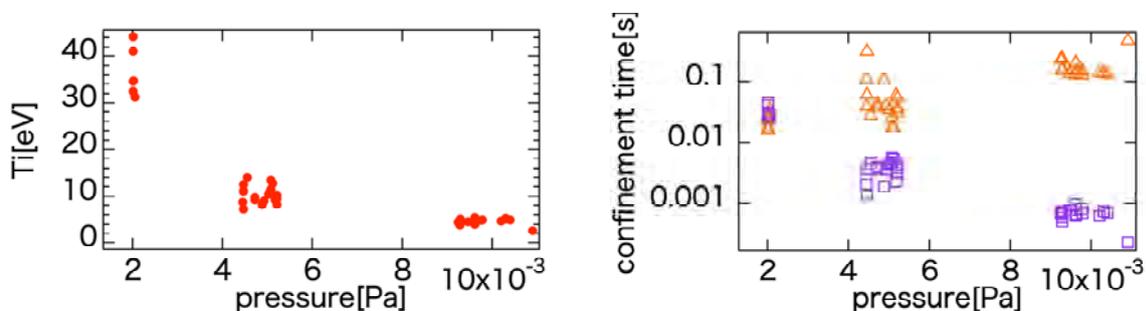


図 4.2-4 RT-1装置において $\text{CIII}464.74\text{nm}$ 発光線幅から評価したイオン温度とガス圧との関係(左)、及びそれを用いて評価した閉じ込め時間(□)と荷電交換反応のタイムスケール(△)(右) [4.2-5]。

それを使って評価した閉じ込め時間と荷電交換のタイムスケールを示す [4.2-5]。この研究は、修士課程2年の大学院生の修士論文課題とも関係し、大学における大学院教育にも貢献している。

(3) 半導体リソグラフィのための次世代極端紫外光源開発では、6.8nm近辺での光源の可能性が検討されており、その候補として希土類元素の4d-4f遷移発光線が研究されている。「希土類元素多価イオンの分光スペクトル計測と原子構造の研究」(一般共同研究:上智大学 小池文博)(LHD計画プロジェクトとの連携)では、LHDプラズマに希土類元素をTESPELで導入して極端紫外分光計測を行い、その分光データを取得するとともに、希土類元素イオンの原子データを計算して分光モデルを構築し、分光データ解析に用いる研究を共同で進めている。この研究では、光源候補となる6.8nm付近の強い発光バンドがGdイオンの4d-4f遷移で期待できることに加え、Gdイオンの未同定発光線を発見し、学術研究の発展にも貢献した[4.2-6,7]。図4.2-5にその例を示す。

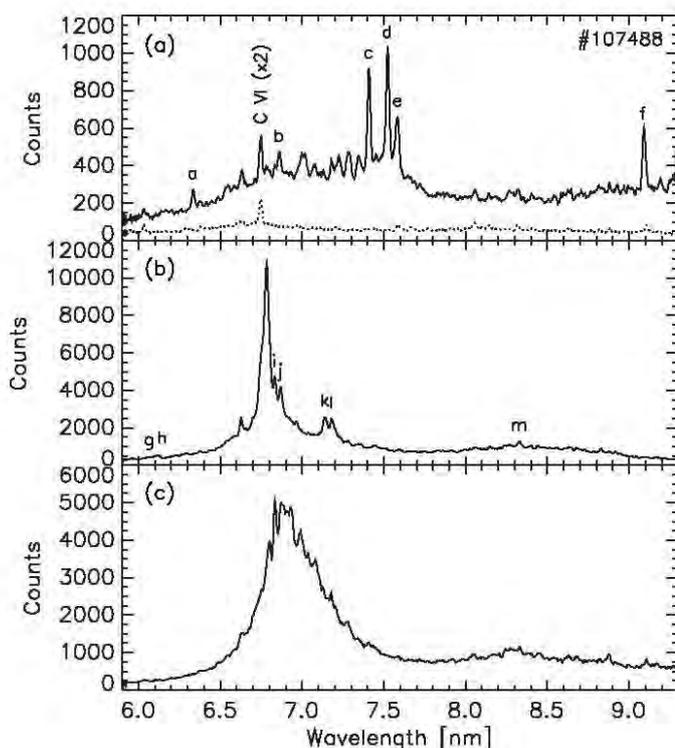


図 4.2-5 LHD プラズマで計測した Gd イオンの極端紫外発光スペクトル。プラズマの中心電子温度が(a) 2.0keV, (b) 0.24keV, (c) 1.0keV の時のスペクトルをそれぞれ示す。パネル(b), (c)では 6.8nm 付近に強い発光があり、多数の 4d-4f 遷移による UTA (Unresolved Transition Array) による。パネル(a)にみられる細い発光線は、単独遷移による発光線で、ラベルを付けたラインが同定された[4.2-5]。

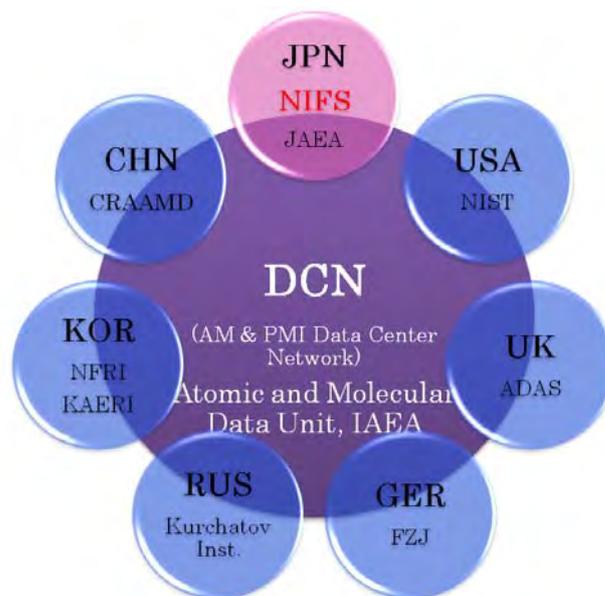


図 4.2-6 IAEA に設置された原子分子およびプラズマ相互作用に関するデータセンターネットワーク。核融合研(旧プラズマ研究所)は 1977 年当初からのコアメンバー。

4.2.4 国際協力

核融合研究に必要な原子分子およびプラズマ壁相互作用データに関するデータセンターネットワークが、IAEAの原子分子データユニットにより組織され、国内からは、核融合研と日本原子力研究開発機構が参加している。このネットワークは1977年に設置され、2年ごとに会議が開催され、日本は旧プラズマ研究所と旧原子力研究所の頃からコアメンバーとして参加している[4.2-8]。核融合工学の発展のために国際的な協力体制で、原子分子データサービスを提供するため、原子分子データとプラズマ壁相互作用の文献データおよび数値データの収集と提供活動を推進し、関連する研究活動を報告し、データ活動の方向性などを議論している。現在は、日本の2組織に加え、アメリカの国立標準技術研究所(NIST)、イギリスのADAS、ドイツのユーリッヒ研究センター(FZJ)、ロシアのクルチャトフ研究所、中国の北京応用物理与計算数学研究所を中心としたCRAAMD、韓国の原子力研究所(KAERI)と国立核融合研究所(NFRI)が参加している(図4.2-6)。

データセンターネットワークの議論より、データ交換フォーマットXSAMS(XMLスキーマ)の策定、コードセンターネットワークの設置、データ評価に関する技術会議の開催など、様々な活動が行われている。インターネット上に公開されている原子分子データベースを一度に検索する検索エンジンGENIEが開発され、広く使われている[4.2-9]。図4.2-7にGENIEの検索ページをしめす。このなかの電子衝突電離及び励起断面積、速度係数に対して、核融合研の原子分子データベースAMDISは最大データ数のデータベースとして貢献している。

データ評価に関しては、核融合のための原子分子およびプラズマ材料相互作用データの評価方法に関するIAEA諮問委員会を2012年2月7日～9日に核融合研で開催し、日本、韓国、中国の研究者の参加を得て、データ評価方法などについて議論を行った[4.2-10]。IAEAは同様の会議を2012年6月20-22日にウィーンで開催し、2012年9月4-7日、韓国にお

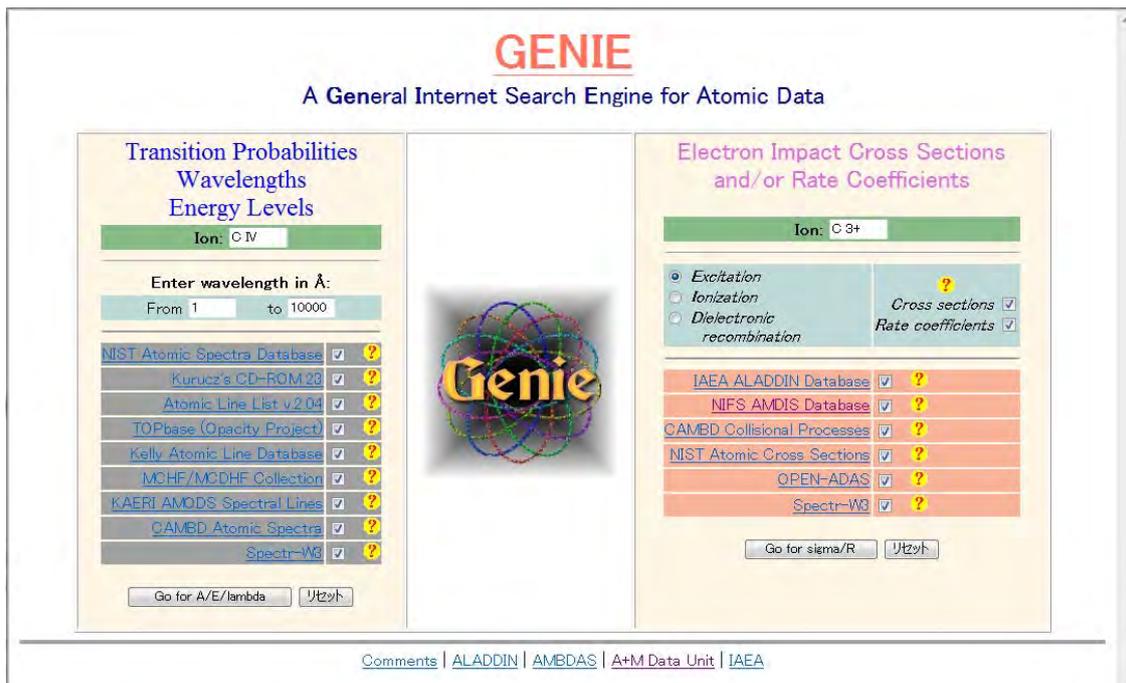


図 4.2-7 原子分子データ検索エンジン GENIE [4.2-9]。左側は、発光線の波長は遷移確率、エネルギーレベルの検索、右側は電子衝突電離・励起断面積および速度係数の検索で、イオンを指定すると一度に検索を行い、結果を表示する。

いて 核融合のための原子分子およびプラズマ材料相互作用過程のデータ評価に関する IAEA-NFRI 合同技術会議を開催した。核融合システム研究系の村上教授は、国際プログラム委員会の委員長として、会議のプログラム策定などに携わり、会議では核融合研におけるデータ評価活動について報告するとともに[4.2-11]、データ評価データベースに関する議論の議長を務めるなど、国際的なデータ評価活動の推進に貢献した。

参考文献

- [4.2-1] H. P. Summers, The ADAS User Manual ver.2.6, <http://www.adas.ac.uk/> (2004)
- [4.2-2] 高柳和夫、IPPJ-DT-44 (1974).
- [4.2-3] 高柳和夫、鈴木洋 編、原子過程断面積データ集第 1 集, IPPJ-DT-48 (1975)
- [4.2-4] 高柳和夫、鈴木博、大谷俊介 編、原子過程断面積データ集第 2 集, IPPJ-DT-50 (1976)
- [4.2-5] 野上智晃他、「RT-1 におけるイオン閉じ込め: 可視分光による荷電交換の評価」、日本物理学会 2013 年秋季大会(2013 年 9 月 25 日—28 日、徳島大学)、28pKB-8 (2013).
- [4.2-6] C. Suzuki et al., “Observation of EUV spectra from gadolinium and neodymium ions in the Large Helical Device”, J. Phys. B 45 (2012) 135002 (6pp).
- [4.2-7] F. Koike et al., “Theoretical spectral analysis of extreme ultraviolet emissions from lanthanide atomic ions in plasmas”, Phys. Scr. T156 (2013) 014079 (3pp).
- [4.2-8] 村上泉、仲野友英、「小特集 IAEA における原子分子データ Coordinated Research

Project, 4. データセンターネットワーク活動」、プラズマ核融合学会誌、89 卷(2013) 611-614.

[4.2-9] GENIE, <http://www-amdis.iaea.org/GENIE/>

[4.2-10] H.-K. Chung, “Summary Report of an IAEA Consultants’ Meeting on Procedures for Evaluation of Atomic, Molecular and Plasma Material Interaction Data for Fusion”, IAEA INDC report, INDC(NDS)-0617 (2012).

[4.2-11] I. Murakami et al., “Atomic and molecular databases and data evaluation activities at the National Institute for Fusion Science”, Fusion Sci. Tech., 63 (2013) 400-405.

4.3 ITER 計画・BA など国際的な活動との連携および貢献

4.3.1 ITER 計画との連携・貢献

(1) ITER-TF コイル接続部の性能試験

ITER-TF コイルには1コイルあたり8箇所の導体接続が必要である。その品質管理のため、2本の短尺 TF 導体を実機 TF コイルと同様の接続構造で接続した試験サンプルを製作し、実機と同じ運転条件(2 T 以上の外部磁場で 68 kA 通電時)で接続抵抗を測定し、接続抵抗が $3E-9$ ohm 以下、かつ、温度依存性が小さいことを満足することが求められている。

日本原子力研究開発機構との共同研究により、核融合科学研究所の導体試験マグネット設備を用いてこの試験を行うための設計検討を平成 24 年度に行い、平成 25 年 7 月に 1 個目の接続部サンプルの試験を実施した。試験サンプルの取付図を図 4.3.1-1 に、取り付けた状態を図 4.3.1-2 に示す。75 kA 直流電源を用いて定格 68 kA の通電を行い、接続抵抗が要求値を十分に満足することを確認した。各 TF コイル製作前に同様の接続部サンプルを製作して試験することが要求されており、年に2~3本の試験を行う予定である。

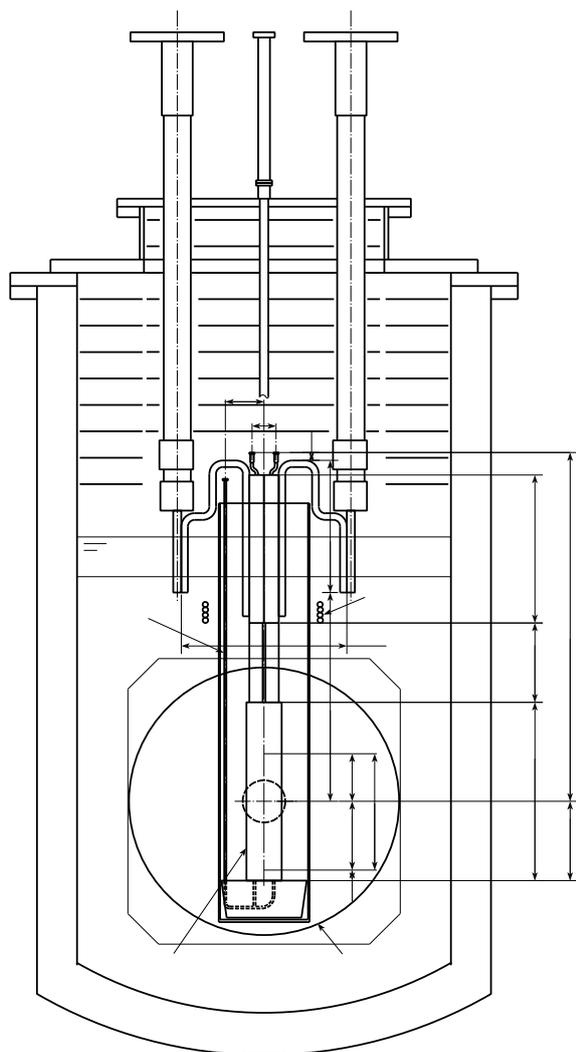


図 4.3.1-1 ITER-TF 接続部試料の取付図



図 4.3.1-1 1回目 ITER-TF 接続部の取付

(2) ITER 冷凍プラントプロセス研究

ITER 機構からの外部業務委託事業として、ITER 冷凍プラントにおいて超伝導コイル等で大きな発熱が生じた際の温度や流量変動のプロセス解析及びそれに使用する動的シミュレータの開発研究を2010年より実施している。核融合科学研究所で開発した冷凍プラントリアルタイムシミュレータ C-PREST をベースにして、ITER の冷凍プラントを評価できるように、長尺配管の影響を評価する機能等を拡張してきている。2010年に開始した契約は2014年3月で終了する。平行して2013年9月から超伝導コイルのモデル化を含む研究を新たな契約のもと実施している。

<2010年から2013年3月の研究項目>

課題：ITER cryoplant process study (IO-RT-10-3320)

- a) テストループのモデル化のための配管と計装図作成
- b) モデル化のためのデータ作成
- c) フランス原子力庁 (CEA) テストループ実験のシミュレーション
- d) 異なる制御条件下でのシミュレーション
- e) 異なる温度条件下でのシミュレーション
- f) TF コイル用構造物冷却シミュレーションのための配管と計装図作成、プラズマ電流 15&17MA 運転時の変動熱負荷を平滑化する方法の検討

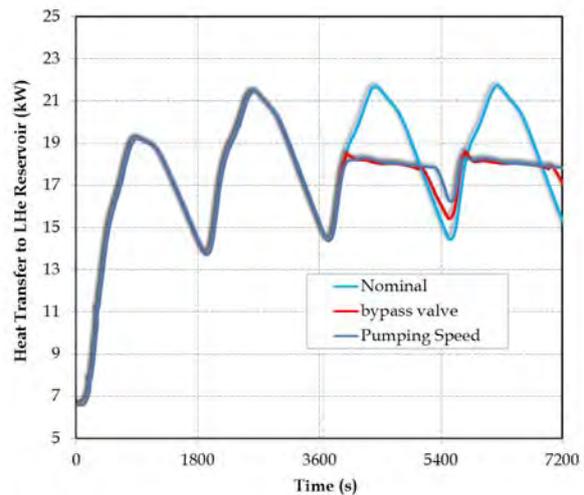


図 4.3.2-1 熱交換用液体ヘリウム層への熱負荷を評価した例。15MA 運転時の熱負荷変動の平滑化に成功。

<2013年4月からの研究項目>

課題: Dynamic simulation for Tokamak cryo system (IO/SGS/13/8879/EBT)

- g) Toroidal Field (TF) コイル用構造物冷却に関連する冷却ループについてシミュレーションを実施し、他の研究機関が行った検討結果と比較。まずはこのループと関連する機器のモデル化を完成
- h) 超伝導コイル冷却のモデル化を行うために、日本原子力研究開発機構において行われた Central Solenoid (CS) モデルコイルの実験の冷却ループを再現
- i) Auxiliary Cold Box (ACB)-TF を含む TF コイルのモデル化とシミュレーション
- j) ACB-CS を含む CS コイルのモデル化とシミュレーション
- k) ACB-Poloidal Field (PF)/ Correction Coil (CC) を含む PF/CC コイルのモデル化とシミュレーション
- l) Cold Compressor Box (CCB) のモデル化
- m) EcosimPro と C-PREST のインターフェース開発

4.3.2 JT-60SA プロジェクトとの連携・貢献

核融合科学研究所(NIFS)の所有する超伝導導体試験装置を使用して、JT-60SA プラズマ平衡磁場(EF)コイル用ケーブル・イン・コンジット(CIC)導体を試験する計画が、2007 年度から NIFS と日本原子力研究開発機構の共同研究で開始された。現在までに、9テスラ超伝導スプリットコイルを装備した大型超伝導導体試験装置(図4.3.2-1)を用いて、EFコイル用およびCSコイル用CIC導体の臨界電流値(I_c)、電流分流開始温度(T_{cs})の評価試験、及び安定性試験を実施し、本導体の性能を評価してきた。また、2012年度と2013年度に強制冷却試験装置を用いて CS モデルコイルの性能試験を実施した。図 4.3.2-2 に据付状態を示す。2014年には実機 CS コイル1モジュールの冷却・励磁試験を予定している。

<NIFS 超伝導マグネット研究棟での共同研究の実績>

2007 年度:EF コイル用試作導体の分流開始温度(T_{cs})測定

2008 年度:EF コイル用試作接続部の抵抗測定

2009 年度:EF コイル用試作導体の安定性試験

EF-H コイル用実機導体の T_{cs} 測定と安定試験

2010 年度:EF-L コイル用実機導体の T_{cs} 測定と安定試験

EF コイル用実機接続部(EF-H と EF-L)の抵抗測定

2011 年度:CS コイル用実機導体の T_{cs} 測定:実験2回

2012 年度:CS コイル用実機接続部と CS コイル端部接続部の抵抗測定

CS モデルコイル(1 パンケーキ)の冷却と接続部の抵抗測定

2012 年度:CS モデルコイルの再試験

<NIFS 超伝導マグネット研究棟での共同研究の今後の計画>

2013 年度:CS コイル用実機接続部と CS コイル端部接続部の抵抗測定:2 回目

EF コイル用実機接続部(EF-L 同士)の抵抗測定

2014 年度:CS モジュール試験(1モジュールの試験)

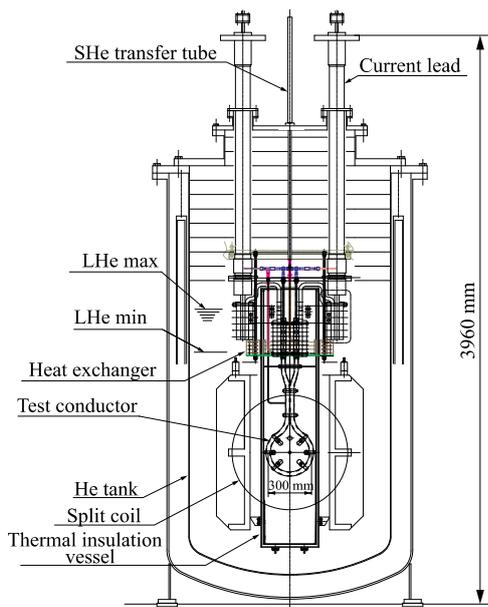


図 4.3.2-1 大型超伝導導体試験装置

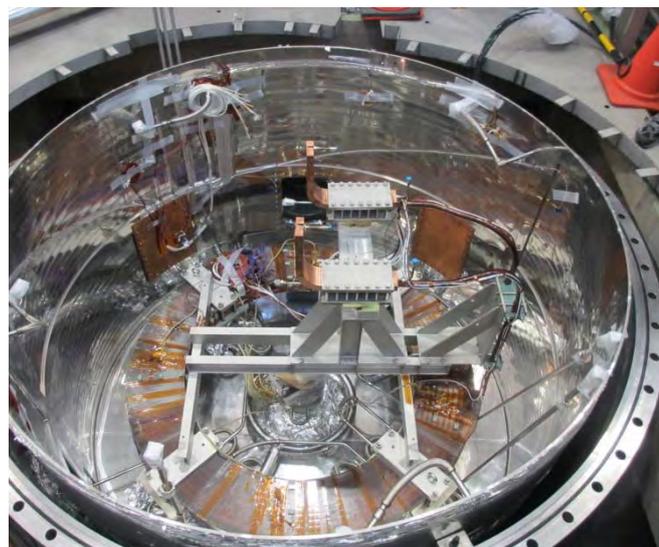


図 4.3.2-2 CS モデルコイルの設置

4.3.3 BA 計画との連携及び貢献

BA計画の中のIFERC事業、原型炉設計・R&D共同研究においては、核融合科学研究所から以下の課題の代表者として事業の推進に貢献している。

(1) 低放射化フェライト鋼F82H-BA07の時効及びクリープ変形中における析出挙動 (代表 長坂琢也)

本研究では、JAEA 及び大学が製作した低放射化フェライト鋼 F82H および JLF-1 の長時間時効による析出発達を抽出残渣法により評価したもので、図 4.3.3-1 にあるように、各時効条件による析出粗大化を示すことにより、時効による脆化等の強度変化についての知見が得られた。[4.3.3-1]

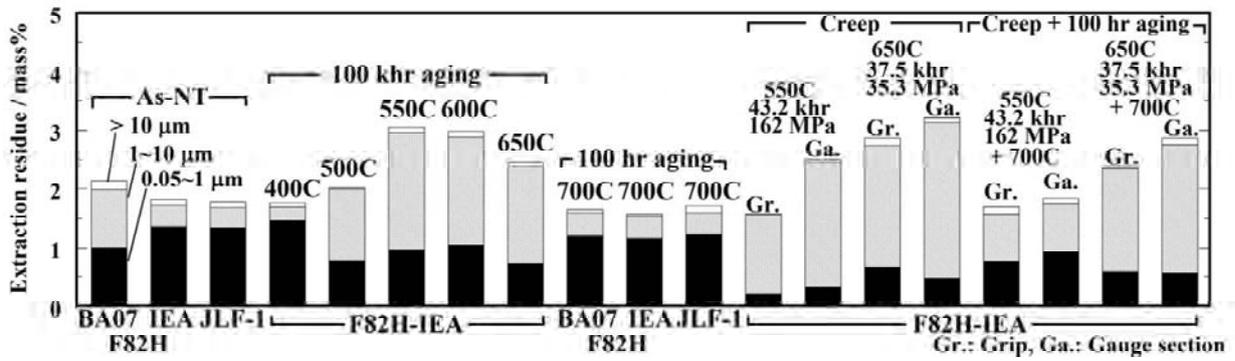


図 4.3.3-1 低放射化フェライトの抽出残渣量およびサイズ分布

(2) SiC材料の照射下における電気伝導及び水素同位体透過特性変化に関する研究 (代表 田中照也)

本研究では、SiCをはじめとする各種セラミックスの照射誘起照射線量の増加に伴う照射誘起電気伝導を線量率の関数として求めたもので、図4.3.3-2に示すように、核融合炉の各位置(線量率)における各絶縁材の特性と使用可能性を明らかにした。

(3) 原型炉コスト評価に向けた核融合炉のコストモデルの高度化 (代表 後藤拓也)

本研究は原型炉のコストモデルを評価するために、既往モデルの比較検討、評価コードによるコスト評価解析、コストのパラメータ依存性を明らかにし、さらに必要な入力パラメータについての検討を行った。図4.3.3-3に、核融合炉および各コンポーネントのコストの磁場依存性の評価例を示す。

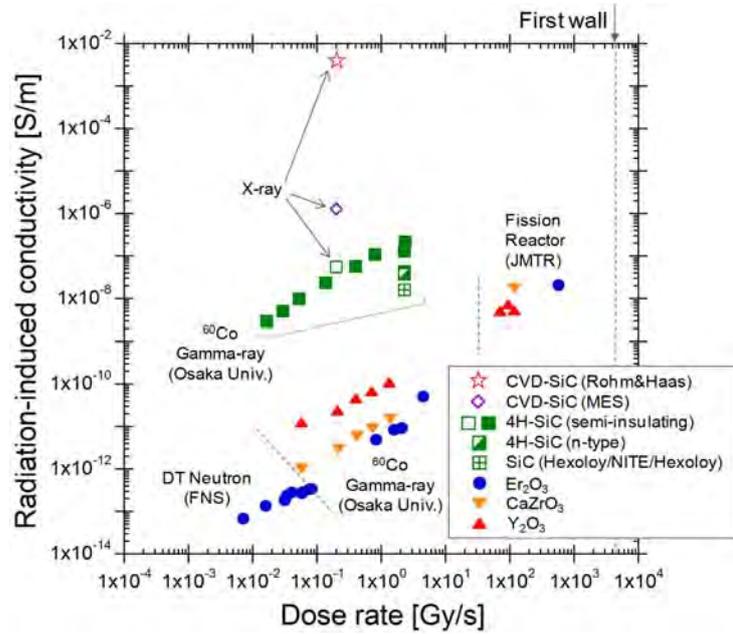


図 4.3.3-2 各種セラミックス材料の照射誘起電気伝導

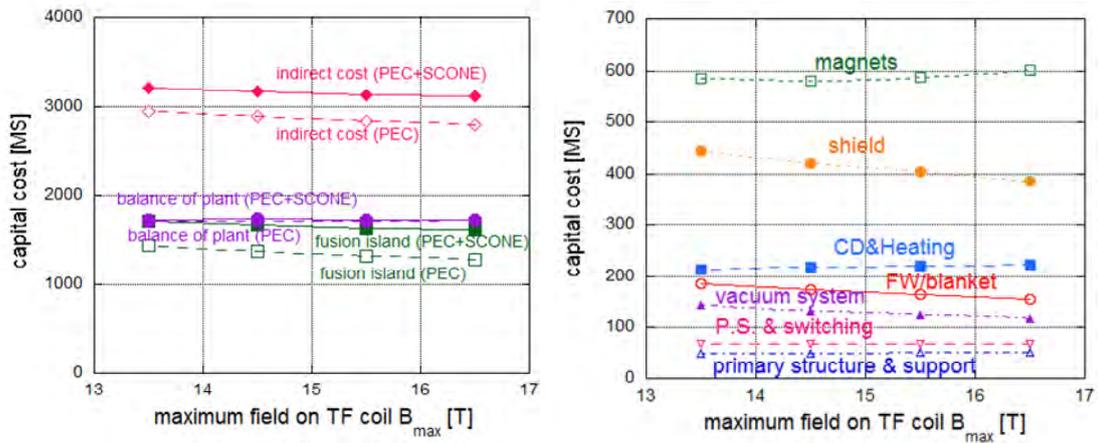


図 4.3.3-3 システムコード (PEC) と TF コイル設計コード (SCONE) の連成計算による核融合炉の (左) 分類別 (右) コンポーネント別コストの磁場依存性評価

(4) JET装置のITER Like Wall実験におけるプラズマ対向材への水素同位体蓄積及びプラズマ・壁相互作用研究

(代表 増崎 貴)

JETにおけるITER Like Wall試験で生じたダストおよび使用済第一壁・ダイバータから取り出したサンプルの分析 (表面状態、水素同位体の蓄積など) を大学の専門家が六ヶ所の施設で行うもので、現在その準備を進めている。

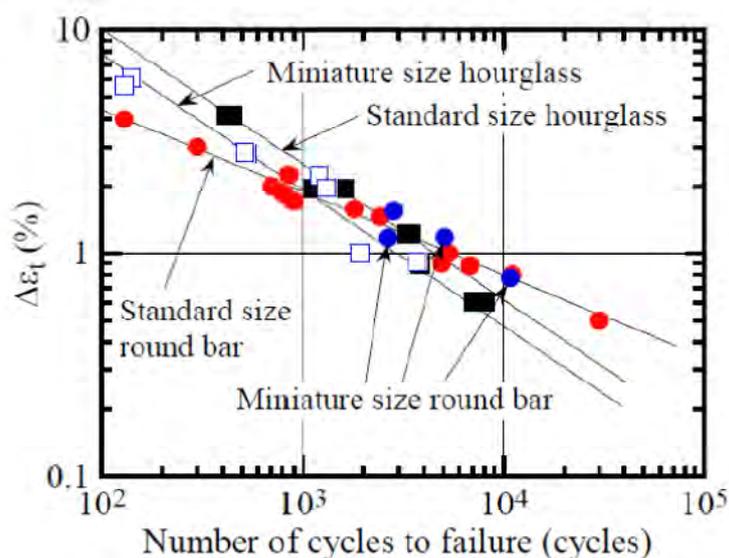


図 4.3.3-4 低放射化フェライト鋼の疲労寿命に及ぼす試験片サイズと形状の効果

BA計画の中の、IFMIF-EVEDA事業に置いては、核融合科学研究所から以下の課題の代表者として事業の推進に貢献している。

(5) 微小試験片試験技術に関する研究(疲労試験)

(代表 西村 新)

疲労試験について、試験片の微小化及び丸棒試験片と砂時計型試験片の比較などの成果を上げた。図4.3.3-4に示すように試験片計上およびサイズとの相関が得られている。

[4.3.3-2] 本研究に向けての荷重・歪制御の精度向上は、大学との共同研究で進められた。

(一般共同研究:東北大学 野上修一)

BA計画のIFERC事業、原型炉設計・R&D共同研究、IFMIF-EVEDA事業においては、核融合科学研究所から、事業委員、採択委員会委員長(JAEA IFERC-IFMIF専門部会長)、ネットワーク・フォーラム合同委員会幹事、委員、Peer Review 委員、等を務め、その運営に貢献している。

参考文献

[4.3.3-1] T. Nagasaka, et al., “Analysis on precipitation behavior of reduced activation ferritic/martensitic steels with extraction residue tests”, Fusion Eng. Des. 88 (2013), pp.2565-2568.

[4.3.3-2] S. Nogami, et al., “Development of fatigue life evaluation method using small specimen”, J. Nucl. Mater. 441 (2013), pp.125-132.

4.3.4 日米協力事業との連携及び貢献

日米科学技術協力の共同プロジェクトとして、2007-2012年度「磁場および慣性核融合炉システムにおけるトリチウム・熱流動制御」(TITAN計画)が進められた。本計画は、日米科学技術協定(エネルギー分野)の付属書に基づいて行われてきたが、本計画開始前に協定が失効し、本計画は核融合科学研究所とオークリッジ国立研究所の科学技術協力協定への付属書により進められた。計画は、核融合科学研究所の日米協力研究計画委員会で採択され、その後の進め方や成果のまとめ方も同委員会での審議を経ている。

日米共同プロジェクトはこれまで大学・核融合科学研究所のメンバーによる実施体制を築いてきたが、TITAN計画では、核融合科学研究所から、計画調整(Program Coordinator : PC)、タスクリーダー、サブリーダーとして参加し、計画の推進に貢献した。TITANの成果は、PCにより2編のレビュー論文としてまとめられている。[4.3.4-1,2]

研究としては、核融合工学研究プロジェクトの研究と相補的で、日本では実施が難しいトリチウム、熱流動、照射関連の研究をアメリカにおいて実施した。以下に例を示す。

(1) 水素透過防止被覆のトリチウムを用いた機能実証

核融合科学研究所では、液体リチウムブランケットの絶縁被覆候補材として、耐食性に優れた酸化エルビウム(Er_2O_3)に注目し、製法開発と機能評価を進めてきた。[4.3.4-3] 酸化エルビウムは水素透過防止機能にも優れることが分かり、その基礎過程の検討を共同研究で進めてきた。[4.3.4-4] 水素透過防止被覆は、その防止機能が高いと極低分圧の水素を計測する必要があり、トリチウムの使用が不可欠となる。TITAN計画の目的の一つにトリチウム移行制御があり、そのタスクの一環として日本で製作した酸化エルビウム被覆のトリチウム透過試験をアイダホ国立研究所で行った。結果を図4.3.4-1に示す。

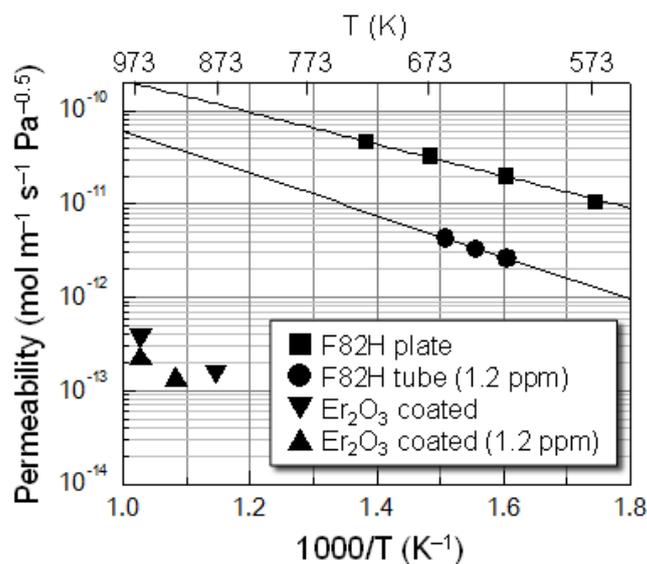


図 4.3.4-1 酸化エルビウム被覆 F82H の水素透過能の重水素と 1.2ppm トリチウム含有重水素の比較

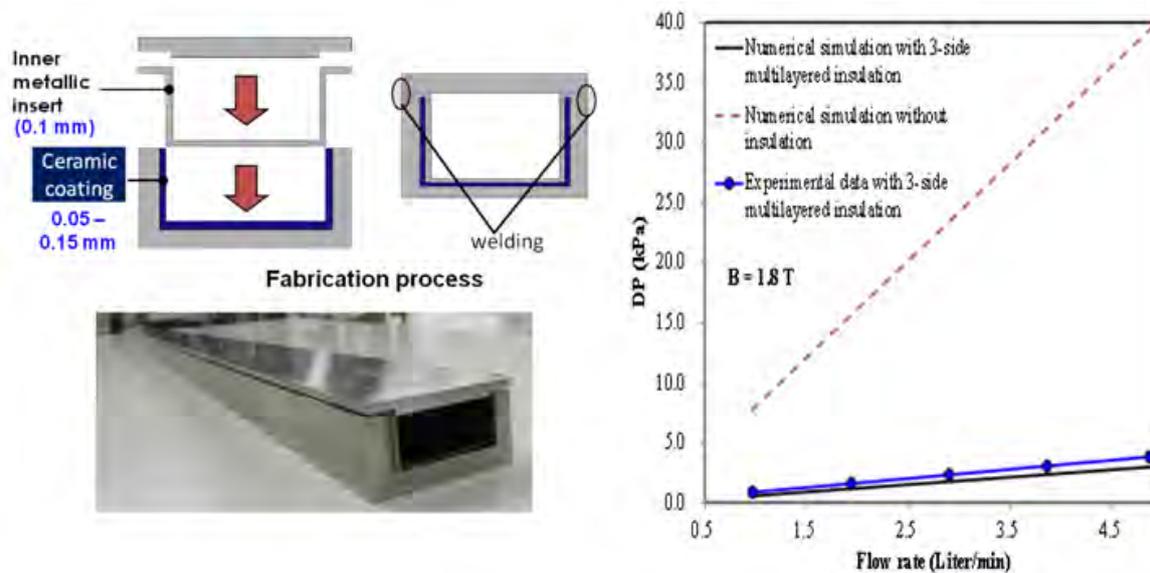


図 4.3.4-2 三面絶縁被覆管の製作と流動 Li-Pb 中での圧力損失の流速依存性

(2) 部分絶縁のMHD圧力損失低減効果の実証

MHD絶縁被覆の機能を磁場下の流動金属で試験する技術開発を共同研究により進めてきた。[4.3.4-5] (一般共同研究: 東北大学 伊藤 悟) この研究には、東北大学で提案された、3面被覆による圧力損失低減法の検証も含まれた。3面被覆の機能実証のためには、流れの発達が実現できる長尺一様磁場配管での試験が必須である。TITAN計画の熱流動制御タスクの一環として、UCLAの2T,1mの磁場下で液体Li-Pbを循環流動できるMTOR施設に試験体を日本から持ち込み、3面被覆によるMHD圧力損失低減効果の実証を行った。図4.3.4-2に試験体の製作手順、試験体外観、および圧力損失の流速依存性を示す。3面被覆により圧力損失が約1/10になり、計算による予測とよく一致している。

(3) 接合・被覆材の照射効果

低放射化材料のブランケットへの適用において、同種あるいは異種材料の接合が必須の課題である。核融合工学研究プロジェクトでは、大学との共同研究も含めバナジウム、低放射化フェライト鋼の接合、バナジウムと鉄鋼材との異種接合、低照射下フェライト鋼とODS鋼の接合などの研究を進めている。(LHD計画共同研究: 大阪大学 芹澤 久) TITAN計画では、材料照射の貴重な機会が得られ、接合材についても試験が進められ、接合界面の照射による硬度変化などが明らかになった。

TITAN計画は2013年3月で終了し、2013年4月から、「原型炉プラズマ対向機器開発のための要素技術の工学的評価」(PHENIX計画)が開始した。ガス冷却ダイバータを中心に、先進的な熱除去システムと照射効果、トリチウム輸送について研究を進めるもので、核融合工学研究プロジェクトのプラズマ対向機器開発研究との密接な連携を保って進める予定である。

参考文献

- [4.3.4-1] T. Muroga, et al., “Midterm Summary of Japan-US Fusion Cooperation Program TITAN”, Fusion Sci. Tech. 60 (2011), pp.321-328.
- [4.3.4-2] T. Muroga, et al., “Overview of the TITAN project”, Fusion Eng. Des. 87 (2012), pp.613-619.
- [4.3.4-3] T. Tanaka, et al., “Examination of electrical insulating performance of Er₂O₃ ceramic coating under ion beam irradiation”, Fusion Eng. Des. 83 (2008), pp.1300-1303.
- [4.3.4-4] T. Chikada, et al., “Microstructure control and deuterium permeability of erbium oxide coating on ferritic/martensitic steels by metal-organic decomposition”, Fusion Eng. Des. 85 (2010), pp.1537-1541.
- [4.3.4-5] M. Aoyagi, et al., “Thermo-Fluid Simulation in a Liquid Metal Blanket with Three-Surface- Multi-Layered Channel”, Fusion Sci. Tech., 60 (2011) pp.334-338.

4.3.5 NBI

NBIグループでは、ITER計画連携としてITER用NBIテストファシリティが建造されている、イタリア・CNRガス電離研究所/RFXグループと以下の2つの共同研究を進めている。

- (1) 実験結果を反映した総合的大電力負イオンビーム加速計算
- (2) NIFSテストスタンドを用いたビーム実験

前者の研究では、1MeVのビーム加速を行うITER用NBIのビーム収束、ビーム偏向、そして電極熱負荷について、NIFSで長年蓄積してきたビームについてのデータベースを元に、ビーム軌道の数値計算を行いイタリアでのテストファシリティ用イオン源の設計に反映することを目的にしている。また、NIFS側では同じシミュレーションコードを溶融することにより、次期高性能プラズマ実験におけるNBIの高性能化と安定化のためのビーム加速電極の設計に行っている。得られた3次元コード計算結果の一部を図4.3.5-1に示す。

後者については、イタリア側はITER用テストファシリティで用いられるビームモニタを小型化したものをNIFSテストスタンドに据え付け、高集光ビームを用いて同モニタの基本特性をデータベース化し、大型ビームモニタの設計へ展開する予定である。現在、この実験についての実験機器の設計を終え、来年1月から実験を開始する。

次に、BAでの連携については、NBI用および、加速器用負イオン源の共通の課題であるイオン源内に導入するセシウムのリサイクリングに関する共同研究をJAEAと行っている。大電力ビーム形成、10秒を超える長時間ビーム引出し時には、イオン源内でのセシウムの状態は負イオン電流量に多大な影響を与える。また、ビーム加速域への過剰なセシウムの流出は加速電極間の異常放電(ブレイクダウン)を誘発し、安定なビーム供給が不可能になる。本研究の最終目標は、連続的にセシウムを導入すること無く、イオン源内で有効に循環させることで負イオン電流量を維持することである。

JAEAでは、JT-60用大型負イオン源及び実機プラズマ生成用電源を用いた長パルス負

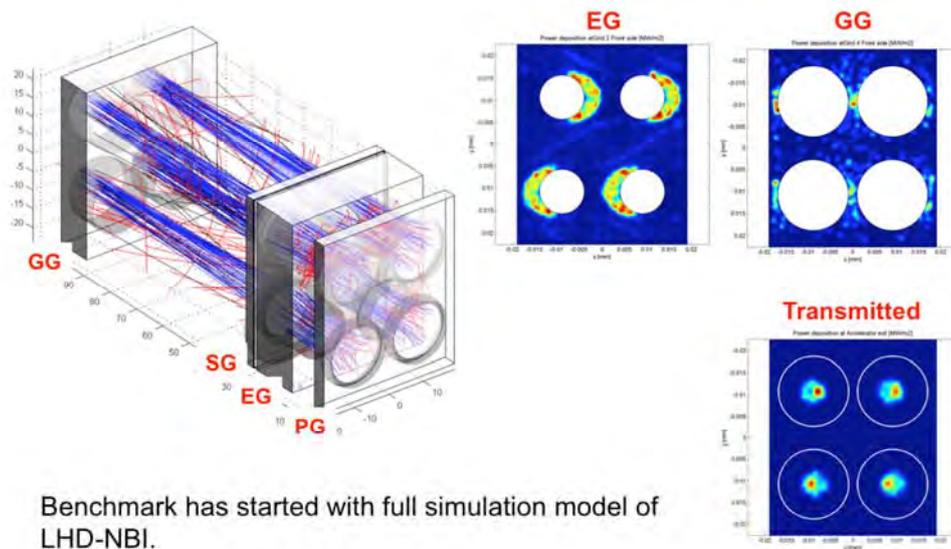


図 4.3.5-1 2次粒子を考慮に入れた3次元ビームシミュレーション。右上段と右下段はそれぞれ、引出電極と接地電極での熱負荷、そしてビーム粒子分布を示している。

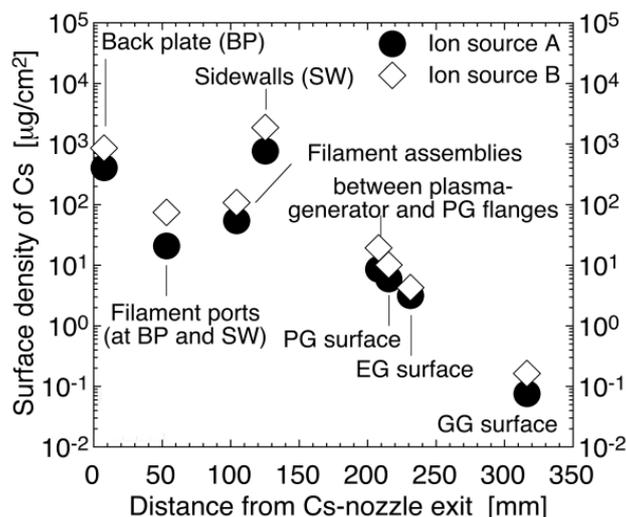


図 4.3.5-2 負イオン源各壁面でのセシウム密度分布。水平軸方向はセシウムノズル出口を原点として、各壁表面までの幾何平均距離を示している。

イオン源試験装置を建設し、JT-60SA用NBIのための長パルス運転に向けての実験を開始した。これまでに、150kWのアーカ放電を100秒間維持し、その時のアーカチャンバーの外壁温分布の計測を行った。得られた結果を、アーカチャンバーの熱計算と比較する事により、150kW100秒放電時の内壁の温度は80~100度となる事が分かった。この温度におけるセシウムの飽和蒸気圧は0.07Pa程度であり、長パルス放電では、アーカチャンバー全体が短パルス放電よりも高温になり、チャンバー壁からのセシウムのリサイクリングが十分に行われる温度領域であることが分かった。また、アーカチャンバーに分光計測用ファイバー及び集光レンズを設置し、初期結果として、セシウム導入時にセシウム原子による発光を観測する事ができた。また、負イオン生成表面であるプラズマ電極を、恒温槽で200℃に維持したガルテンを循環させ温度を一定にした場合には長時間放電での負イオン電流減少量が10%~15%であるのに対し、温度制御を行わないプラズマ電極では50%いかになるという結果を得ている。

一方、NIFSではLHDにおけるNBI入射前のコンディショニング運転とLHD実験運転を含めた4ヶ月間にLHD NBI用実機イオン源内壁に蓄積したセシウムの分布を実験終了後にICP分光法によって計測した。図4.3.5-2はICP分光法で得られたセシウム量をイオン源内壁の表面密度に換算し、セシウムノズル開口部からの距離の関数にしたセシウム分布であるが、導入セシウムの大半はアーカ放電室内壁に留まっており、1.4kV/mm程度の電界が印可される加速電極ギャップ部へのセシウムの漏洩は非常に少ないことがわかる。

5. 人材育成

5.1 大学院生、博士研究員等の教育・指導

核融合科学研究所は、総合研究大学院大学(総研大)物理科学研究科 核融合科学専攻博士課程に在籍する大学院生を教育する基盤機関である。また、名古屋大学大学院工学研究科エネルギー理工学専攻、および、名古屋大学大学院理学研究科素粒子宇宙物理学専攻の大学院生を教育するとともに、京都大学、東京工業大学等、他大学の大学院生を特別共同利用研究員として受け入れ、教育・指導を行っている。併せて、COE研究員や日本学術振興会特別研究員の博士研究員を受け入れ、研究の指導を行い、核融合研究の将来を担う人材の育成に貢献している。さらに、北海道大学、東北大学、富山大学、大阪大学、等において、連携大学院として講義や指導も行っている。

核融合工学研究プロジェクト関係のうち、核融合システム研究系、および、装置工学・応用物理研究系で指導を行った大学院生の人数について、図5-1に年度ごとに示す。核融合工学研究プロジェクトが発足してからの4年間で、合計13名の博士課程の大学院生、および、3名の博士研究員を受け入れ、教育・指導を行ってきた。研究テーマは多岐にわたり、幅広い核融合炉工学分野において人材育成がなされている。これらの成果は、7件の博士学位論文として提出され、Nuclear Fusion、Fusion Engineering and Design、等の主要学術雑誌に22件掲載された。また、国際会議においても、大学院生・博士研究員による研究成果の発表が積極的に行われており、合計25件である。査読付き論文の本数と国際会議における発表件数について、図5-2に年度ごとにまとめる。

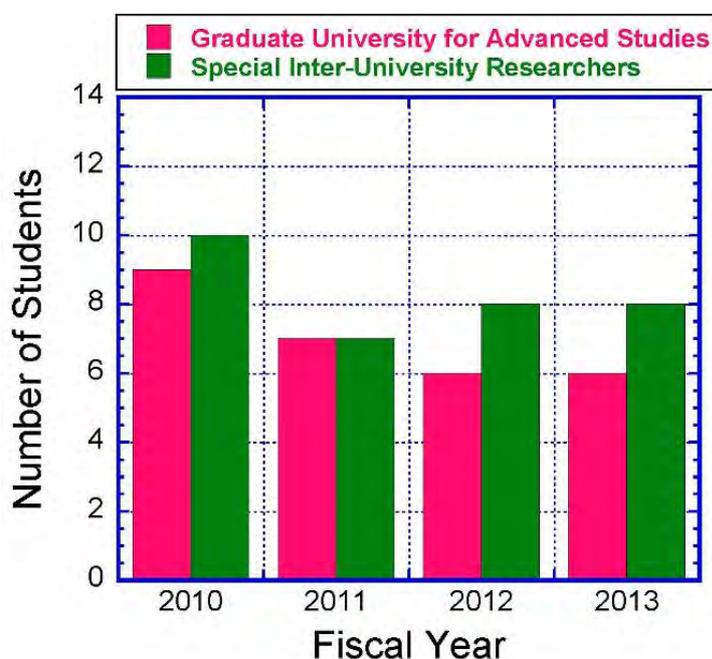


図 5-1 NIFS 核融合工学研究プロジェクトにおいて指導した総研大生、および、特別共同利用研究員学生の年度ごとの在籍数。

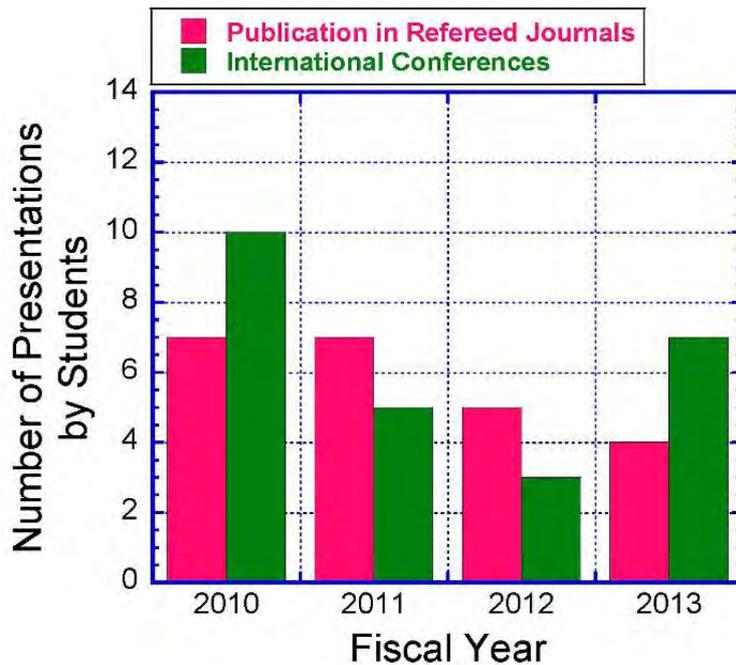


図5-2 NIFS核融合工学研究プロジェクトにおいて指導した学生の査読付き論文本数、および、国際会議での発表件数の年度別

一方、核融合工学研究プロジェクトは、大学との共同研究によって強力に支えられている。そこで、図5-3に、NIFSの共同研究(一般共同研究、LHD計画共同研究、双方向共同研究)のうち工学分野に関連するテーマを遂行している各大学の研究室における学生の進路統計を分野別にまとめるべく、動向調査を行った。各共同研究代表者に調査を依頼し、回答を得たものである。各大学の研究室において、核融合関連工学分野に進んだ学生の数とこれ以外の分野に進んだ学生の数を表5-1にまとめる。核融合関連工学分野については、企業、進学、研究機関としている。図5-3、および、図5-4は、これらの集計をグラフにまとめたものである。現状の調査結果として、核融合関連工学分野に進む学生の率が半数を若干下回っていることがわかった。将来の核融合発電の実現に向け、今後、核融合関連に進む学生の数を大幅に増やせるよう、核融合工学研究プロジェクトの共同研究を通じて一層の努力が必要であると認識する。

表5-1 NIFS核融合工学研究プロジェクトと共同研究を行っている全国の大学の研究室における学生の進路に関する調査結果。調査期間:2013年10月15日~28日。回答のあった共同研究者数:33 (該当する共同研究の数:210)。数字は学生数。

Career paths of students graduated from universities having collaboration with NIFS Fusion Engineering Research Project. Data (number of students) from 33 researchers in 16 universities, 1 college and 2 national institutes.								
	FY2009		FY2010		FY2011		FY2012	
	Fusion-related areas	Others						
Industry	16	29	12	32	10	26	17	34
Ph.D. Course	10	1	9	1	14	2	6	2
Research Institutions	1	0	2	1	3	0	3	0

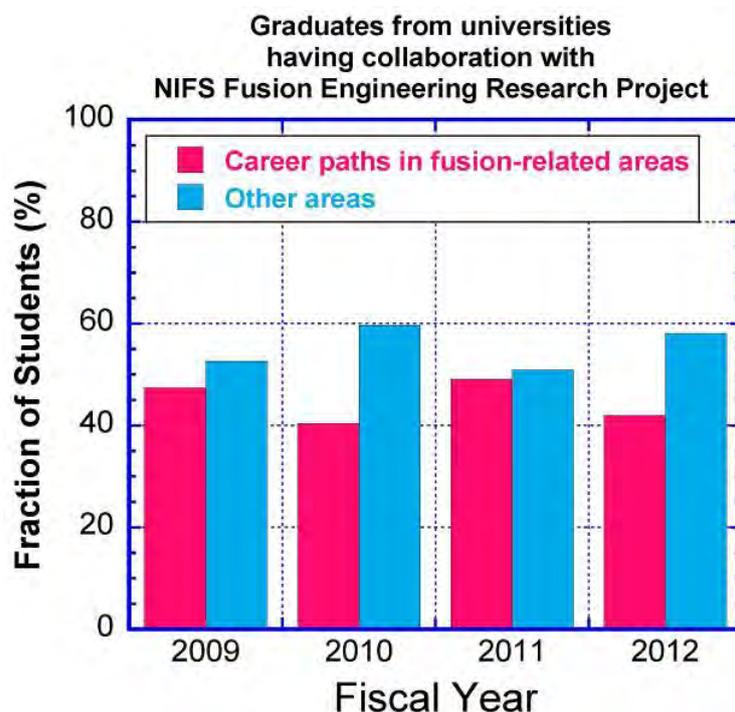


図5-3 NIFS核融合工学研究プロジェクトと共同研究を行っている全国の大学の研究室における分野別の学生の進路統計。核融合工学関連分野とそれ以外の全体数に対する比率。

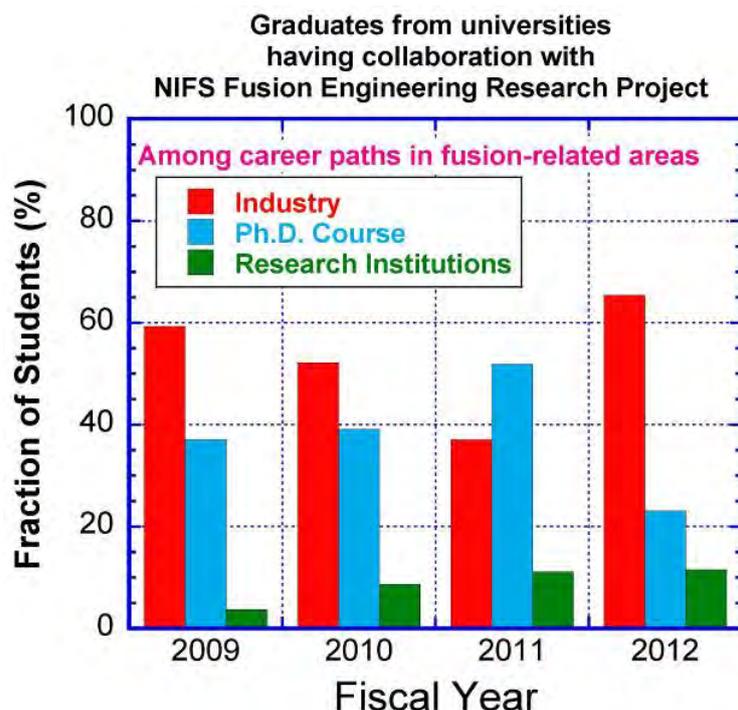


図5-4 NIFS核融合工学研究プロジェクトと共同研究を行っている全国の大学の研究室における分野別の学生の進路統計。核融合工学関連分野に進んだ学生の進路内訳：{企業、進学、研究機関}。

5.2 学生勧誘活動

5.2.1 SSH活動、等

核融合科学研究所では、スーパー・サイエンス・ハイスクール(SSH)事業、サイエンス・パートナーシップ・プログラム(SPP)活動を通じて高等学校との教育連携活動を積極的に進めており、核融合工学研究プロジェクトにおいてもこの活動に積極的に参加している。これらのプログラムでは、最先端科学の現場に触れ、現役の研究者から直接指導を受けることで、高校生が科学への興味を深める良い機会となっている。各回の研修は、2時間弱の事前講義とコース別実習、および、施設見学からなり、年間15~20校を受け入れている。参加人数は各校ごとに異なるが、40名程度の場合が多く、80名を超えることもある。核融合工学研究プロジェクト関連で担当した課題を以下にまとめる。それぞれの課題を年間、5件ずつ程度実施し、各回に15名程度の高校生を受け入れている。

- ・ 超伝導実験
- ・ マイクロ波焼結
- ・ 電子顕微鏡
- ・ 環境放射線測定

これ以外にも、高校を訪問して特別講義(英語含む)を行う活動にも参加している。併せて、高等専門学校を訪問して特別講義を行い、専攻科の学生を中心に総研大への勧誘活動を積極的に展開している。

5.2.2 総研大・夏の体験入学

総合研究大学院大学(総研大)物理科学研究科核融合科学専攻では、毎年8月に、大学生(1~4年生)、高専生(4~5年生、専攻科1~2年生)を対象として、「夏の体験入学」を開催している。これは、核融合科学研究の研究内容を広く周知するとともに、将来の核融合科学分野の研究者を目指す学生の発掘を目的としている。プラズマ実験、超伝導実験などの先進理工学実験や、理論・シミュレーションなど、核融合に関する幅広い分野から課題を学生に選択してもらい、合宿形式で研究の最前線を体験してもらう企画である。開校式、オリエンテーションから始まり、LHDとシミュレーション関連施設の見学、懇親会、特別講義が行われ、教員および総研大在学生の指導による研究活動の体験をする。研究内容は最後の発表会で発表され、核融合研の教員や総研大等の在校生とともに質疑応答が行われる。核融合工学研究プロジェクトからは、毎年、各課題で3名前後の学生を受け入れている。研修時の写真を図5-5に示す。また、表5-2の課題が核融合工学研究プロジェクトとして、これまで提案・実施された課題である。



図5-5 総研大夏の体験入学における「高温超伝導ヘリカル装置の製作と実験」の研修風景。

表 5-2 総研大・夏の体験入学において核融合工学研究プロジェクトとして実施した課題。

年度	研究課題	学生数
2010	低放射合金とプラズマの相互作用基礎実験	3
	世界初！高温超伝導ヘリカルコイルの製作と実験	3
	高分子膜モジュールによるガス分離とその制御	1
	核融合プラズマからのスペクトル線解析	2
2011	世界初！高温超伝導ヘリカルコイルの製作と実験、第2弾	3
	核融合炉用新合金の高温強度試験	3
	核融合プラズマからのスペクトル線解析	2
	核融合発電炉内の中性子輸送シミュレーション	2
2012	世界初！高温超伝導ヘリカル装置の製作と実験 —第3弾はポロイダルコイルだ—	3
	核融合炉用先進材料の強度試験	3
	フィールドワークから見えてくる地球環境	3
	核融合プラズマからのスペクトル線解析	2
	核融合発電炉の中性子輸送シミュレーション	3
2013	電子ビームイオントラップによるタングステン多価イオンの極端紫外分光	2
	セラミック被覆の成膜と評価	3
	世界初！高温超伝導ヘリカル装置の製作と実験(第4弾)—内側垂直磁場コイルを巻いて遂に完成だ—	3
	核融合プラズマと壁の相互作用基礎実験	4
	液体増殖材の取り扱いと水素溶解度測定	2
	エアロゾルから見えてくる地球環境	2

6. 今後の計画

6.1 炉設計

6.1.1 多様路線の設計戦略

DPE 法を用いた FFHR-d1 の炉心プラズマ設計では、LHD 実験からの参照分布として、

- ◆ 標準配位 (LHD 磁気軸 3.60m 相当の内寄せ通常配位 $\gamma_c = 1.254$ 、密度分布は中心ピーク)、
- ◆ 高アスペクト化配位 (LHD 磁気軸 3.60m 相当の内寄せ高アスペクト比配位 $\gamma_c = 1.20$ 、密度分布はホロー)、
- ◆ 高アスペクト化配位で密度分布がピークしたケース (LHD 磁気軸 3.55m 相当のより内寄せの高アスペクト比配位 $\gamma_c = 1.20$ 、密度分布は中心ピーク)

の3通りを抽出し、アルファ加熱効率 100 %を仮定した解析を行った。詳細は 3.2.3 章で示した。その結果、高アスペクト化配位で密度分布がピークしたケースにおいても、垂直磁場制御によりシャフラノフシフトが抑制でき、真空磁気面と同様の磁気面構造が有限ベータでも実現可能であることが新たに見いだされ、高ベータ平衡、新古典輸送、アルファ粒子閉じ込めが整合したデータが得られた。しかし、MHD 安定性に対する懸念が残った。すなわち、閉じ込め性能は内寄せの方が良いが、理想 MHD は不安定になる。他方、外寄せ配位ではコア領域が MHD 安定になるが、新古典輸送が大きく、アルファ損失も大きくなる。**(LHD 計画プロジェクトとの連携)** (数値実験研究プロジェクトとの連携)

MHD 安定性を確保するために、中心ベータを 8% から 4% 以下 (LHD での実証が見込める) に下げるには、FFHR-d1 のヘリカルコイル中心磁場強度 4.7T を 5.6 T (プラズマ中心で 6.1 T) に 20%高磁場化することが必要になる。この場合、閉じ込めも良くなるため、実際のベータ値は磁場の -4 乗で低下する。また、ECH カットオフ密度も約 2 倍になると共に、現在の技術レベルの限界に近い燃料ペレット速度 1.5 km/s での進入長で十分な核融合出力も確保できる。

しかし、20%高磁場化は超伝導マグネットへの要求が厳しくなる。すなわち、蓄積磁気エネルギーが 160 GJ から 220 GJ に増加、支持構造の最大磁場応力が 600 MPa から 850 MPa に増加、超伝導コイル電流密度が 25 A/mm² から 30 A/mm² に増加、ヘリカルコイルの最大経験磁場が 12 T から 14 T に増加するため、工学的には一層困難である。

他方、低ベータを定常外部加熱で補うサブ・イグニッションも解となり得るので、オプションに入れることとした。これは原型炉の前段階としてコンパクト設計にすれば建設のハードルも下がり、炉の寿命は限定されるが、炉内コンポーネントの 14 MeV 中性子照射による数 dpa/year のデータ取得も可能になる等のメリットがある。

従って、今後は次の4種類によって、多様路線の設計を並行して進めることとする (図 6.1.1-1 および表 6.1.1-1)。

- ◆ FFHR-d1A: FFHR-d1 を高アスペクト ($\gamma_c = 1.20$) に変更して Shafranov shift を抑制する。

- ◆ FFHR-d1B: FFHR-d1A を 20% 高磁場化して物理要求を軽減するが、工学要求が上がる。
- ◆ FFHR-d1C: 垂直磁場コイル VFC の位置を最適化することで、蓄積磁気エネルギーを抑制でき、結果として磁場強度増大も選択し得る。以前の商用炉設計 FFHR-2m で定式化した資産が利用できる[6.1.1-1]。しかし LHD 装置仕様でのデータの範囲を超えるので物理要求は上がる。

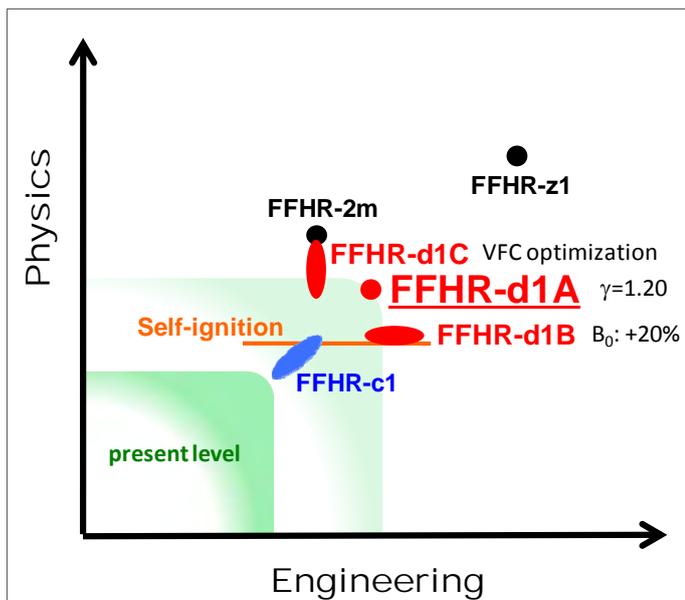


図 6.1.1-1 多様路線の設計マップの概念。

- ◆ 3オプションとも原型炉として目指す役割は同じ。
- ◆ FFHR-c1: "before demo & compact"の意味で、サブ・イグニションを主とするが、可能であれば自己点火も狙える設計とする。
- ◆ FFHR-z1: 近未来での建設の制約を外せば、理想的な様々な案が可能であるため、新しい提案の受け皿とする。

ただし、3次元の構造設計に関しては、作業を全てについて進めることは、時間的にも労力的にも効率的ではなく、コンポーネントや交換保守などの主要な課題は共通であるため、第2ラウンド及び第3ラウンドは FFHR-d1A について進める。

参考文献

[6.1.1-1] S. Imagawa., et al, Nucl. Fusion 49 (2009) 075017 (7pp).

表 6.1.1-1

	FFHR-d1	FFHR-d1A	FFHR-d1B	FFHR-c1.0	FFHR-c1.1	FFHR-c1.2
R_c (m)	15.6	←	←	13.0	←	10.4
$V_{p,vac}$ (m ³)	1,877	1,421	←	823	823	419
B_c (T)	4.7	←	5.6	4.0	5.6	←
W_{mag} (GJ)	162.5	←	223.5	67.8	125.1	61.4
γ_c	1.25	1.20	←	←	←	←
η_α	1.0	0.85	←	←	←	←
f_β	5.1	3.7	1.9	←	←	←
β_0	9.1	9.1	4.5	←	←	←
P_{aux} (MW)	0	←	←	27	53	40
P_{fusion} (GW)	2.7	3.0	1.5	0.43	0.065	0.25
Q	∞	←	←	16	1.2	6.2
Φ_n (MW/m ²)	≤ 1.5	1.5	0.73	0.21	0.05	0.18

~ 0.5 dpa ~ 2 dpa / year
is possible

6.1.2 仮想運転スケジュールに基づく第3ラウンド

原型炉の建設を想定して、資材の調達、総重量に対する地盤確保、クレーン仕様、建屋建設、耐震構造、超伝導マグネット巻線機製作、マグネット支持設置、等の炉本体骨組み構築に始まり、炉内機器組み立て搬入取り付け、加熱機器装着、計測機器設置、冷却配管、排気系とトリチウム燃料循環系構築、トリチウム回収系と熱交換・タービン系の構築、冷凍・電源系、全体制御系、等の各システム構築の各工程を時間軸に書き下す作業が必要である。次に、個別試験運転から総合試験運転を経て核燃焼運転までの主要手順が必要である。さらに、交換保守の手順は初期の組み立て手順と連動して建設の根幹をなす鍵である。これらの主要項目のリストアップと時間軸での配置としての「仮想運転スケジュール」を構築し、それに基づいてFFHR-d1Aの設計を見直す作業を第3ラウンドとして推進する。これによって、実現性の低い設計を洗い出し、全体スケジュールと整合のとれる設計を提案する。LHD建設やITER建設が大きな指針になることは全ての前提であるが、ヘリカル炉固有のスケジュール構築を目指す。

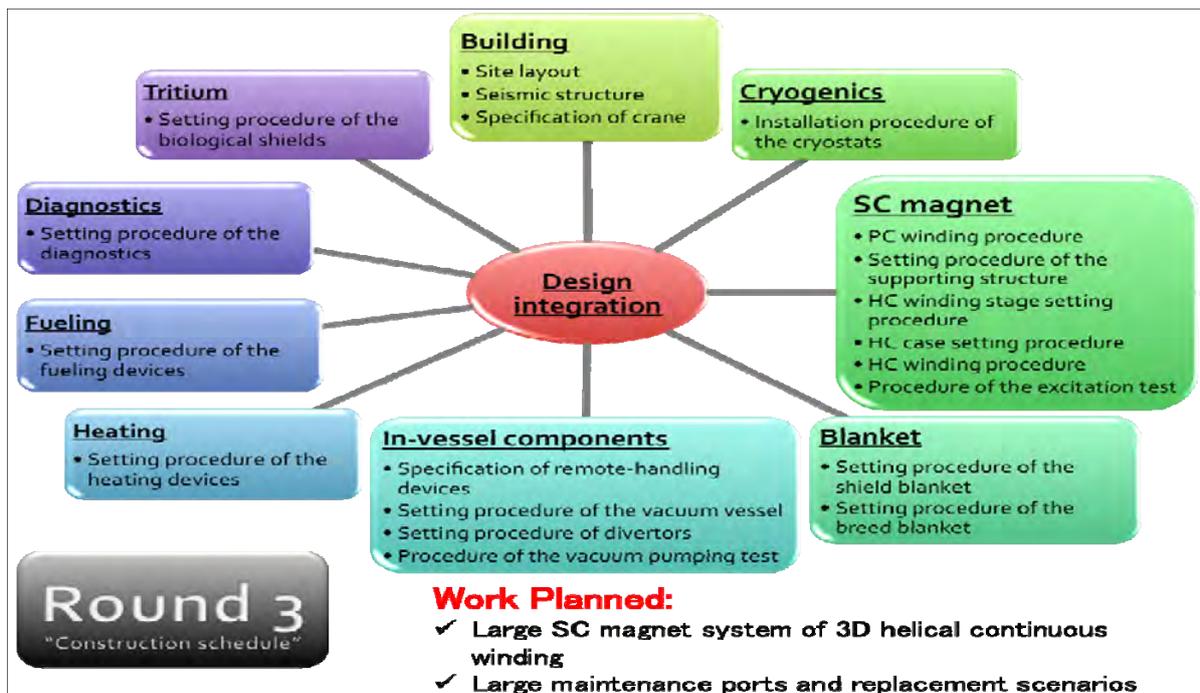


図 6.1.2-1 仮想運転スケジュールに基づく FFHR-d1A 設計見直しのための第3ラウンド

6.1.3 共同研究の強化

第1章の表1.1-1で示した様に、1994年からFFHR設計のNIFS共同研究を開始しており、大学、日本原子力研究開発機構、電力中央研究所、等との共同研究を継続してきている。一方、次節で詳細を示す様に、第6期の核融合研究作業部会の中で、「原型炉に向けた研究開発計画設計合同チーム」が大学・研究機関の若手を中心に全日本的な活動を開始している。従って、当プロジェクトの炉設計活動も、これまでのNIFS共同研究の実績を発展さ

せて、特にBAに関連する日本原子力研究開発機構の炉設計チームとの共同研究を一層強化する。これによって、マグネットや、炉内機器、炉外機器、燃料システム、及び保守交換など、共通する課題について相補的な問題解決型の共同研究を推進する。

6.2 炉工学 R&D

核融合工学研究プロジェクトでは、2030年代での核融合原型炉による発電実証を目指して、その工学設計に必要な工学基盤と工学実証の研究を、2020年代までに実施する計画を推進中である。従って今後も、原型炉概念設計に基づく主要5項目の工学R&D研究を推進し、ITER及びBAの開発研究に相補的に寄与すると共に、各方式に共通な工学基盤の構築を目指す。

【スケジュール】

平成26年まで試験設備の整備を行いながら、重点5項目に対し工学基盤構築の基礎となる研究を推進し、第3期中期目標期間で行う工学実証研究に移行できるデータベースを取得する。ここでは、大型ヘリカル装置での超高性能化研究との連携と、大学との共同研究は必須であり、双方向型共同研究等での特長ある装置・方式から得られる研究結果も取り込むことによって、原型炉概念設計から基本設計への炉設計高度化を進展させる。これらは学術研究としてITER及びBAの開発研究に相補的に寄与するものである。これらに基づいて、次段階の実規模・実環境工学実証研究を、6年程度を目処に実施予定である。

【実施体制】

核融合研の核融合工学研究プロジェクトを中心として、大型ヘリカル装置計画及び数値実験研究プロジェクトの成果を取り入れると共に、相互に研究をフィードバックする研究連携を推進する。また、平成22年度より工学関連の双方向型共同研究も開始されており、大学等との共同研究を組み込んだ研究体制の強化を図る。

【各方式との関係】

ヘリカル、トカマクどちらの方式にも共通する工学基盤の構築を目指して、独創性に基づく研究を進めると共に、国内外との協力研究による知見を併せ、核融合原型炉の建設計画へ発展させる。

【核融合工学部会指摘事項への対応】

第6期の核融合研究作業部会(科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会)は、平成25年1月に報告書(案)「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」をまとめた。その要旨を以下に示す。

○科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会
核融合研究作業部会

核融合研究作業部会 報告書(案) 平成25年1月

「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」

課題解決に向けて必要となる取り組みと体制

実規模工学実証試験を伴う原型炉の本格的な概念設計活動を見通すために、原型炉概念の構築と設計作業及び 10 の構成要素に関わる研究開発課題を整理し、この課題を解決する。

(その中の 5 項目を以下に要約する)

3.2.1. 超伝導コイル開発:

Nb3Sn, Nb3Al, ReBCO の高磁界・高強度化、導体試験法の確立、等

3.2.2. ブランケット開発:

液体ブランケットの強磁場影響、トリチウム・熱回収、複合流動装置の運転実証、等

3.2.3. ダイバータ開発:

トリチウム蓄積量制御法の研究、低熱伝導性材料での定常熱除去、機器の損耗、脆化、保守、等

3.2.7. 核融合燃料システム開発:

DT環境試験施設での計量管理技術の研究、廃棄物処理技術の構築、等

3.2.8. 核融合炉材料開発と規格・基準策定:

構造設計基準の策定、中性子照射データ取得、材料試験の規格基準の確立、等

ここで急務と指摘された電磁石や発電システムに関して、当該プロジェクトは、大学等との共同研究を活用した我が国独自の工学基盤の構築を目標として、安全性や長寿命化を中心とした研究を推進する。具体的には、図6.2-1に示す様に、新規性の高い大規模な実験設備および最先端の分析設備を整備強化することによって、高磁場大電流導体と試験法、材料の高温強度と規格・基準、超高熱プラズマ対向壁、燃料増殖と高効率熱回収、微量トリチウム計量管理、等の開発研究を推進する。これらによって、第1章の図1.3-2で示した様に、第3期中期目標期間で計画している実規模・実環境での工学実証研究を可能にする。

参考文献

[6.2-1] http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/056/.

Establishment of fusion engineering area by 5 large-scale experimental researches

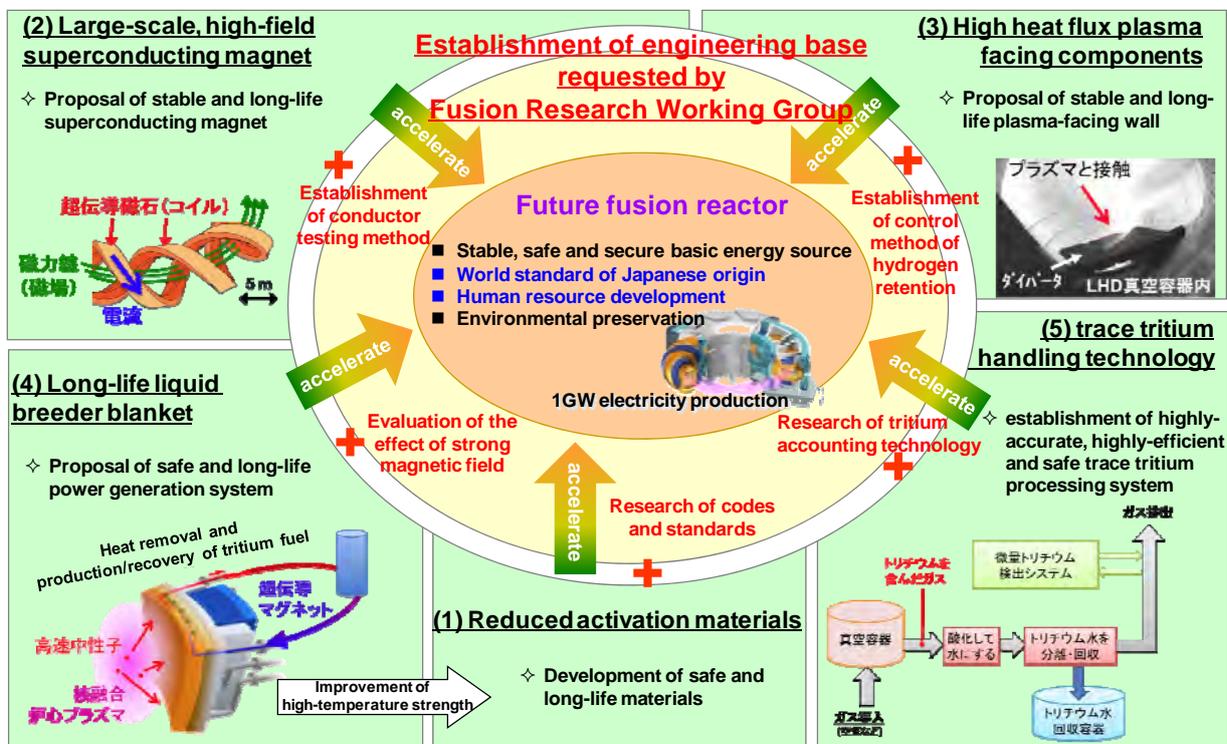


図 6.2-1 核融合工学研究プロジェクトの主要 5 項目 R&D の今後の展開

7. まとめ

第1期中期最終年度の平成21年度に実施された研究所の核融合工学研究全体に関する外部評価での提言に付いては第1章1.2で述べたが、これに対しては、平成22年度からの第2期中期開始に伴う研究所の大幅な組織改編と、併せて開始した核融合工学研究プロジェクトでの具体的な年次スケジュールによって対応を推進している。国内の大学等との共同利用・共同研究に関しては、双方向型共同研究においても平成22年度から材料およびトリチウムに関する研究課題を組み入れると共に、一般共同研究のカテゴリーを平成23年度からプロジェクト体制に合致すべく再編して実施している。国際活動に関しては、ITERやBA共同研究への相補的寄与や、日米協力プロジェクトTITANでの中心的役割、等によって発展的に活動を展開している。

特にヘリカル炉設計に関しては、図7-1に示すように、平成24年度に中間報告[7-1]として出版すると共に、プラズマ・核融合学会誌の小特集[7-2]によって広く公表した。

この間の査読付き論文発表は、総数215編、その内で第1著者が所外研究者の論文80編、学生の論文22編である。これらは共同研究を基盤とした当該プロジェクトの活動成果であり、日米プロジェクトでの博士課程学生の海外派遣と併せて若手育成に貢献している。これらによって、核融合工学研究の学術的体系化への貢献にも努めている。

研究設備の充実・強化に関しても、平成24年度補正によって、第2期中期としての概算要求で計画していた主要5課題の工学設備が全て充当され、設置後の立ち上げ・調整が済み次第、順次共同研究に供する予定である。

今後は、平成25年1月の第6期の核融合研究作業部会の報告書(案)の指摘、および併せて開始された炉設計に関する合同チーム活動への対応も加えて、当該プロジェクトの主要5課題のR&D研究を継続推進する。またヘリカル炉設計に関しても、LHD計画プロジェクトおよび数値実験研究プロジェクトとの連携を一層強化して、第1ラウンドでの多様路線、第2ラウンドの3次元構造設計、および第3ラウンドとしての仮想運転スケジュールによる設計の見直しを並行して推進する。併せて、原型炉設計での共通課題についての共同研究を強化して推進する。

参考文献

[7-1] A. Sagara et al., FFHR-d1 概念設計中間報告書、NIFS-MEMO-64 (2013).

[7-2] A. Sagara et al., 小特集、J. Plasma Fusion Res. 89(2013) 359-402.

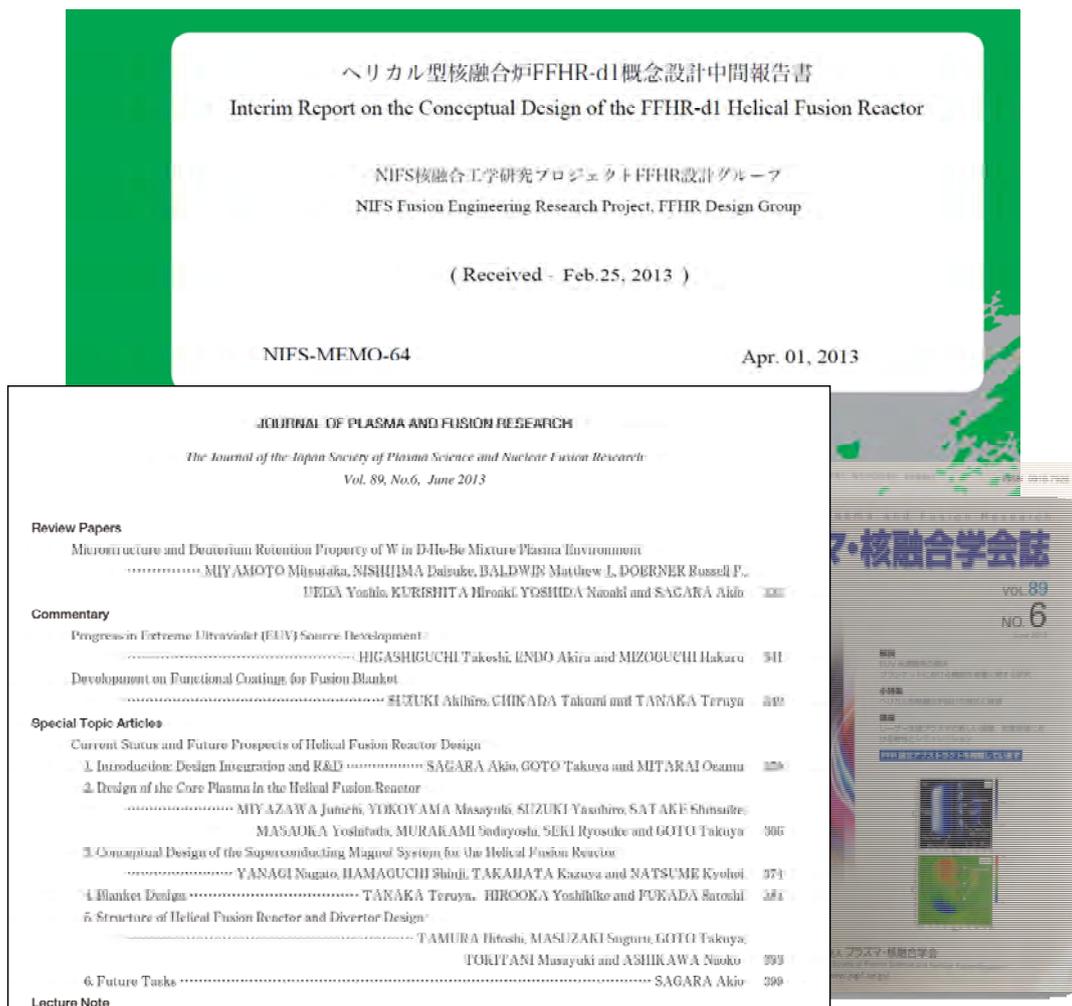


図 7-1 ヘリカル炉設計中間報告とプラズマ・核融合学会誌小特集での報告

参考資料

1. 論文リスト Publication list
2. 共同研究一覧 Collaboration list
3. 受託研究・受託事業一覧 External funds
4. 科学研究費補助金採択一覧 Grant-in-aid of MEXT

参考資料

1. 論文リスト

Publication list

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
2010年												
1	2010	M. Tanaka, K. Katahira, Y. Asakura, T. Ohshima “Hydrogen pump using a high-temperature proton conductor for nuclear fusion engineering applications,” Solid State Ionics, Vol. 181, Issues 3-4, pp.215-218 (2010).					1					
2	2010	Tomoko Oshima, Masatoshi Kondo, Masahiro Tanaka, Takeo Muroga, “Study on Pd membrane Electrode in Solid Electrolyte Hydrogen (Isotope) Sensor for Application to Liquid Blankets”, Plasma and Fusion Research, Vol. 5, pp.S1034(5pp) (2010).			1							1
3	2010	山田純也、河野孝央、宇田達彦、下道國、 「電子ポケット線量計に対する核融合施設電磁場の影響」、 保健物理, Vol. 45, No. 1, pp.51-56 (2010).					1					1
4	2010	A. Murakami, J. Miyazawa, H. Tsuchiya, T. Morisaki, N. Tsutagawa, Y. Narushima, R. Sakamoto, and H. Yamada, “Investigation of the clustering condition for various gasses ejected from a fast solenoid valve for supersonic cluster beam injection”, Plasma and Fusion Research, Vol. 5, S1032(5pp) (2010).							1			1
5	2010	Osamu MITARAI, Akio SAGARA, Ryuichi SAKAMOTO, Nobuyoshi OHYABU, Akio KOMORI and Osamu MOTOJIMA, “High-Density, Low Temperature Ignited Operations in FFHR”, Plasma and Fusion Research, Vol. 5, pp.S1001(7pp) (2010).							1		1	
6	2010	Nagato YANAGI, Kiyohiko NISHIMURA, Gourab BANSAL, Akio SAGARA and Osamu MOTOJIMA, “Split and Segmented-Type Helical Coils for the Heliotron Fusion Energy Reactor”, Plasma and Fusion Research, Vol. 5, pp.S1026(5pp) (2010).	1						1			

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
7	2010	Hitoshi TAMURA, Kazuya TAKAHATA, Toshiyuki MITO, Shinsaku IMAGAWA and Akio SAGARA, "Conceptual Design and Development of an Indirect-cooled Superconducting Helical Coil in the FFHR", Plasma and Fusion Research Vol. 5, pp.S1035(5pp) (2010).	1					1				
8	2010	S. H. Bhuiya, H. Yamanishi and T. Uda, "Evaluation of H*(10) measurement using the developed neutron dose monitor", Radiation Protection Dosimetry, Vol. 141, No. 3, pp.217-221 (2010).					1					1
9	2010	M. Tokitani, N. Yoshida, K. Tokunaga, H. Sakakita, S. Kiyama, H. Koguchi, Y. Hirano, S. Masuzaki, "Microscopic deformation of tungsten surfaces by high energy and high flux helium/hydrogen particle bombardment with short pulses" Plasma and Fusion Research: Regular Articles, Vol. 5, pp.012(4pp) (2010).				1						
10	2010	D. Kato, T. Kenmotsu, K. Ohya, T. Tanabe, "Linear polarization of photons emitted from excited hydrogen atoms formed above metal surfaces", Contributions to Plasma Physics, Vol. 50, Issues 3-5, pp. 445-450 (2010).				1						
11	2010	T. Mito, K. Natsume, N. Yanagi, H. Tamura, T. Tamada, K. Shikikachi, N. Hirano, S. Nagaya, "Development of Highly Effective Cooling Technology for a Superconducting Magnet Using Cryogenic OHP," IEEE Transactions on Applied Superconductivity, Vol. 20, Issue 3, pp.2023-2026 (2010).	1									
12	2010	Champailler, R., Yanagi, N., Bansal, G., Tamura, H., Mito, T., Imagawa, S., Duchateau, J.L., "Experiments of bending strain on reduced-scale HTS conductors for fusion energy reactors", IEEE Transactions on Applied Superconductivity, Vol. 20, Issue 3, pp.1565-1568 (2010).	1								1	
13	2010	S. Morita, M. Goto, R. Katai, C. Dong, H. Sakaue, H. Zhou, "Observation of Magnetic Dipole Forbidden Transitions in LHD and Its Application to Burning Plasma Diagnostics", Plasma Science and Technology, Vol.12, No.3, pp.341 (2010).				1						

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
14	2010	J. Miyazawa, H. Yamada, R. Sakamoto, H. Funaba, K.Y. Watanabe, S. Sakakibara, K. Ida, T. Morisaki, S. Murakami, S. Inagaki, and LHD Experiment Group, "Characteristics of the global energy confinement and central pressure in LHD", Fusion Science and Technology Vol. 58 pp.29-37 (2010) .							1			
15	2010	J. Miyazawa, S. Masuzaki, R. Sakamoto, B.J. Peterson, N. Tamura, M. Goto, M. Kobayashi, M. Shoji, T. Akiyama, H. Yamada, and LHD Experiment Group, "Density limits for the core and edge plasmas related to the local temperatures in LHD", Fusion Science and Technology Vol. 58 pp.200-207 (2010).							1			
16	2010	S. Imagawa, A. Sagara, H. Yamada, N. Nakajima, A. Komori, O. Motojima, LHD Experiment Group, "Prospects Toward an Integrated Heliotron Fusion Reactor", Fusion Science and Technology, Vol. 58, No. 1, pp.593-598 (2010).						1				
17	2010	M. TOKITANI, N. YOSHIDA, M. MIYAMOTO, T. HINO, Y. NOBUTA, S. MASUZAKI, N. ASHIKAWA, A. SAGARA, N. NODA, H. YAMADA, A. KOMORI, and LHD EXPERIMENT GROUP, "CHARACTERIZATION OF SURFACE MODIFICATIONS OF PLASMA-FACING COMPONENTS IN LHD", Fusion Science and Technology, Vol. 58, No. 1, pp.305-320 (2010).			1							
18	2010	S. MASUZAKI, N. ASHIKAWA, K. NISHIMURA, M. TOKITANI, T. HINO, Y. YAMAUCHI, Y. NOBUTA, N. YOSHIDA, M. MIYAMOTO, A. SAGARA, N. NODA, H. YAMADA, A. KOMORI, and LHD EXPERIMENT GROUP, "WALL CONDITIONING IN LHD", Fusion Science and Technology, Vol. 58, No. 1, pp.297-304 (2010).			1							
19	2010	Tamura, H., Imagawa, S., Takahata, K., Mito, T., Sagara, A., "Rigidity evaluation of a superconducting helical coil for an LHD-type fusion magnet", Journal of Physics: Conference Series Vol. 234, Issue 3, pp.032055(7pp) (2010).	1					1				

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
20	2010	CHIKARAISHI,H., INOUE,T.,TAKAMI,S., AOYAMA, K., HAGA, T., “DC Power Supplies for LHD Superconducting Magnets and Their Enhancement for Dynamic Control of the Magnetic Field”, Fusion Science and Technology, Vol. 58, No. 1, pp.586-592 (2010).	1							1		
21	2010	Takashi Watanabe, Masatoshi Kondo, Takuya Nagasaka, Akio Sagara, “Corrosion characteristic of AlN, Y2O3, Er2O3 and Al2O3 in Flinak for molten salt blanket system”, Journal of Plasma and Fusion Research SERIES, Vol. 9, pp.342-347 (2010).			1							1
22	2010	T. Goto, Y. Suzuki, K. Y. Watanabe, S. Imagawa and A. Sagara, “Core Plasma Design of a Heliotron Reactor”, Contribution to Plasma Physics, Vol. 5, No. 6-7, pp.620-623 (2010) .						1				
23	2010	J. Miyazawa, T. Morisaki, M. Goto, R. Sakamoto, G. Motojima, M. Kobayashi, K.Y. Watanabe, H. Funaba, I. Yamada, K. Tanaka, A. Murakami, H. Yamada, and LHD Experiment Group, “Bessel function model of the electron pressure profile normalized by gyro-Bohm type parameter dependence”, Journal of Plasma Fusion Research SERIES, Vol. 9, pp.94-99 (2010).							1			
24	2010	A. Murakami, J. Miyazawa, H. Tsuchiya, T. Murase, N. Ashikawa, T. Morisaki,R. Sakamoto, and H. Yamada, “Characteristics of hydrogen supersonic cluster beam generated by a Laval nozzle”, Journal of Plasma Fusion Research SERIES, Vol. 9 pp.79-83 (2010).							1			1
25	2010	M. Tanaka, “Electrochemical hydrogen pump using a high temperature type proton conductor under reduced pressure,” Journal of Plasma Fusion Research SERIES, Vol. 9, pp.352-357 (2010).					1					

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
26	2010	Teruya TANAKA, Wataru KADA, Tatsuya HINOKI, Toshiji IKEDA, Kazuya SHIMODA, Min-Soo SUH, Fuminobu SATO, Toshiyuki IIDA, Akira KOHYAMA and Takeo MUROGA, "Electrical Insulating Performances of SiC Materials under Gamma-Ray Irradiation", Journal of Plasma and Fusion Research Series, Vol. 9 pp.282-287 (2010).		1								
27	2010	T. Hino, Y. Hashi, Y. Yamauchi, K. Nishimura, N. Ashikawa, A. Sagara, N. Noda, A. Komori, O. Motojima, "Deuterium retention of boron-titanium and reduction of deuterium retention after helium ion irradiations", Fusion Engineering and Design, Vol. 85, Issue 5, pp.655-660 (2010) .			1						1	
28	2010	Yanagi, N., Nishimura, K., Goto, T., Sagara, A., Motojima, O., "Configuration studies on the heliotron fusion energy reactor with split-type helical coils", Contributions to Plasma Physics, Vol. 50, Issue 6-7, pp.661-664 (2010).						1				
29	2010	H. A. Sakaue, N. Nakamura, E. Watanabe, A. Komatsu, and T. Watanabe, "A compact EBIT for spectroscopic studies of moderate charge state ions", Journal of Instrumentation, Vol.5, pp.C08010(7pp) (2010).				1						
30	2010	I.Yu. Tolstikhina, D. Kato, "Resonance charge exchange between excited states in slow proton-hydrogen collisions", Physical Review A, Vol. 82, Issue 3, pp.032707(6pp) (2010).				1					1	
31	2010	Qunying Huang, Sheng Gao, Zhiqiang Zhu, Zhihui Guo, Xinzhen Ling, Zilin Yan, Masatoshi Kondo, Valentyn Tsisar, Takeo Muroga, Yican Wu, FDS Team, "Corrosion Experiments of the Candidate Materials for Liquid Lithium Lead Blanket of Fusion Reactor", Advances in Science and Technology Vol. 73, pp.41-50 (2010).			1						1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
32	2010	T. Muroga, T. Nagasaka, P.F. Zheng, and J.M. Chen, "Microstructural Control for Improving Properties of V-4Cr-4Ti Alloys", Advances in Science and Technology, Vol. 73, pp.22-26 (2010).		1								
33	2010	C. S. Harte, C. Suzuki, T. Kato, H. A. Sakaue, D. Kato, K. Sato, N. Tamura, S. Sudo, R. D' Arcy, E. Sokell, J. White and G O'Sullivan, "Tungsten spectra recorded at the LHD and comparison with calculations", Journal of Physisc B: Atomic, Molecular and Optical Physics, Vol. 43, No. 20, pp.205004 (2010).				1					1	
34	2010	V.P. Shevelko, D. Kato, M.S. Litsarev, H. Tawara, "The energy-deposition model: electron loss of heavy ions in collisions with neutral atoms at low and intermediate energies", Journal of Physics B: Atomic, Molecular and Optical Physics, Vol. 43, No. 21, pp.215202(9pp) (2010).				1					1	
35	2010	Sanjeev K. Sharma, Hideki Zushi, Ikuji Takagi, Yuki Hisano, Mizuki Sakamoto, Yuta Higashizono, Taichi Shikama, Sigeru Morita, Tetsuo Tanabe, Naoaki Yoshida, Kazuaki Hanada, Makoto Hasegawa, Osamu Mitarai, Kazuo Nakamura, Hiroshi Idei, Kohnosuke N.Sato, Shoji Kawasaki, Hisatoshi Nakashima, Aki Higashijima, Yousuke Nakashima, et al., "Measurement of hydrogen permeation due to atomic flux using permeation probe in the spherical tokamak QUEST", Fusion Engineering and Design, Vol. 85, Issue 6, pp.950-955 (2010).			1						1	
36	2010	Tomoko Ohshima, Masatoshi Kondo, Masahiro Tanaka, Takeo Muroga, Akio Sagara, "Hydrogen transport in molten salt Flinak measured by solid electrolyte sensors with Pd electrode", Fusion Engineering and Design, Vol. 85, Issues 10-12, pp.1841-1846 (2010).			1							

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
37	2010	Takuya Nagasaka, Masatoshi Kondo, Takeo Muroga, Akio Sagara, Osamu Motojima, Tatsuya Tsutsumi, Tatsuya Oishi, "Development of anti-corrosion coating on low activation materials against fluoridation and oxidation in Flibe blanket environment", Fusion Engineering and Design, Vol. 85, Issues 7-9, pp.1261-1265 (2010).		1	1							
38	2010	河野孝央、野村貴美、「作業環境測定: 空气中放射性物質濃度に関するアンケート調査(第2報)」、日本放射線安全管理学会誌、Vol. 9, No. 1, pp.54-61 (2010).					1					
39	2010	河野孝央、「カリウム肥料で製作した自然放射能線源と放射線教育への応用」、日本放射線安全管理学会誌 Vol.9, No. 2, pp.126-132 (2010).					1					
40	2010	榎本和義、野村貴美、河野孝央、「作業環境測定(空气中 RI 濃度)アンケート調査に関する活動の最終報告」、日本放射線安全管理学会誌 Vol.9, No. 2, pp.154-157 (2010).					1				1	
41	2010	Tatsuhiko Uda, Takao Kawano, Masahiro Tanaka, Satoshi Tomatsuri, Takeshi Ito, Katsuyoshi Tatenuma, "Detection efficiency of plastic scintillator for gaseous tritium sampling and measurement system", Fusion Engineering and Design, Vol. 85, Issues 7-9, pp.1474-1478 (2010) .					1					
42	2010	M. Tanaka, T. Ohshima, "Recovery of hydrogen from gas mixture by an intermediate-temperature type proton conductor," Fusion Engineering and Design, Vol. 85, Issues 7-9, pp.1038-1043 (2010).					1					

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
43	2010	K. Kotoh, M. Tanaka, S. Takashima, T. Tsuge, Y. Asakura, T. Uda, T. Sugiyama “Verification of hydrogen isotope separation/enrichment by pressure swing adsorption process: Successive enrichment of deuterium using SZ-5A column,” Fusion Engineering and Design, Vol. 85, Issues 7-9, pp.1992-1998 (2010).					1				1	
44	2010	T. Wajima, K. Munakata, T. Takeishi, K. Hara, K. Wada, K. Katekari, K. Inoue, Y. Shinozaki, K. Mochizuki, M. Tanaka, T. Uda “Water vapor adsorption characteristics of honeycomb adsorbents,” Fusion Engineering and Design, Vol. 85, Issues 7-9, pp.1064-1067 (2010).					1				1	
45	2010	V.P. Shevelko, D. Kato, H. Tawara, I.Yu. Tolstikhina, “Atomic Charge-Changing Processes in Plasmas”, Plasma and Fusion Research: Regular Article, Vol. 5, S2012(7pp) (2010).				1					1	
46	2010	Akio Sagara, Yuri Igitkhanov, Farrokh Najmabadi “Review of stellarator/heliotron design issues towards MFE DEMO”, Fusion Engineering and Design, Vol. 85, Issues 7-9, pp.1336-1341 (2010).						1				
47	2010	T. Muroga, B.A. Pint, “Progress in the development of insulator coating for liquid lithium blankets”, Fusion Engineering and Design, Vol. 85, Issues 7-9, pp.1301-1306 (2010).			1							
48	2010	S. Fukada, Y. Edao, A. Sagara, “Effects of simultaneous transfer of heat and tritium through Li-Pb or Flibe blanket”, Fusion Engineering and Design, Vol. 85, Issues 7-9, pp.1314-1319 (2010).			1						1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
49	2010	Masatoshi Kondo, Takuya Nagasaka, Valentyn Tsisar, Akio Sagara, Takeo Muroga, Takashi Watanabe, Tomoko Oshima, Yukihiro Yokoyama, Hiroshi Miyamoto, Eiji Nakamura, Naoki Fujii, "Corrosion of reduced activation ferritic martensitic steel JLF-1 in purified Flinak at static and flowing conditions", Fusion Engineering and Design, Vol. 85, Issues 7-9, pp.1430-1436 (2010).			1							
50	2010	Kenji Okuno, Sachiko Suzuki, Makoto Kobayashi, Rie Kurata, Matsuyama Masao, Naoko Ashikawa, Akio Sagara, Yasuhisa Oya, "Retention behavior of hydrogen isotopes in boron film deposited on SS-316 for LHD first wall", Fusion Engineering and Design, Vol. 85, Issues 10-12, pp.2328-2330 (2010).			1						1	
51	2010	Hino, T., Kimura, M., Yamauchi, Y., Nishimura, K., Ashikawa, N., Nobuta, Y., "Performances of inert gas glow discharges for reductions of fuel hydrogen retention and helium retention", Fusion Engineering and Design, Vol. 85, Issues 7-9, pp.974-978 (2010).					1				1	
52	2010	S. H. Bhuiya, H. Yamanishi and T. Uda, "Method of H*(10) evaluation considering practical neutron field by the developed monitor", Radiation Measurements, Vol. 45, Issue 10, pp.1096-1102 (2010).					1					1
		2011 年										
53	2011	Valentyn Tsisar, Masatoshi Kondo, Takeo Muroga, Takuya Nagasaka, Olga Yeliseyeva, "Phase-structural transformations in the RAF/M, F/M and model F/ODS steels exposed to lithium – corrosion-induced coarsening of substructure and effect of alloying elements", Corrosion Science, Vol. 53, Issue 1, pp.441-447 (2011).		1	1						1	
54	2011	K.M. Aggarwal, T. Kato, F.P. Keenan and I. Murakami, "Energy levels, radiative rates and electron impact excitation rates for transitions in He-like Li II, Be III, B IV and C V", Physica Scripta, Vol. 83, Issue 1, pp.015302(18pp) (2011).				1					1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
55	2011	K. Natsume, T. Mito, et al., “Heat transfer characteristics of cryogenic oscillating heat pipes for high temperature superconducting magnets,” Cryogenics, Vol. 51, Issue 6, pp.309-314 (2011).	1									1
56	2011	Komori, A., Kaneko, O., Sakakibara, S., Horiuchi, R., Sagara, A., Yamada, H., Takeiri, Y., “Activity of National Institute for Fusion Science toward realization of helical fusion reactor”, Proceedings - Symposium on Fusion Engineering 2011, Chicago, USA, June 26-30, 2011, pp.6052351(8pp)	1	1	1	1	1	1	1	1		
57	2011	J. Yatsurugi, E. Watanabe, H. Ohashi, H. A. Sakaue, and N. Nakamura, “EUV spectroscopy of highly charged ions with high- and low-energy EBITs”, Physica Scripta, Vol.T144, pp.014031(3pp) (2011).				1						1
58	2011	A. Komatsu, J. Sakoda, N. Nakamura, H. A. Sakaue, X. Ding, D. Kato, I. Murakami and F. Koike, “Visible spectroscopy of highly charged tungsten ions”, Physica Scripta, Vol.T144, pp.014012(3pp) (2011).				1						1
59	2011	Katsushi Matsuoka, Makoto Kobayashi, Rie Kurata, Junya Osuo, Naoko Ashikawa, Akio Sagara, Yasuhisa Oya, Kenji Okuno, “Impurity Effects on Hydrogen Isotope Retention in Carbon-Oxygen Containing Boron Films”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 1, pp.412-416 (2011).			1						1	
60	2011	Izumi Murakami, Daiji Kato, Hiroyuki A. Sakaue, Suguru Masuzaki, “Effect of Radiation Power Loss due to Impurity Gas Puff on Divertor Plasma”, Plasma and Fusion Research, Vol. 6, pp.2403209(4pp) (2011).				1						

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
61	2011	Xiao-Bin Ding, Fumihiko Koike, Izumi Murakami, Daiji Kato, Hiroyuki A Sakaue, Chen-Zhong Dong, Nobuyuki Nakamura, Akihiro Komatsu and Junpei Sakoda, "Ab initio multi-configuration Dirac-Fock calculation of M1 visible transitions among the ground state multiplets of the W ²⁶⁺ ion", Journal of Physics B: Atomic, Molecular and Optical. Physics, Vol. 44, Issue 14, pp.145004(6pp) (2011).				1						
62	2011	Nagato YANAGI, Oleg A. SHYSHKIN, Takuya GOTO, Hiroshi KASAHARA, Junichi MIYAZAWA and Akio SAGARA, "Feasibility of Reduced Tritium Circulation in the Heliotron Reactor by Enhancing Fusion Reactivity Using ICRF", Plasma and Fusion Research, Vol. 6, pp.2405046 (2011).					1	1	1			
63	2011	Akio Sagara, Yasuji Kozaki, Masahiro Tanaka, and Takuya Goto, "IMPACT OF BURNING PLASMA ON FUSION TECHNOLOGY DEVELOPMENT", Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 1, pp.3-10 (2011).			1			1				
64	2011	T. Muroga, D.K. Sze, K. Okuno, et al., "MIDTERM SUMMARY OF JAPAN-US FUSION COOPERATION PROGRAM TITAN", Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 1, pp.321-328 (2011).		1	1		1					
65	2011	Takuya GOTO, Junichi MIYAZAWA, Teruya TANAKA, Nagato YANAGI and Akio SAGARA, "A Robust Design Window for the Heliotron DEMO Reactors", Plasma and Fusion Research, Vol. 6, pp.2403083(4pp) (2011).						1				
66	2011	D. Kato, H. Iwakiri, K. Morishita, T. Muroga, "Interstitial diffusion of C interacting with ambient H in tungsten crystals", Plasma and Fusion Research: Regular Article, Vol. 6, pp.2405062(4pp) (2011).				1						

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
67	2011	I.Yu. Tolstikhina, D. Kato, V.P. Shevelko, "Influence of the isotope effect on the charge exchange in slow collisions of Li, Be, and C ions with H, D, and T", Physical Review A, Vol. 84, Issue 1, pp.012706(6pp) (2011).			1						1	
68	2011	Oleg A. SHYSHKIN, Anton O. MOSKVITIN, Yuliya K. MOSKVITINA, Nagato YANAGI and Akio SAGARA, "Ignition Analysis for D Plasma with Non-Maxwellian 3He Minority in Fusion Reactors", Plasma and Fusion Research, Vol. 6, pp.2403064(5pp) (2011).					1	1	1		1	
69	2011	Hideaki MATSUURA, Osamu MITARAI, Akio SAGARA and Yasuyuki NAKAO, "Alpha Particle Slowing-Down Characteristics and the Effect on MHD Instability Excitation at High-Density Operation Points in FFHRs", Plasma and Fusion Research, Vol. 6, pp.2403085(5pp) (2011).							1		1	
70	2011	K. Takahata, H. Tamura, T. Mito, and S. Imagawa, "Critical current of react-and-jacket processed Nb3Sn conductor", Cryogenics, Vol. 51, Issue 7, pp.397-399 (2011).	1									
71	2011	Wajima, T., Munakata, K., Takeishi, T., Hara, K., Wada, K., Katekari, K., Inoue, K., Shinozaki, Y., Mochizuki, K., Tanaka, M., Uda, T., "Adsorption characteristics of water vapor on zeolitic materials for Honeycomb-type adsorbent", Plasma and Fusion Research, Vol. 6, pp.2405031(4pp) (2011).					1				1	
72	2011	Tanaka, M., Uda, T., Munakata, K., "Water vapor adsorption properties of honeycomb-type zeolites for tritium removal systems", Plasma and Fusion Research, Vol. 6, pp.2402038(4pp) (2011).					1					

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
73	2011	Nagato Yanagi, Toshiyuki Mito, Romain Champailier, Gourab Bansal, Hitoshi Tamura, Akio Sagara, "Design Progress on the High-Temperature Superconducting Coil Option for the Heliotron-Type Fusion Energy Reactor FFHR", Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 2, pp.648-652 (2011).	1									
74	2011	Masato Suzuki, Rie Kurata, Makoto Kobayashi, Naoko Ashikawa, Akio Sagara, Yasuhisa Oya, Kenji Okuno, "Retention behaviors of hydrogen isotope in boron film exposed to H-H discharge in LHD", Journal of Nuclear Materials, Vol. 415, Issue 1, Supplement 1, pp.S728-S730 (2011).			1						1	
75	2011	Yasuhisa Oya, Makoto Kobayashi, Rie Kurata, Wanjing Wang, Naoko Ashikawa, Akio Sagara, Naoaki Yoshida, Yuji Hatano, Kenji Okuno, "Dynamics of hydrogen isotope trapping and detrapping for tungsten under simultaneous triple ion (C+, D2+ and He+) implantation", Journal of Nuclear Materials, Vol. 415, Issue 1, Supplement 1, pp.S701-S704 (2011).			1						1	
76	2011	I. Takagi, S.K. Sharma, H. Zushi, R. Imade, T. Komura, Y. Hisano, Y. Hatano, Y. Nakamura, A. Sagara, N. Ashikawa, "Hydrogen permeation and recombination in Ni membrane placed on spherical tokamak QUEST", Journal of Nuclear Materials, Vol. 415, Issue 1, Supplement 1, pp.S692-S695 (2011).			1						1	
77	2011	M. Tokitani, N. Yoshida, S. Masuzaki, N. Noda, A. Sagara, H. Yamada, A. Komori, LHD experiment group, S. Nagata, B. Tsuchiya, "Plasma surface interaction on the surface of tungsten divertor tiles in LHD", Journal of Nuclear Materials, Vol. 415, Issue 1, Supplement 1, pp.S87-S91 (2011).				1						

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
78	2011	Masatoshi Kondo, Takashi Watanabe, Teruya Tanaka, Akio Sagara, “Nitriding treatment of reduced activation ferritic steel as functional layer for liquid breeder blanket”, Plasma and Fusion Research, Vol. 6, pp.2405117(4pp) (2011).		1								
79	2011	T. Goto, Y. Suzuki, N. Yanagi, K. Y. Watanabe, S. Imagawa, A. Sagara, “Importance of helical pitch parameter in LHD-type heliotron reactor designs”, Nuclear Fusion, Vol. 51, No. 8, pp.083045(8pp) (2011).						1				
80	2011	D. Kato, T. Kenmotsu, K. Ohya, T. Tanabe, “Linear polarization of photon emissions from reflected neutrals of atomic hydrogen at high-Z first-wall surfaces”, Journal of Nuclear Material, Vol. 415, Issue 1, Supplement 1, pp.S1162-S1165 (2011).			1							
81	2011	T. Tanaka, S. Sato, K. Kondo, K. Ochiai, I. Murata, K. Takakura, F. Sato, W. Kada, T. Iida, C. Konno and T. Muroga, “MEASUREMENT OF REACTION RATES IN LI/V-ALLOY ASSEMBLY WITH 14 MEV NEUTRON IRRADIATION”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 2, pp.681-686 (2011).			1							
82	2011	Kotoh, K., Tanaka, M., Tsuge, T., Moriyama, S., Takashima, S., Asakura, Y., Uda, T., Sugiyama, T., “Successive volume reduction of hydrogen-isotopic gaseous waste by pressure swing adsorption using sz-13x column”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 2, pp.771-775 (2011).					1				1	
83	2011	H. Ohashi, J. Yatsurugi, H. A. Sakaue and N. Nakamura, “High Resolution Extreme Ultraviolet Spectrometer for an Electron Beam Ion Traps”, Review of Scientific Instruments, Vol.82, Issue 8, pp.083103 (2011).				1					1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
84	2011	C. Suzuki, C. S. Harte, D. Kilbane, T. Kato, H. A. Sakaue, I. Murakami, D. Kato, K. Sato, N. Tamura, S. Sudo, M. Goto, R. D' Arcy, E. Sokell and G O'Sullivan, "Interpretation of spectral emission in the 20 nm region from tungsten ions observed in fusion device plasmas", Journal of Physisc B: Atomic, Molecular and Optical Physics, Vol. 44, Issue 17, pp.175004 (2011).				1						
85	2011	Valentyn Tsisar, Masatoshi Kondo, Qi Xu, Takeo Muroga, Takuya Nagasaka, Olga Yeliseyeva, "Effect of Nitrogen on the Corrosion Behavior of RAFM JLF-1 Steel in Lithium", Journal of Nuclear Material, Vol. 417, Issues 1-3, pp.1205-1209 (2011).		1	1						1	
86	2011	Dongxun Zhang, Masatoshi Kondo, Teruya Tanaka, Takeo Muroga, Tsisar Valentyn, "Compatibility of dip-coated Er2O3 coating by MOD method with liquid Li", Fusion Engineering and Design, Vol. 86, Issues 9–11, pp.2508-2511 (2011).			1							1
87	2011	Masatoshi Kondo, Takuya Nagasaka, Takeo Muroga, Akio Sagara, Tsisar Valentyn, Akihiro Suzuki, Takayuki Terai, Minoru Takahashi, Naoki Fujii, Takahiro Yokoyama, Hiroshi Miyamoto, Eiji Nakamura, "Flow accelerated corrosion and erosion–corrosion of RAFM steel in liquid breeders", Fusion Engineering and Design, Vol. 86, Issues 9–11, pp.2500-2503 (2011).		1	1							
88	2011	Yasuhisa Oya, Makoto Kobayashi, Rie Kurata, Naoaki Yoshida, Naoko Ashikawa, Akio Sagara , Masanori Hara, Yuji Hatano, Kenji Okuno, "Comparison of hydrogen isotope retention and irradiation damage behaviors in tungsten and SS-316 with simultaneous C+–D2+ implantation", Fusion Engineering and Design , Vol. 86, Issues 9-11, pp.1776-1779 (2011)..			1	1					1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
89	2011	Yoshimitsu Hishinuma, Tsutomu Tanaka, Teruya Tanaka, Takuya Nagasaka, Yuzo Tasaki, Akio Sagara , Takeo Muroga, “Er2O3 coating synthesized with MOCVD process on the large interior surface of the metal tube”, Fusion Engineering and Design, Vol. 86, Issues 9-11, pp.2530-2533 (2011).			1							
90	2011	T. Norimatsu, H. Saika, H. Homma, M. Nakai, S. Fukada, A. Sagara, H. Azechi, “Leakage Control of Tritium Through Heat Cycles of Conceptual-Design, Laser-Fusion Reactor KOYO-F”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 3, pp.893-896 (2011).						1			1	
91	2011	M. Tokitani, N. Yoshida, S. Masuzaki, N. Ashikawa, A. Sagara , N. Noda, H. Yamada, LHD Experiment Group, “Micro/nano structural analysis of mixed-material deposition layer formed on the first walls of large helical device”, Journal of Nuclear Materials, Vol. 417, Issues 1–3, Supplement 1, pp.668-672 (2011).			1							
92	2011	Wanjing Wang, Makoto Kobayashi, Rie Kurata, Sachiko Suzuki, Naoko Ashikawa, Akio Sagara, Naoaki Yoshida, Yuji Hatano, Guang-Nan Luo, Yasuhisa Oya, Kenji Okuno, “Temperature dependence of retention of energetic deuterium and carbon simultaneously implanted into tungsten”, Journal of Nuclear Materials, Vol. 417, Issues 1–3, Supplement 1, pp.555-558 (2011).					1				1	
93	2011	Hishinuma, Y., Tanaka, T., Tanaka, T., Nagasaka, T., Tasaki, Y., Murakami, S., Matsuda, K., Sagara, A., Muroga, T. , “Development of Er2O3 coating for hydrogen permeation barrier through MOCVD process in an advanced breeding blanket”, Fusion Science and Technology Vol. 60, Issue 3, pp.1131-1134 (2011).			1							

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
94	2011	H. Ohuchi, Y. Kondo, Y. Asakura, T. Kawano, "TRITIUM MEASUREMENT IN HIGH GAMMA-RAY RADIATION FIELDS BY USING AN IMAGING PLATE", Fusion Science and Technology, Vol. 60, pp.944-947 (2011).					1				1	
95	2011	T. Kawano, T. Uda, T. Yamamoto, and H. Ohashi, "TRITIUM WATER MONITORING SYSTEM BASED ON CaF2 FLOW-CELL DETECTOR", Fusion Science and Technology, Vol. 60, pp.952-955 (2011).					1					
96	2011	Masatoshi Kondo, Takeo Muroga, Takuya Nagasaka, Qi Xu, Valentyn Tsisar, Tomoko Oshima, "Mass transfer of RAFM steel in Li by simple immersion, impeller induced flow and thermal convection", Journal of Nuclear Material, Vol. 417, Issues 1-3, pp.1200-1204 (2011).		1	1							
97	2011	D. Kato, H. Iwakiri, K. Morishita, "Formation of vacancy clusters in tungsten crystals under hydrogen-rich condition", Journal of Nuclear Material, Vol. 417, Issues 1-3, pp.1115-1118 (2011).				1						
98	2011	T. Muroga, T. Nagasaka, H. Watanabe, M. Yamazaki, "The effect of final heat treatment temperature on radiation response of V-4Cr-4Ti", Journal of Nuclear Materials, Vol. 417, pp.310-313 (2011).		1								
99	2011	T. Tanaka, M. Yoshino, Y. Hishinuma, D. Zhang, W. Kada, F. Sato, T. Iida, T. Nagasaki, T. Muroga, "Characterization of Er2O3 ceramic coatings by luminescence measurements", Journal of Nuclear Materials, Vol. 417, pp.794-797 (2011).			1							

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
100	2011	Akiyoshi MURAKAMI, Junichi MIYAZAWA, Koji YASUI, Takanori MURASE, Naoki TAMURA, Hayato TSUCHIYA, Yoshiro NARUSHIMA, Tomohiro MORISAKI, Ryuichi SAKAMOTO, Hiroshi YAMADA and LHD Experiment Group, “Observation of Electron-Temperature Fluctuations Triggered by Supersonic Gas Puffing in the LHD”, Plasma and Fusion Research, Vol. 6, pp.1402135(5pp) (2011).							1			1
101	2011	M. Tokitani, S. Kajita, S. Masuzaki, Y. Hirahata, N. Ohno, T. Tanabe and LHD Experiment Group, “Exfoliation of the tungsten fibreform nanostructure by unipolar arcing in the LHD divertor plasma” Nuclear Fusion, Vol.5, No. 10, pp.102001(5pp) (2011).				1						
102	2011	N. Yanagi, A. Sagara, T. Goto, S. Masuzaki, T. Mito, G. Bansal, Y. Suzuki, Y. Nagayama, K. Nishimura, S. Imagawa and O. Mitarai, “Heat flux reduction by helical divertor coils in the heliotron fusion energy reactor”, Nuclear Fusion, Vol. 51, No. 10, pp.103017(6pp) (2011).	1			1		1				
103	2011	Kimura, Y., Hino, T., Nishimura, K., Yamauchi, Y., Nobuta, Y., “Exchange and reduction of retained hydrogen isotope by glow discharges”, Journal of Nuclear Materials, Vol. 417, Issues 1-3, pp.896-899 (2011).						1				1
104	2011	Sugiyama, T., Miyahara, N., Tanaka, M., Munakata, K., Yamamoto, I., “A simulation model for transient response of a gas separation module using a hollow fiber membrane”, Fusion Engineering and Design, Vol. 86, Issues 9-11, pp.2743-2746 (2011).						1				1
105	2011	Munakata, K., Wajima, T., Hara, K., Wada, K., Shinozaki, Y., Katekari, K., Mochizuki, K., Tanaka, M., Uda, T., “Oxidation of hydrogen isotopes over honeycomb catalysts”, Journal of Nuclear Materials, Vol. 417, Issues 1-3, pp.1170-1174 (2011).						1				1

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
106	2011	Wajima, T., Munakata, K., Takeishi, T., Hara, K., Wada, K., Katekari, K., Inoue, K., Shinozaki, Y., Mochizuki, K., Tanaka, M., Uda, T., “Adsorption characteristics of water vapor on honeycomb adsorbents”, Journal of Nuclear Materials, Vol. 417, No. 1-3, pp.1166-1169 (2011).					1				1	
107	2011	Takuya Nagasaka, Takeo Muroga, Akio Sagara, Hiroshi Yukawa, Tomonori Nambu, “High Temperature Mechanical Properties of Pure and Alloyed Group 5 Metals in View of Their Application as Tritium Permeation Materials”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 4, pp.1580-1583 (2011).		1								
108	2011	Sharma, S.K., Zushi, H., Takagi, I., Hisano, Y., Shikama, T., Morita, S., Tanabe, T., Yoshida, N., Sakamoto, M., Higashizono, Y., Hanada, K., Hasegawa, M., Mitarai, O., Nakamura, K., Idei, H., Sato, K.N., Kawasaki, S., Nakashima, H., Higashijima, A., Nakashima, Y., Nishino, N., Hatano, Y., Sagara, A., Nakamura, Y., Ashikawa, N., Maekawa, T., Kishimoto, Y., Takase, Y., “Hydrogen permeation measurements in the spherical tokamak quest and its numerical modeling”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, Issue 4, pp.1511-1514 (2011).			1						1	
109	2011	Nishimura, K., Takatsuka, K., Matsuyama, M., Noda, N., Tanaka, M., “Absorption and desorption characteristics of hydrogen isotopes implanted into stainless steel by glow discharge and baking”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 4, pp.1503-1506 (2011).					1					
110	2011	Yamauchi, Y., Kimura, Y., Kosaka, Y., Nobuta, Y., Hino, T., Nishimura, K., Ueda, Y., “Hydrogen isotope retention and desorption in tungsten during glow discharges”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 4, pp.1475-1478 (2011).					1				1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
111	2011	K. Akahane, N. Ezumi, Y. Uesugi, Y. Tanaka, M. Tanaka, K. Nishimura, “Evaluation of Hydrogen Isotope Oxidation Process in an Atmospheric Pressure Plasma”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 4, pp.1343-1346 (2011).					1				1	
112	2011	Sugihara, S., Tanaka, M., Tamari, T., Shimada, J., Takahashi, T., Momoshima, N., Fukutani, S., Atarashi-Andoh, M., Sakuma, Y., Yokoyama, S., Miyamoto, K., Amancr, H., Yamanishi, H., Uda, T., “Behavior of environmental tritium at NIFS Toki site of Japan”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No.4, pp.1300-1303 (2011).					1				1	
113	2011	Hara, K., Munakata, K., Wajima, T., Wada, K., Takeishi, T., Tanaka, M., Uda, T., “Oxidation of hydrogen over honeycomb catalysts under the presence of water vapor”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 4, pp.1339-1342 (2011).					1					1
114	2011	Uda, T., Tanaka, M., Tamari, T., Kakiuchi, H., Momoshima, N., “The background levels of atmospheric tritium and obt at nifs toki site of Japan”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 4, pp.1244-1247 (2011).					1					
115	2011	Uda, T., Tanaka, M., Wajima, T., Munakata, K., “Characteristics of honeycomb oxidizing catalysts to recover tritiated hydrogen and methane gases”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 4, pp.1351-1354 (2011).					1					
116	2011	Kotoh, K., Tanaka, M., Tsuge, T., Moriyama, S., Takashima, S., Asakura, Y., Uda, T., Sugiyama, T., “Successive hydrogen isotope separation/enrichment by pressure swing adsorption using SZ-13X column”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 4, pp.1355-1358 (2011).					1				1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
117	2011	Tanaka, M., Sugiyama, T., Ohshima, T., Yamamoto, I., “Extraction of hydrogen and tritium using high-temperature proton conductor for tritium monitoring”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 4, pp.1391-1394 (2011).					1					
118	2011	Sugiyama, T., Suzuki, E., Tanaka, M., Yamamoto, I., “Hydrogen-tritium isotope separation by CECE process with a randomly packed LPCE column”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 4, pp.1323-1326 (2011).					1				1	
119	2011	Munakata, K., Hara, K., Wajima, T., Wada, K., Katekari, K., Tanaka, M., Uda, T., “Detritiation system of air with honeycomb catalyst and adsorbent”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 4, pp.1440-1443 (2011).					1				1	
120	2011	T. Tamari, H. Kakiuchi, N. Momoshima, N. Baglan, S. Sugihara, T. Uda, “OBT Measurement of Vegetation by Mass Spectrometry and Radiometry”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 4, pp.1252-1255 (2011).					1				1	
121	2011	H. Kakiuchi, H. Hasegawa, N. Akata, T. Tamari, H. Kawamura, N. Baglan, N. Momoshima, T. Uda, S. Hisamatsu, “Low-Level Measurement with a Noble Gas Mass Spectrometer for Organically Bound Tritium in Environmental Samples”, Fusion Science and Technology, Vol. 60, No. 4., pp 1256-1259 (2011).					1				1	
122	2011	J. Miyazawa, T.Goto, T.Morisaki, M.Goto, R.Sakamoto, G.Motojima, B.J.Peterson, C. Suzuki, K.Ida, H.Yamada, A.Sagara, and the FFHR Design Group, “Direct extrapolation of radial profile data to a self-ignited fusion reactor based on the gyro-Bohm model”, Fusion Engineering and Design, Vol. 86, Issue 12, pp.2879–2885 (2011).						1				

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
123	2011	Takuya Nagasaka, Masatoshi Kondo, Akio Sagara, Takeo Muroga, “Corrosion characteristics of hydrogen permeation materials in molten salt Flinak”, Plasma and Fusion Research, Vol. 6, pp.1405146(6pp) (2011).		1	1							
124	2011	A. Komatsu, J. Sakoda, N. Nakamura, H.A. Sakaue, X.-B. Ding, D. Kato., I. Murakami, F. Koike, “Visible spectroscopy of highly charged tungsten ions”, Physica Scripta, Vol. T144, pp.014012(3pp) (2011).				1						1
125	2011	Takuya NAGASAKA, Masatoshi KONDO, Akio SAGARA and Takeo MUROGA, “Corrosion Characteristics of Hydrogen Permeation Materials in Molten Salt Flinak”, Plasma and Fusion Research, Vol. 6, pp.1405146(6pp) (2011).		1	1							
126	2011	Akio KOMORI, Satoru SAKAKIBARA, Akio SAGARA, Ritoku HORIUCHI, Hiroshi YAMADA, Yasuhiko TAKEIRI and NIFS Team, “Recent Fusion Research in the National Institute for Fusion Science”, Plasma and Fusion Research, Vol. 6, pp.2102149(8pp) (2011).	1	1	1	1	1	1	1	1		
127	2011	Takashi Watanabe, Masatoshi Kondo, Akio Sagara, “Nitriding of 316 stainless steel in molten fluoride salt by an electrochemical technique”, Electrochimica Acta, Vol. 58, pp.681– 690 (2011).			1							
128	2011	Yamagiwa, M., Nakamura, Y., Matsunami, N., Ohno, N., Kajita, S., Takagi, M., Tokitani, M., Masuzaki, S, Sagara, A., Nishimura, K. , “In situ measurement of hydrogen isotope retention using a high heat flux plasma generator with ion beam analysis”, Physica Scripta, Vol. T145, pp.014032(5pp) (2011).			1							1
129	2011	T. Kawano, “Training Given in Radiation Measurements Using Radiation Sources Fabricated from Potassium Chloride Chemicals”, Radiation Safety Management, Vol. 10, No. 1, pp.14-22 (2011).						1				

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
130	2011	Kotoh, K., Tanaka, M., Takashima, S., Tsuge, T., Asakura, Y., Uda, T., Sugiyama, T., “Verification of hydrogen isotope separation by pressure swing adsorption process: Successive volume reduction of isotopic gas mixture using SZ-5A column”, Fusion Engineering and Design, Vol. 86, Issue 12, pp.2799-2804 (2011).					1				1	
		2012 年										
131	2012	S.K. Sharma, H. Zushi, I. Takagi, Y. Hisano, T. Shikama, S. Morita, T. Tanabe, N. Yoshida, M. Sakamoto, Y. Higashizono, K. Hanada, M. Hasegawa, K. Nakamura, H. Idei, K.N. Sato, S. Kawasaki, H. Nakashima, A. Higashijima, Y. Nakashima, Y. Hatano, et al., “Permeation measurements for investigating atomic hydrogen flux and wall pumping/fuelling dynamics in QUEST”, Journal of Nuclear Materials, Vol. 420, Issues 1–3, pp.83-93 (2012).			1							1
132	2012	T. Akiyama, R. Yasuhara, T. Tokuzawa, M. Isobe, K. Kawahata, K. Nakayama and S. Okajima, “Conceptual design of electron density measurement system for DEMO-relevant helical plasmas”, Plasma and Fusion Research, Vol. 7, pp.2402013(4pp) (2012).							1	1		
133	2012	X.-B. Ding, F. Koike, I. Murakami, D. Kato, H.A. Sakaue, C.-Z. Dong, N. Nakamura, “M1 transition energies and probabilities between the multiplets of the ground state of Ag-like ions with Z = 47–92”, Journal of Physics B: Atomic, Molecular and Optical Physics, Vol. 45, pp.035003(6pp) (2012).				1					1	
134	2012	Yong SONG, Akio SAGARA, Takeo MUROGA, Qunying HUANG, Muye NI and Yican WU, “Analysis on Tritium Management in FLiBe Blanket for LHD-Type Helical Reactor FFHR2”, Plasma and Fusion Research, Vol. 7, pp.2405016 (2012).					1	1			1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
135	2012	T. Wajima, K. Munakata and T. Uda, "Adsorption Behavior of Lithium from Seawater using Manganese Oxide Adsorbent", Plasma and Fusion Research, Vol. 7, pp.2405021(4pp) (2012).							1	1		
136	2012	A Murakami, J Miyazawa, C Suzuki, I Yamada, T Morisaki, R Sakamoto, H Yamada and LHD Experiment Group, "Fueling characteristics of supersonic gas puffing applied to large high-temperature plasmas in the Large Helical Device", Plasma Physics and Controlled Fusion, Vol. 54, No.5, pp.055006(6pp) (2012).						1			1	
137	2012	T. Akiyama, N. Yoshida, K. Kawahata, M. Tokitani, H. Iwakiri, S. Okajima and K. Nakayama, "Studies of reflectivity degradation of retroreflectors in LHD and mitigation of impurity deposition using shaped diagnostic ducts and protective windows" Nuclear Fusion, Vol. 52, No. 6, pp.063014 (2012).						1	1			
138	2012	Valentyn Tsisar, Masatoshi Kondo, Takeo Muroga, Takuya Nagasaka, Izuru Matushita, "Morphological and compositional features of corrosion behavior of SUS410–SUS410, SUS316–SUS316 and SUS410–SUS316 TIG welded joints in Li", Fusion Engineering and Design, Vol. 87, Issue 4, pp.363-368 (2012).			1						1	
139	2012	Masahiro TANAKA, Takuya GOTO, Yasuji KOZAKI, Akio SAGARA and the FFHR Design Group, "Fuel Particle Balance Study in FFHR DEMO Reactor", Plasma and Fusion Research, Vol. 7, pp.2405023 (2012).						1				
140	2012	Yoshiro TERAZAKI, Nagato YANAGI, Sai TOMIDA, Hiroki NOGUCHI, Kyohei NATSUME, Toshiyuki MITO, Satoshi ITO, Hidetoshi HASHIZUME and Akio SAGARA, "Measurement of the Joint Resistance of Large-Current YBCO Conductors", Plasma and Fusion Research, Vol. 7, pp.2405027 (2012).	1								1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
141	2012	H. Watanabe, N. Nakamura, D. Kato, H.A. Sakaue, S. Ohtani, “Lines from highly charged tungsten ions observed in the visible region between 340 and 400 nm”, Canadian Journal of Physics, Vol. 90, No. 5, pp.497-501 (2012).				1					1	
142	2012	D. Kato, H.A. Sakaue, I. Murakami, T. Tanaka, T. Muroga, A. Sagara, “Ion-beam induced luminescence and damage of Er2O3”, Plasma and Fusion Research: Regular Articles, Vol. 7, pp.2405043(4pp) (2012).			1							
143	2012	Hirofumi Watanabe, Nobuyuki Nakamura, Daiji Kato, Hiroyuki A. Sakaue, and Shunsuke Ohtani, “Lines from highly charged tungsten ions observed in the visible region between 340 nm and 400 nm”, Canadian Journal of Physics, Vol.90, Issue 5, pp.497-501 (2012)				1					1	
144	2012	CHIKARAISHI, H., “Conceptual design of dc power supplies for FFHR superconducting magnet “, Plasma and Fusion Research, Vol. 7 pp.2405051-1 (2012).						1		1		
145	2012	M. Isobe, T. Akiyama, T. Tokuzawa, T. Tanaka, D. Kato, H.A. Sakaue, T. Goto, J. Miyazawa, A. Sagara and the FFHR Design Group, “Plasma Diagnostics Required for Heliotron-type DEMO Reactor”, Plasma and Fusion Research, Vol. 7, pp.2405053(4pp) (2012).							1	1		
146	2012	M. Sugimoto, H. Shimizu, H. Tsubouchi, T. Okada, T. Sakai, T. Uchiyama, K. Takahata, H. Tamura, and T. Mito, “Novel Type of Aluminum-Alloy Jacketed Nb3Sn Superconductors Manufactured by Friction Stir Welding Technique”, IEEE Transactions on Applied Superconductivity, Vol. 22, No. 3, pp.4802905 (2012).	1								1	
147	2012	Hino, T., Yamauchi, Y., Nishimura, K., Ueda, Y., “Retention of fuel hydrogen retention of tungsten plasma facing wall in fusion reactor”, Materials Science Forum, Vol. 721, pp.211-215 (2012).					1				1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
148	2012	H. A. Sakaue, D. Kato, X. B. Ding, I. Murakami, F. Koike, T. Nakano, H. Ohashi, J. Yatsurugi and N. Nakamura, "Spectroscopy of Highly Charged Tungsten Ions with Electron Beam Ion Traps", AIP Conference Proceedings, 1438 91 (2012).				1						
149	2012	K. Motohashi, K. Nogami, Y. Sakai, H. A. Sakaue, D. Kato, and T. Kenmotsu, "Mean velocity of 5d56p excited tungsten atoms sputtered by Kr+ ion bombardment", Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms, Vol. 283, Issue 15, pp.59–62 (2012).				1					1	
150	2012	Masao MATSUYAMA, Jyunpei SAIKAWA, Shinsuke ABE, Kiyohiko NISHIMURA, Naoko ASHIKAWA, Yasuhisa OYA, Kenji OKUNO, Tomoaki HINO and Akio SAGARA, "Tritium Retention on Stainless Steel Surface Exposed to Plasmas in LHD", Plasma and Fusion Research, Vol. 7, pp.2405091(4pp) (2012).			1						1	
151	2012	Yamauchi, Y., Kosaka, Y., Nobuta, Y., Hino, T., Nishimura, K., "Removal of deuterium retained in B, Ti, and TiO 2by neon glow discharge", Fusion Science and Technology, Vol. 62, No.1, pp.211-215 (2012).					1				1	
152	2012	I.Yu. Tolstikhina, M.-Y. Song, M. Imai, Y. Iriki, A. Itoh, D. Kato, H. Tawara, J.-S. Yoon and V. P. Shevelko, "Charge-changing collisions of tungsten and its ions with neutral atoms", Journal of Physics B: Atomic, Molecular and Optical Physics, Vol. 45, pp.145201(8pp) (2012)				1					1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
153	2012	Takuya GOTO, Junichi MIYAZAWA, Hitoshi TAMURA, Teruya TANAKA, Shinji HAMAGUCHI, Nagato YANAGI, Akio SAGARA and the FFHR Design Group, "Design Window Analysis for the Helical DEMO Reactor FFHR-d1", Plasma and Fusion Research, Vol. 7, pp.2405084(5pp) (2012).						1				
154	2012	T.Uda, M. Tanaka, S. Deji, J. Wang and O. Fujiwara, "Electromagnetic fields measurement and safety consideration in magnetic confinement fusion test facilities", Plasma and Fusion Research: Regular Articles, Vol. 7, pp.2405085(4pp) (2012)					1					
155	2012	T. Muroga, D.K. Sze, K. Okuno, "Overview of the TITAN project", Fusion Engineering and Design, Vol. 87, Issues 5–6, pp.613-619 (2012).		1	1							
156	2012	A. Sagara , T. Goto, J. Miyazawa, N. Yanagi, T. Tanaka, H. Tamura, R. Sakamoto, M. Tanaka, K. Tsumori, O. Mitarai, S. Imagawa, T. Muroga, The FFHR design group, "Design activities on helical DEMO reactor FFHR-d1", Fusion Engineering and Design, Vol. 87, Issues 5–6, pp.594-602 (2012).						1				
157	2012	Takuya Goto, Teruya Tanaka, Masahiro Tanaka, Akio Sagara, "Proposal of an MFE-IFE cooperative system for a steady-state tritium balance", Fusion Engineering and Design, Vol. 87, Issues 7–8, pp.1286-1290 (2012).						1				
158	2012	Akiko Hamada, Makoto Kobayashi, Katsushi Matsuoka, Masato Suzuki, Junya Osuo, Naoko Ashikawa, Akio Sagara , Yuji Hatano, Yasuhisa Oya, Kenji Okuno, "Study on the retention behavior of hydrogen isotopes and the change of chemical states of boron film exposed to hydrogen plasma in LHD", Fusion Engineering and Design, Vol. 87, Issues 7–8, pp.1214-1217 (2012).			1						1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
159	2012	Hino, T., Yamauchi, Y., Kimura, Y., Nishimura, K., Ueda, Y., “Fuel hydrogen retention of tungsten and the reduction by inert gas glow discharges”, Fusion Engineering and Design, Vol. 87, Issues 5-6, pp.876-879 (2012).					1				1	
160	2012	R. Sakamoto, J. Miyazawa, H. Yamada, S. Masuzaki, A. Sagara and the FFHR Design Group, “Pellet fuelling requirements to allow self-burning on a helical-type fusion reactor”, Nuclear Fusion, Vol. 52, No. 8, pp.083006(7pp) (2012)							1			
161	2012	Hara, K., Munakata, K., Nagane, J., Fukuda, M., Wada, K., Sugiyama, T., Tanaka, M., Uda, T., “Study on oxidation of hydrogen over commercial catalyst for tritium recovery system”, Fusion Engineering and Design, Vol. 87, Issues 7-8, pp.1118-1122 (2012).					1					1
162	2012	Sugiyama, T., Tanaka, M., Munakata, K., Yamamoto, I., “Transient response simulation of gas separation membrane module for an atmosphere detritiation system”, Fusion Engineering and Design, Vol. 87, Issues 7-8, pp.1181-1185 (2012).					1				1	
163	2012	Uda, T., Tanaka, M., Munakata, K., “Scaling up experiments of honeycomb catalysts for oxidation of hydrogen and methane gases”, Fusion Engineering and Design, Vol. 87, Issues 5-6, pp.900-904 (2012).					1					
164	2012	Sugiyama, T., Sugiura, K., Tanaka, M., Enokida, Y., “Lithium isotope separation with displacement chromatography using crown ether resin immobilized on porous silica beads”, Fusion Engineering and Design, Vol. 87, Issues 7-8, pp.1186-1189 (2012) .					1				1	
165	2012	Tanaka, M., “Extraction of hydrogen into vacuum by electrochemical hydrogen pump for hydrogen isotope recovery”, Fusion Engineering and Design, Vol. 87, Issues 7-8, pp.1065-1069 (2012).					1					

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
166	2012	T. Tanaka, A. Sagara, T. Goto, N. Yanagi, H. Tamura, Y. Hirooka, J. Miyazawa, T. Muroga, “Design studies on three-dimensional issues for liquid blanket systems in helical reactor FFHR”, Fusion Engineering and Design, Vol. 87, Issues 5–6, pp.584-588 (2012).						1				
167	2012	Valentyn TSISAR, Olga YELISEYEVA, Takeo MUROGA and Takuya NAGASAKA, “Effect of Lithium Purity on In-Situ Formation of Er ₂ O ₃ Oxide Layer on V-4Ti-4Cr Alloy”, Plasma and Fusion Research, Vol. 7, 2405123(4pp) (2012).			1							
168	2012	Yoshimitsu HISHINUMA, Satoshi MURAKAMI, Kenji MATSUDA, Tsutomu TANAKA, Yuzo TASAKI, Teruya TANAKA, Takuya NAGASAKA, Akio SAGARA and Takeo MUROGA, “Microstructure of Oxide Insulator Coating before and after Thermal Cycling Test”, Plasma and Fusion Research, Vol. 7, pp.2405127(4pp) (2012).			1							
169	2012	Hiroe IGAMI, Shin KUBO, Takashi SHIMOZUMA, Yasuo YOSHIMURA, Hiromi TAKAHASHI, Hiroshi IDEI, Masaki NISHIURA, Shinya OGASAWARA, Ryohei MAKINO, Ryuhei KUMAZAWA, Takashi MUTOH, Akio SAGARA and Takuya GOTO, “Experimental Results for Electron Bernstein Wave Heating in the Large Helical Device”, Plasma and Fusion Research, Vol. 7, pp.2402110(5pp) (2012).							1			
170	2012	X.-B. Ding, I. Murakami, D. Kato, H.A. Sakaue, F. Koike, C. Dong, “Collisional-Radiative Modeling of W ₂₇₊ ”, Plasma and Fusion Research: Regular Articles, Vol. 7, pp.2403128(4pp) (2012).				1					1	
171	2012	G. Kawamura, I. Murakami, Y. Tomita, S. Masuzaki, “1D Model Study on the Effect of Impurity Radiation Cooling in LHD SOL Plasma”, Plasma and Fusion Research, Vol. 7, pp.2403129(4pp) (2012).				1						

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
172	2012	Teruya TANAKA, Akio SAGARA, Takuya GOTO, Nagato YANAGI, Suguru MASUZAKI, Hitoshi TAMURA, Junichi MIYAZAWA, Takeo MUROGA and the FFHR Design Group, "Neutronics Investigations for Helical DEMO Reactor FFHR-d1", Plasma Fusion Research, Vol. 7, pp.2405132(4pp) (2012).						1				
173	2012	Masatoshi Kondo, Minoru Takahashi, Teruya Tanaka, Valentyn Tsisar, Takeo Muroga, "Compatibility of reduced activation ferritic martensitic steel JLF-1 with liquid metals Li and Pb-17Li Original Research Article", Fusion Engineering and Design, Vol. 87, Issue 10, pp.1777-1787 (2012).			1							
174	2012	Masatoshi Kondo, Tomoko Oshima, Masahiro Tanaka, Takeo Muroga, Akio Sagara, "Hydrogen transport through interface between gas bubbling and liquid breeders", Fusion Engineering and Design, Vol. 87, Issue 10, pp.1788-1793 (2012)			1							
175	2012	T. Kawano, "Experience-Based Radiation Education Using Chemical Fertilizer Radiation Sources", the Journal of Progress in Nuclear Science and Technology, Vol. 3, pp.160-164 (2012).					1					
176	2012	Naoyuki SHINODA, Naoko ASHIKAWA, Yuji NOBUTA, Yuji YAMAUCHI, Tomoaki HINO, Suguru MASUZAKI, Akio SAGARA and LHD Experimental Group, "Toroidal Distributions of Amounts of Retained Gases and Deposited Impurities during 13th Experimental Campaign in the LHD", Plasma and Fusion Research, Vol. 7, pp.2402155(4pp) (2012).			1	1					1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
177	2012	Takuya NAGASAKA, Teruya TANAKA, Akio SAGARA, Teruo MUROGA, Masatoshi KONDO, Takashi WATANABE, Satoshi FUKADA, Hiroshi YUKAWA, Tomonori NAMBU and Tomohito IKUBO, "Fabrication of the Hydrogen Recovery Unit in the Molten Salt Loop Orosh2i-1 and Preliminary Evaluation for Hydrogen Transfer", Plasma and Fusion Research, Vol.7, pp.2405141(4pp) (2012).			1							
178	2012	J. Miyazawa, T. Goto, R. Sakamoto, G. Motojima, C. Suzuki, H. Funaba, T. Morisaki, S. Masuzaki, I. Yamada, S. Murakami, Y. Suzuki, M. Yokoyama, B.J. Peterson, H. Yamada, A. Sagara and the FFHR Design Group , "Formularization of the confinement enhancement factor as a function of the heating profile for FFHR-d1 core plasma design", Nuclear Fusion, Vol. 52, No. 12, pp.123007(10pp) (2012)							1			
179	2012	Katsushi MATSUOKA, Makoto KOBAYASHI, Kiyotaka KAWASAKI, Tetsuo FUJISHIMA, Yuto MIYAHARA, Naoko ASHIKAWA, Kiyohiko NISHIMURA, Akio SAGARA, Yasuhisa OYA and Kenji OKUNO, "Hydrogen Retention Behavior in Boron Films Affected by Impurities Introduced by Hydrogen Plasma Exposure in the LHD", Plasma and Fusion Research, Vol. 7, pp.2401157(4pp) (2012).			1						1	
180	2012	A. Komatsu, J. Sakoda, M. Minoshima, H.A. Sakaue, X.-B. Ding, D. Kato, I. Murakami, F. Koike, N. Nakamura, "Visible Transitions in Highly Charged Tungsten Ions: 365 - 475 nm", Plasma and Fusion Research: Rapid Communications, Vol. 7, pp.1201158(2pp) (2012).				1						1
181	2012	Yanagi, N., Mito, T., Noguchi, H., Terazaki, Y., Tamura, H., Iwakuma, M., Aoki, Y., Izumi, T., Shiohara, Y., "Feasibility of large-current capacity YBCO conductors with on-demand transposition", Physics Procedia, Vol. 27, pp.444-447.	1									

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
182	2012	H. Tamura, N. Yanagi, T. Goto, K. Takahata, S. Imagawa, A. Sagara, "Methodological study of structural analysis of LHD-type fusion magnet", Physics Procedia, Vol. 36, pp.1077-1082 (2012).						1		1		
183	2012	Satake, S., Sone, K., Sagara, A., Kunugi, T., "MHD turbulent flow with buoyancy by DNS", Magnetohydrodynamics, Vol. 48, Issue 1, pp.25-30 (2012).			1						1	
2013 年												
184	2013	H. Yoshida, Y. Hatano, A. Mohammadi and T. Kawano, "Measurement of Tritium Distribution in Nickel and Vanadium by Means of A Combined Technique of An Imaging Plate and Thin Absorbers", Journal of Plasma and Fusion Research SERIES, Vol. 10, pp.49-53 (2013).						1			1	
185	2013	Masao MATSUYAMA, Shinsuke ABE, Yasushi ONO, Kiyohiko NISHIMURA, Naoko ASHIKAWA, Yasuhisa OYA, Kenji OKUNO, Tomoaki HINO and Akio SAGARA, "Tritium Retention on Stainless Steel Surface Exposed to Plasmas in LHD (II)", Plasma and Fusion Research, Vol. 8, pp.2405014(4pp) (2013).			1							
186	2013	Kazuya TAKAHATA, Hitoshi TAMURA, Toshiyuki MITO, Shinsaku IMAGAWA and Akio SAGARA, "Effect of Bending on Critical Current and n-Value of React-and-Jacket Processed Nb3Sn Conductor", Plasma and Fusion Research, Vol. 8, pp.2405008(4pp) (2013).	1									
187	2013	Oya, Y., Kobayashi, M., Fujishima, T., Kawasaki, K., Miyahara, Y., Yoshida, N., Hatano, Y., Ashikawa, N., Sagara, A., Okuno, K., "Behaviors of deuterium retention and microstructure change of tungsten simultaneously implanted with carbon and/or helium ions", Materials Transactions Vol. 54, Issue 4, pp.430-436 (2013).									1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
188	2013	Miyamoto, M., Nishijima, D., Baldwin, M.J., Doerner, R.P., Ueda, Y., Sagara, A., Kurishita, H. , “Microstructures and deuterium-retention behavior of tungsten exposed to D+(He and/or Be) mixture plasmas”, Materials Transactions, Vol. 54, Issue 4, pp.420-424 (2013).				1					1	
189	2013	A. Sagara, R. Nygren, M. Miyamoto, D. Nishijima, R. Doerner, S. Fukada, Y. Oya, T. Oda, Y. Watanabe, K. Morishita, F. Gao and T. Norimatsu, “Integrated material system modeling of fusion blanket”, Materials Transactions, Vol. 54, Issue 4, pp.477-483 (2013).			1		1	1				
190	2013	H. Zhou, Y. Hirooka, N. Ashikawa, T. Muroga, A. Sagara, “Hydrogen Plasma-Driven Permeation Through a Reduced Activation Ferritic Steel Alloy F82H”, Fusion Science and Technology, Vol. 63, No. 1T, pp.361-363 (2013).		1								
191	2013	Tsuyoshi AKIYAMA, Naoaki YOSHIDA, Masayuki TOKITANI, Suguru MASUZAKI, Kazuo KAWAHATA, Shigeki OKAJIMA and Kazuya NAKAYAMA, “Impurity Deposition on a First Mirror Surface during Hydrogen Discharges in LHD”, Plasma Fusion Research, Vol. 8, pp.1402092(4pp) (2013).							1	1		
192	2013	Tomohisa Taguchi, Makoto Kobayashi, Kiyotaka Kawasaki, Yuto Miyahara, Naoko Ashikawa, Akio Sagara , Naoaki Yoshida, Mitsutaka Miyamoto, Kotaro Ono, Yuji Hatano, Yasuhisa Oya, Kenji Okuno, “Dynamic deuterium recycling on tungsten under carbon–deuterium implantation circumstance”, Journal of Nuclear Materials, Vol. 438, Supplement, pp.S1117-S1120				1						
193	2013	Y. Nobuta, K. Fukayama, N. Ashikawa, Y. Yamauchi, T. Hino, A. Sagara , LHD Experimental group, “Hydrogen concentration of co-deposited carbon film produced in the vicinity of LHD divertor tiles”, Journal of Nuclear Materials, Vol. 438, Supplement, pp.S1040-S1043 (2013).				1					1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
194	2013	Katsushi Nishiyama, Yasuhiko Morita, Giichiro Uchida, Daisuke Yamashita, Kunihiro Kamataki, Hyunwoong Seo, Naho Itagaki, Kazunori Koga, Masaharu Shiratani, Naoko Ashikawa, Suguru Masuzaki, Kiyohiko Nishimura, Akio Sagara , Sven Bornholdt, Holger Kersten, the LHD Experimental Group, “Discharge power dependence of carbon dust flux in a divertor simulator”, Journal of Nuclear Materials, Vol. 438, Supplement, pp.S788-S791 (2013).				1					1	
195	2013	M. Tokitani, S. Masuzaki, N. Yoshida, A. Sagara , N. Noda, H. Yamada, LHD Experiment Group, “Microstructural characterization of mixed-material deposition layer on the LHD divertor tiles by using nano-geological diagnosis”, Journal of Nuclear Materials, Vol. 438, Supplement, pp.S818-S821 (2013).				1						
196	2013	Mitsutaka Miyamoto, Daisuke Nishijima, Matthew Baldwin, Russ Doerner, Yoshio Ueda, Akio Sagara, “Influence of Be seeding on microstructures of tungsten exposed to D–He mixture plasmas in PISCES and its impacts on retention properties”, Journal of Nuclear Materials, Vol. 438, Supplement, pp.S216-S219 (2013).				1					1	
197	2013	Y. Nakashima, H. Takeda, K. Ichimura, K. Hosoi, M. Sakamoto, M. Hirata, M. Ichimura, R. Ikezoe, T. Imai, T. Ishii, T. Kariya, I. Katanuma, J. Kohagura, R. Minami, T. Numakura, H. Ueda, M. Yoshikawa, N. Asakura, T. Furuta, A. Hatayama, Y. Hirooka, S. Kado, S. Masuzaki, H. Matsuura, S. Nagata, N. Nishino, N. Ohno, A. Sagara, T. Shikama, M. Shoji, M. Toma, A. Tonogawa, Y. Ueda, “Recent results of divertor simulation research using an end-cell of a large tandem mirror device”, Journal of Nuclear Materials, Vol. 438, Supplement, pp.S738-S741 (2013).				1					1	

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
198	2013	Kazunori Koga, Katsushi Nishiyama, Yasuhiko Morita, Giichiro Uchida, Daisuke Yamashita, Kunihiro Kamataki, Hyunwoong Seo, Naho Itagaki, Masaharu Shiratani, Naoko Ashikawa, Suguru Masuzaki, Kiyohiko Nishimura, Akio Sagara, the LHD Experimental Group, "Effects of DC substrate bias voltage on dust flux in the Large Helical Device", Journal of Nuclear Materials, Vol. 438, Supplement, pp.S727-S730 (2013).			1						1	
199	2013	S. Masuzaki, M. Kobayashi, T. Akiyama, N. Ohno, T. Morisaki, M. Shoji, M. Tokitani, H. Tanaka, B.J. Peterson, S. Yoshimura, K. Narihara, I. Yamada, R. Yasuhara, A. Murakami, J. Miyazawa, T. Murase, T. Kobuchi, H. Yonezu, G. Kawamura, I. Murakami, Y. Takeiri, H. Yamada, A. Komori, "Divertor heat and particle control experiments on the large helical device", Journal of Nuclear Materials, Vol. 438, Supplement, pp.S133-S138 (2013)				1						
200	2013	T. Muroga, D. Zhang and T. Tanaka, "The Effect of MOD Process Parameters on Performance of Er ₂ O ₃ Coating for Liquid Blanket Application", Fusion Science and Technology 64 (2013) 211-215			1							
201	2013	Y.F. Li, H. Abe, T. Nagasaka, T. Muroga, M. Kondo, "Corrosion behavior of 9Cr-ODS steel in stagnant liquid lithium and lead-lithium at 873 K" Journal of Nuclear Materials, 443 (2013) 200-206		1	1							
202	2013	河野孝央、"塩化カリウム線源を用いた分担測定法による高校生の放射線教育"、RADIOISOTOPES, Vol.62, No.9 (2013).					1					
203	2013	I. Murakami, D. Kato, M. Kato, H. A. Sakaue, "Atomic and molecular databases and data evaluation activities at the National Institute for Fusion Science", Fusion Science and Technology, Vol. 63, No.3, pp.400-405 (2013).				1						

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
204	2013	Takuya Nagasaka, Yoshimitsu Hishinuma, Takeo Muroga, Hideo Watanabe, Hideo Sakasegawa, Hiroyasu Tanigawa, Masami Ando, “Analysis on precipitation behavior of reduced activation ferritic/martensitic steels with extraction residue tests”, Fusion Engineering and Design, Vol. 88, Issues 9-10, pp.2565-2568 (2013).		1								
205	2013	O. Mitarai, A. Sagara , R. Sakamoto, N. Yanagi, T. Goto, “Feedback control of the heating power to access the thermally unstable ignition regime in FFHR helical reactor”, Fusion Engineering and Design, Vol. 88, Issues 6–8, pp.1046-1049 (2013).							1		1	
206	2013	H. Tamura, T. Goto, N. Yanagi, T. Tanaka, S. Masuzaki, J. Miyazawa, A. Sagara, “Radial-build design and support system for the helical DEMO reactor FFHR-d1”, Fusion Engineering and Design, Vol. 88, Issues 9–10, pp.2033-2037 (2013).						1		1		
207	2013	Atsushi Watanabe, Shinji Ebara, Akio Sagara , Hidetoshi Hashizume, “Evaluation of heat transfer characteristics of a sphere-packed pipe for Flibe blanket”, Fusion Engineering and Design, Vol. 88, Issues 9–10, pp.2357-2360 (2013).			1						1	
208	2013	T. Tanaka, T. Muroga, “Oxide coating fabrication by metal organic decomposition method for liquid blanket systems “, Fusion Engineering and Design, Vol. 88, Issues 9–10, pp.2569–2572 (2013).			1							
209	2013	Takuya Nagasaka, Takeo Muroga, Hideo Watanabe, Takeshi Miyazawa, Masanori Yamazaki, Kenji Shinozaki, “Impact property of low-activation vanadium alloy after laser welding and heavy neutron irradiation”, Journal of Nuclear Materials, Vol. 442, Issues 1-3, Supplement 1, pp.S364-369 (2013).		1								

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
210	2013	Takeshi Miyazawa, Takuya Nagasaka, Yoshimitsu Hishinuma, Takeo Muroga, Yanfen Li, Yuhki Satoh, Sawoong Kim, Hiroaki Abe, "Effect of yttrium on dynamic strain aging of vanadium alloys", Journal of Nuclear Materials, Vol. 442, Issues 1-3, Supplement 1, pp.S341-345 (2013).		1								1
211	2013	P.F. Zheng, T. Nagasaka, T. Muroga, J.M. Chen, "Investigation on mechanical alloying process for vanadium alloys", Journal of Nuclear Materials, Vol. 442, Issues 1-3, Supplement 1, pp.S330-S335 (2013).		1								1
212	2013	T. Muroga, T. Nagasaka, P.F. Zheng, Y.F. Li, H. Watanabe, "Dislocation evolution during thermal creep deformation in V-4Cr-4Ti with various thermal and mechanical treatments", Journal of Nuclear Materials, Vol. 442, Issues 1-3, Supplement 1, pp.S354-359 (2013).		1								
213	2013	H.Y. Fu, J.M. Chen, P.F. Zheng, T. Nagasaka, T. Muroga, Z.D. Li, S. Cui, Z.Y. Xu, "Fabrication using electron beam melting of a V-4Cr-4Ti alloy and its thermo-mechanical strengthening study", Journal of Nuclear Materials, Vol. 442, Issues 1-3, Supplement 1, pp.S336-S340 (2013).		1								1
214	2013	M. Tokitani, S. Masuzaki, N. Yoshida, T. Akiyama, N. Noda, A. Sagara, H. Yamada, T. Muroga, LHD experiment group, S. Nagata, B. Tsuchiya, "Evaluation of the surface morphologies and erosion/deposition profiles on the LHD first-wall by using toroidal array probes", Journal of Nuclear Materials, Vol. 442, Issues 1-3, Supplement 1, pp.S873-S879 (2013).			1							
215	2013	Valentyn Tsisar, Takuya Nagasaka, Takeo Muroga, Takeshi Miyazawa, Olga Yeliseyeva, "Effect of Li on mechanical and corrosion properties of electron beam welds of V-4Ti-4Cr alloy (NIFS-HEAT-2)", Journal of Nuclear Materials, in press (2013).		1	1							
216	2013	D. Kato, M. Goto, S. Morita, I. Murakami, H.A. Sakaue, X.-B. Ding, S. Sudo, C. Suzuki, N. Tamura, N. Nakamura, H. Watanabe, F. Koike, "Observation of visible forbidden lines from highly charged tungsten ions at the Large Helical Device", Physica Scripta, Vol. T156, pp.014081(3pp) (2013).				1						

No.	Year		R&D experiments					Design studies			Non-NIFS researcher as first author	Student as first author
			SC magnet, Cryogenics	Low Activation Material	Blanket /FW	Divertor	Tritium, Safety	Concept, System design	Core plasma control	Plant equipment, Related technology		
217	2013	Satoshi Ito, Kenji Kawai, Yutaro Seino, Tatsuya Ohinata, Yusuke Tanno, Nagato Yanagi, Yoshiro Terazaki, Kyohei Natsume, Shinji Hamaguchi, Hiroki Noguchi, Hitoshi Tamura, Toshiyuki Mito, Akio Sagara, Hidetoshi Hashizume, "Performance of a Mechanical Bridge Joint for 30-kAclass High-temperature Superconducting Conductors", will be published in IEEE Transactions on Applied Superconductivity.	1								1	
計		217	17	25	62	46	56	28	21	11	78	22

参考資料

2. 共同研究一覧

2.1 LHD 計画共同研究

平成 22 年度から平成 25 年度までに行われた LHD 計画共同研究の実績についてまとめた。
核融合科学研究所一般共同研究の共同研究課題：核融合工学研究プロジェクトの小分類：
炉設計研究、超伝導システム研究、炉内材料機器研究、システム・環境安全研究、に従い
各研究課題を分類している。

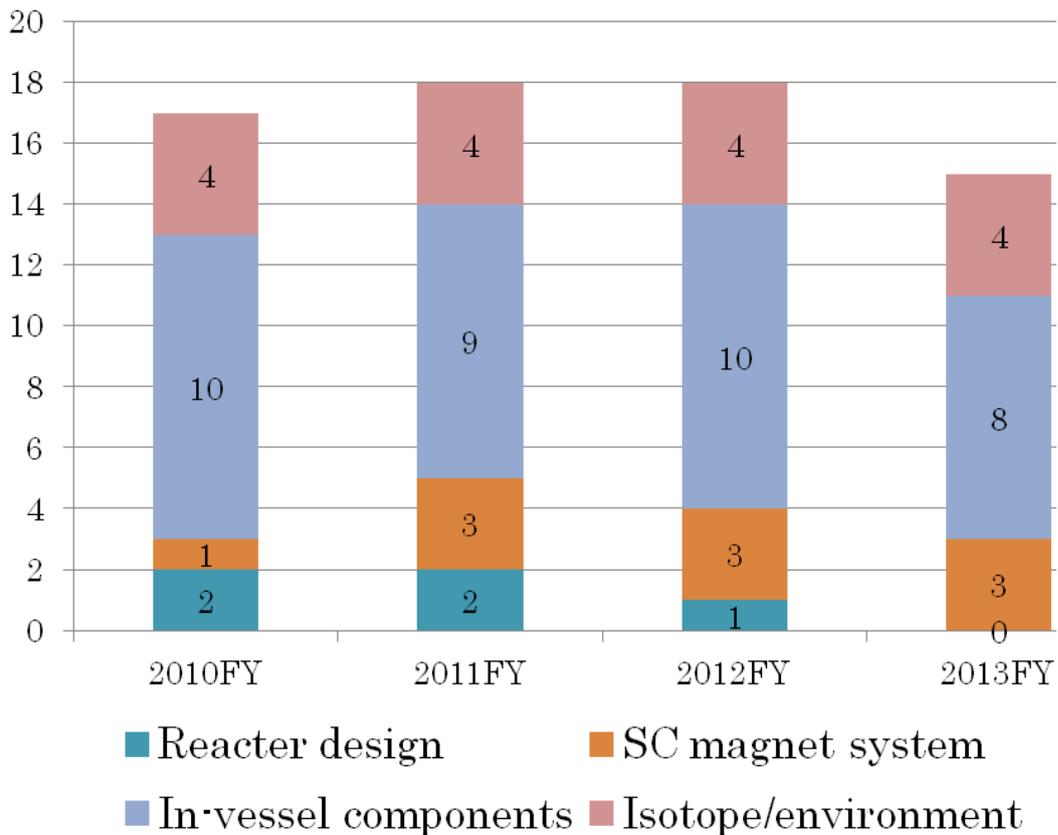


図 LHD project research collaborations by fiscal year

次ページから、採択課題の詳細を年度別に列記する。

LHD 計画共同研究 年度別採択課題 [緑色は新規採択課題]

LHD project research collaborations by fiscal year

平成 25 年度

研究課題	研究代表者	所属
タングステン多価イオンと水素原子衝突における電荷交換反応断面積の絶対値測定	副島浩一	新潟大学・自然科学系理学部
第二世代高温超伝導線材のコイル化技術開発と核融合プラズマ実験装置への応用	小川雄一	東京大学・大学院新領域創成科学研究科
ヘリカル原型炉システム設計をめざしたトリチウム輸送ダイナミクスの解明	奥野健二	静岡大学・理学部
有機結合型トリチウム(OBT)の環境動態	百島則幸	九州大学・アイソトープ総合センター
複合照射環境におけるプラズマ対向壁表面特性変化のその場診断法の提案	宮本光貴	島根大学大学院・総合理工学研究科
中性子照射による超伝導特性変化機構の解明	木須隆暢	九州大学・大学院システム情報科学研究院
ブランケット用低放射化金属系構造部材作製のための異材接合技術開発研究	芹澤 久	大阪大学・接合科学研究所
ヘリカル炉ダイバータの熱粒子負荷変換機器としての基礎工学研究	小西哲之	京都大学・エネルギー理工学研究所
LHD閉ダイバータでの粒子の選択的排気に関する研究	利根川昭	東海大学・理学部
核融合炉の中性子照射環境に対応した高熱流束機器用タングステン材料の開発と製造	長谷川晃	東北大学大学院・工学研究科
熱負荷低減用希ガス注入下のプラズマ壁相互作用	山内有二	北海道大学・大学院工学研究院
高磁場先進超伝導ヘリカル巻線の開発研究	野村新一	明治大学・理工学部
低濃度トリチウムおよび低線量放射線の生物影響解明に向けた新たな試み	笹谷めぐみ	広島大学・原爆放射線医科学研究所
照射損傷を持つタングステン中のリテンションのダイナミクス	上田良夫	大阪大学・大学院工学研究科
ホットラボ用小型ダイバータプラズマ模擬試験装置の開発	大野哲靖	名古屋大学・工学研究科
原型炉燃料サイクルを目指した水素同位体分離技術の開発	杉山貴彦	名古屋大学・大学院工学研究科

平成 24 年度

研究課題	研究代表者	所属
レーザー・イオンビーム誘起アブレーションプラズマを使う壁プラズマ相互作用の研究	田中和夫	大阪大学大学院工学研究科
トロイダルプラズマへの外部ヘリカル磁場の効果	山崎耕造	名古屋大学・大学院工学研究科
窒素を含む多粒子低温プラズマ生成による炭素ダスト成長と水素同位体吸蔵の制御	上杉喜彦	金沢大学・理工研究域電子情報学系

タングステン多価イオンと水素原子衝突における電荷交換反応断面積の絶対値測定	副島浩一	新潟大学・自然科学系理学部
Flibeブランケット実現へ向けた除熱実証研究	橋爪秀利	東北大学・大学院工学研究科
低放射化構造材料のW被覆プロセス技術開発研究	木村晃彦	京都大学・エネルギー理工学研究所
有機結合型トリチウム(OBT)の環境動態	百島則幸	九州大学・アイソトープ総合センター
動物レベルを中心としたトリチウムの生物影響研究	馬田敏幸	産業医科大学・アイソトープ研究センター
核融合炉用超伝導線材の量子ビームを用いた応力・歪効果に関する研究	長村光造	公益財団法人 応用科学研究所
低濃度トリチウムガス捕集・回収システムの設計支援と高度化研究	宗像健三	秋田大学・工学資源学部
第二世代高温超伝導線材のコイル化技術開発と核融合プラズマ実験装置への応用	小川雄一	東京大学・大学院新領域創成科学研究科
核融合炉の中性子照射環境に対応した高熱流束機器用タングステン材料の開発と製造	長谷川晃	東北大学大学院・工学研究科
ヘリカル原型炉システム設計をめざしたトリチウム輸送ダイナミクスの解明	奥野健二	静岡大学・理学部
ブランケット用低放射化金属系構造部材作製のための異材接合技術開発研究	芹澤 久	大阪大学・接合科学研究所
複合照射環境におけるプラズマ対向壁表面特性変化のその場診断法の提案	宮本光貴	島根大学・総合理工学部
中性子照射による超伝導特性変化機構の解明	木須隆暢	九州大学・大学院システム情報科学研究院
ヘリカル炉ダイバータの熱粒子負荷変換機器としての基礎工学研究	小西哲之	京都大学・エネルギー理工学研究所
LHD 閉ダイバータでの粒子の選択的排気に関する研究	利根川昭	東海大学・理学部

平成 23 年度

研究課題	研究代表者	所属
電子ビームイオントラップを用いたタングステン多価イオンの分光計測	中村信行	電気通信大学・レーザー新世代研究センター
レーザー・イオンビーム誘起アブレーションプラズマを使う壁プラズマ相互作用の研究	田中和夫	大阪大学・大学院工学研究科
トロイダルプラズマへの外部ヘリカル磁場の効果	山崎耕造	名古屋大学・大学院工学研究科
窒素を含む多粒子低温プラズマ生成による炭素ダスト成長と水素同位体吸蔵の制御	上杉喜彦	金沢大学・理工研究域
LHD の DD 放電下における第一壁及びダイバータ壁の重水素リテンションと制御	日野友明	北海道大学・大学院工学研究院
LHD 重水素実験のための中性子計測システムの開発	井口哲夫	名古屋大学・大学院工学研究科
Flibeブランケット実現に向けた除熱実証研究	橋爪秀利	東北大学・大学院工学研究科

低放射化構造材料の W 被覆プロセス技術開発研究	木村晃彦	京都大学・エネルギー理工学研究所
有機結合型トリチウム(OBT)の環境動態	百島則幸	九州大学・アイソトープ総合センター
動物レベルを中心としたトリチウムの生物影響研究	馬田敏幸	産業医科大学・アイソトープ研究センター
核融合炉用超伝導線材の量子ビームを用いた応力・歪効果に関する研究	長村光造	財団法人応用科学研究所
低濃度トリチウムガス捕集・回収システムの設計支援と高度化研究	宗像健三	秋田大学・工学資源学部
第二世代高温超伝導線材のコイル化技術開発と核融合プラズマ実験装置への応用	小川雄一	東京大学・大学院新領域創成科学研究科
核融合炉の中性子照射環境に対応した高熱流束機器用タングステン材料の開発と製造	長谷川晃	東北大学・大学院工学研究科
ヘリカル原型炉システム設計をめざしたトリチウム輸送ダイナミクスの解明	奥野健二	静岡大学・理学部
ブランケット用低放射化金属系構造部材作製のための異材接合技術開発研究	芹澤 久	大阪大学・接合科学研究所
複合照射環境におけるプラズマ対向壁表面特性変化のその場診断法の提案	宮本光貴	島根大学・総合理工学部
中性子照射による超伝導特性変化機構の解明	木須隆暢	九州大学・大学院システム情報科学研究院

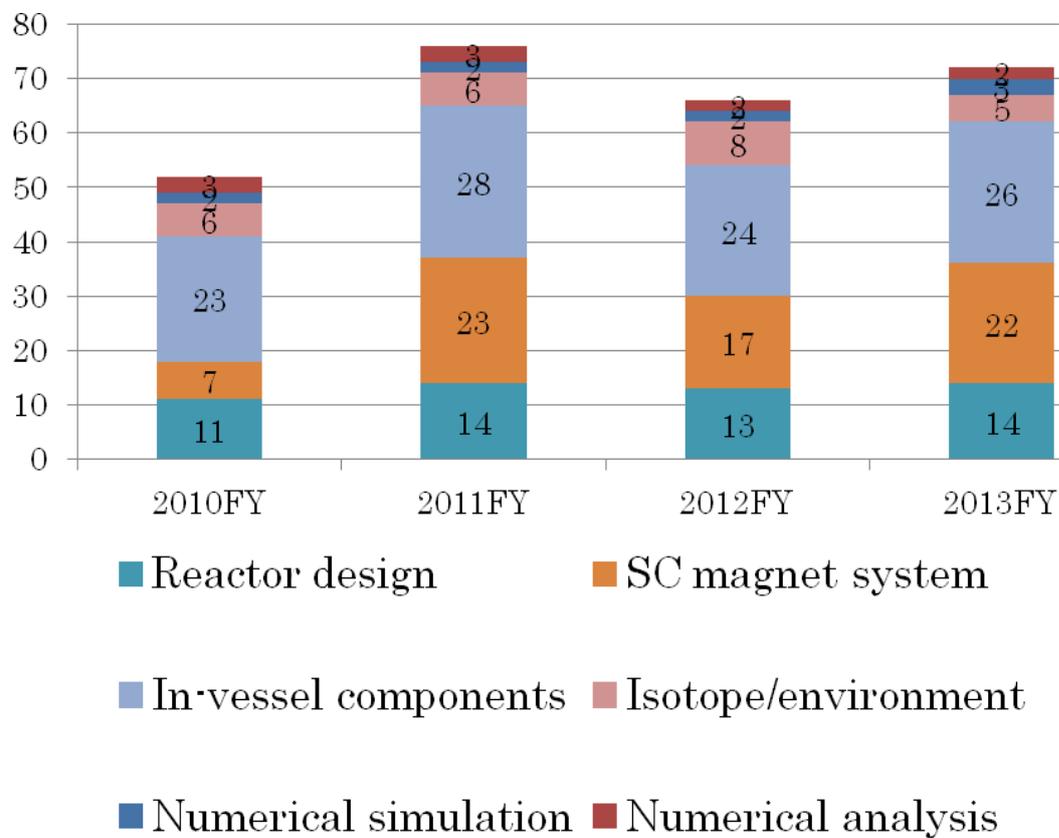
平成 22 年度

研究課題	研究代表者	所属
電子ビームイオントラップを用いたタングステン多価イオンの分光計測	中村信行	電気通信大学・レーザー新世代研究センター
レーザー・イオンビーム誘起アブレーションプラズマを使う壁プラズマ相互作用の研究	田中和夫	大阪大学・大学院工学研究科
トロイダルプラズマへの外部ヘリカル磁場の効果	山崎耕造	名古屋大学・大学院工学研究科
窒素を含む多粒子低温プラズマ生成による炭素ダスト成長と水素同位体吸蔵の制御	上杉喜彦	金沢大学・理工研究域
LHD 用ステンレス鋼材料からのトリチウム放出挙動	松山政夫	富山大学・水素同位体科学研究センター
液体ブランケット材料システムにおける両立性と物質移行に関する研究	寺井隆幸	東京大学・大学院工学系研究科
炭素、水素同位体、ヘリウム同時照射環境での金属-炭素複合堆積層表面の水素同位体滞留評価	大矢恭久	静岡大学・理学部
LHD-DD実験にむけた水素透過の実測と壁面漏洩量の評価	高木郁二	京都大学・大学院工学研究科
LHD の DD 放電下における第一壁及びダイバータ壁の重水素リテンションと制御	日野友明	北海道大学・大学院工学研究院
高熱流プラズマ照射-イオンビーム解析複合装置の開発と水素同位体リテンション量のその場計測	大野哲靖	名古屋大学・大学院工学研究科
LHD 重水素実験のための中性子計測システムの開発	井口哲夫	名古屋大学・大学院工学研究科

Flibe ブランケット実現に向けた除熱実証研究	橋爪秀利	東北大学・大学院工学研究科
低放射化構造材料の W 被覆プロセス技術開発研究	木村晃彦	京都大学・エネルギー理工学研究所
有機結合型トリチウム(OBT)の環境動態	百島則幸	九州大学・アイソトープ総合センター
動物レベルを中心としたトリチウムの生物影響研究	馬田敏幸	産業医科大学・アイソトープ研究センター
核融合炉用超伝導線材の量子ビームを用いた応力・歪効果に関する研究	長村光造	財団法人応用科学研究所
低濃度トリチウムガス捕集・回収システムの設計支援と高度化研究	宗像健三	秋田大学・工学資源学部

2.2 一般共同研究

平成 22 年度から平成 25 年度までに行われた一般共同研究の実績についてまとめた。



☒ General joint research collaborations by fiscal year

次ページから、採択課題の詳細を年度別に列記する。

一般共同研究 年度別採択課題

General joint research collaborations by fiscal year

平成 25 年度

炉設計研究		
研究課題	研究代表者	所属
DT核融合炉におけるトリチウムバランス	西川正史	九州大学・総合理工学研究院
ヘリカル型核融合炉の実用化に向けた遠隔保守作業のためのモバイルロボットの開発	高橋将徳	東海大学・産業工学部
プラズマ対向機器の熱負荷応答の数値シミュレーション	野上修平	東北大学・大学院工学研究科
核融合炉用資源供給を目的とした自然水中のリチウム同位体比の調査	和嶋隆昌	秋田大学大学院・工学資源学研究科
核融合炉の放射性廃棄物対策	柳原 敏	福井大学・附属国際原子力工学研究所
核融合炉の特徴を活かした発電用熱機関の概念設計	近藤正聡	東海大学・工学部・原子力工学科
高熱伝導性ポーラス体を用いたガス冷却ダイバータの可能性評価	結城和久	山口東京理科大学・工学部
任意波形・任意力率マトリクスコンバータの特性測定	中村一男	九州大学・応用力学研究所
シアネートエステル系有機絶縁材料の照射効果に関する研究	西嶋茂宏	大阪大学・大学院工学研究科
核融合炉心プラズマの総合的な制御・運転に関する研究	小川雄一	東京大学・大学院新領域創成科学研究科
FFHR 炉の密度, 温度分布変化がイグニッション特性に及ぼす研究	御手洗修	東海大学・熊本教養教育センター
ヘリカル型原型炉に向けた安全概念設計研究	相良明男	核融合科学研究所・核融合工学研究総主幹
溶融塩ブランケット用 Flinabe の水素輸送物性予測研究	深田 智	九州大学・大学院総合理工学研究院
有孔試験片による超電導マグネット絶縁用複合材料システムの極低温引張疲労強度評価	進藤裕英	東北大学・大学院工学研究科

超伝導システム研究		
研究課題	研究代表者	所属
液体水素温度下におけるCu添加MgB2超伝導線材の超伝導特性	菱沼良光	核融合科学研究所・核融合システム研究系
超伝導コイル用直列補償型サイリスタ変換器の可能性研究	野村新一	明治大学・理工学部
大型ケーブル・イン・コンジット導体のジョイント部の特性解析に関する研究	津田 理	東北大学・大学院工学研究科
核融合用超電導 CIC 導体における素線間接触抵抗の電磁気学及び構造力学的検討	谷貝 剛	上智大学 理工学部 機能創造理工学科

低周波送電を用いた超伝導コイル電源システムの検討	伊瀬敏史	大阪大学大学院・工学研究科
超伝導線材の臨界電流に及ぼす応力ひずみおよびそれら履歴の影響	笠場孝一	富山大学大学院・理工学研究部
リアクト&ワインド法によるコイル化を指向した A15 相化合物系超伝導線材の検討	菊池章弘	(独)物質・材料研究機構・超伝導線材ユニット
大型ケーブル・イン・コンジット導体の接続部試験法の研究	小泉徳潔	日本原子力研究開発機構・超伝導コイル開発グループ
高精度部分放電検出技術を用いた LHD 電気絶縁の高信頼化に関する研究	長尾雅行	豊橋技術科学大学大学院・工学研究科
Ti-Ga 化合物を Ga 源とした V ₃ Ga 超伝導線材の微細構造	西村克彦	富山大学大学院・理工学部研究部
超伝導コイルクエンチ発生時の冷媒沸騰過程の解明と制御	辻 義之	名古屋大学大学院・工学研究科
外部 Mg 拡散法による MgB ₂ 超伝導線材の超伝導特性	山田 豊	東海大学・工学部
Y系高温超伝導電流リードの研究開発	山田 豊	東海大学・工学部
ホウ素同位体を原料とした MgB ₂ 低放射化超伝導線材の微細構造観察	波多 聡	九州大学大学院・総合理工学研究院・融合創造理工学部門
希土類組成勾配法により作製した大型単結晶超伝導バルクの機械的特性に関する研究	村上 明	一関工業高等専門学校・機械工学科
核融合炉用高温超伝導導体の大電流容量化に関する基礎研究	岩熊成卓	九州大学・システム情報科学研究院
高断面アスペクト比のテープ導体を用いる超伝導パルスコイルの高性能化	川越明史	鹿児島大学大学院・理工学研究科
GM 冷凍機の蓄冷材節約方法の実験的研究	増山新二	大島商船高等専門学校・電子機械工学科
He II-He I 相転移界面における熱伝達に関する研究	木村誠宏	高エネルギー加速器研究機構・共通基盤研究施設・超伝導低温工学センター
分割型マグネット構造設計と高温超伝導導体接合部の開発	伊藤 悟	東北大学・大学院工学研究科
大型超伝導マグネット冷却のためのダイナミックシミュレーターの開発	岡村崇弘	高エネルギー加速器研究機構・素粒子原子核研究所・物理第一研究系
応用超伝導システムのための電流リードの性能評価	河原敏男	中部大学 藤原洋記念超伝導・持続可能エネルギー研究センター

炉内材料機器研究		
研究課題	研究代表者	所属
低放射化フェライト/マルテンサイト鋼の水素同位体・ヘリウム挙動に及ぼす混合プラズマ照射効果に関する研究	信太祐二	北海道大学・大学院工学研究院

プラズマ対向壁における複合イオン照射下水素同位体リサイクリング定量評価	大矢恭久	静岡大学・理学部・准教授
セラミック材料の水素透過特性に対する電界および放射線の影響に関する研究	飯田敏行	大阪大学・工学研究科
プラズマ対向材料堆積層における水素同位体交換に関する研究	片山一成	九州大学・大学院総合理工学研究院
遮蔽ブランケット用セラミック材料の熱拡散率測定	阿子島めぐみ	(独)産業技術総合研究所・計測標準研究部門
第2周期軽元素の原子分子データベースの作成およびアップデート	北島昌史	東京工業大学・大学院理工学研究科化学専攻
タングステンプラズマ対向材料の表面変質に関する研究	徳永和俊	九州大学・応用力学研究所
中性子後方散乱断面積ベンチマーク実験手法開発研究	村田 勲	大阪大学・工学研究科
堆積層中における水素同位体・捕獲特性および除染に関する基礎研究	鳥養祐二	富山大学・水素同位体科学研究センター
微小試験片を用いたバナジウム合金の破壊靱性評価におけるサイズ効果補正技術の開発	山本琢也	Univ. California Santa Barbara Dept. of Chemical Engineering
LHD ダイバータ用 VPS タングステン被覆炭素材の開発	吉田直亮	九州大学・応用力学研究所
水素化物材料の DT 核融合炉における中性子遮蔽への適用研究	牟田浩明	大阪大学・大学院工学研究科
高温環境下における酸化物分散強化鋼の機械的化学的特性	阿部弘亨	東北大学・金属材料研究所
Flibe ブランケット第一壁冷却のための伝熱流動研究	橋爪秀利	東北大学・工学研究科
He バブルによる照射硬化メカニズムの解明	藪内聖皓	東北大学・工学研究科
核融合炉液体ブランケットにおける機能性材料の自己修復性に関する研究	近藤正聡	東海大学・工学部・原子力工学科
液体増殖ブランケット用酸化物二重被覆層の微細構造解析	松田健二	富山大学大学院・理工学部研究部
タングステン表面上の fuzz 構造形成過程のその場観察	宮本光貴	島根大学大学院・総合理工学研究院
水素同位体イオン照射されたシリコン炭化物表面の照射誘起欠陥形成機構の解明	土屋 文	名城大学・理工学部教養教育
低放射化材料の極表面強度特性に及ぼすイオン照射影響	笠田竜太	京都大学・エネルギー理工学研究所
水素リサイクリングに対する反射水素励起状態の影響	坂本瑞樹	筑波大学・数理物質系
金属層構造最適化による三面複層コーティング流路の先進設計	伊藤 悟	東北大学・大学院工学研究科
SiC/SiC 複合材料における疲労損傷形成および成長の評価	野上修平	東北大学・大学院工学研究科
ステンレス薄板を透過する水素の電子衝撃脱離法による計測	高木祥示	東邦大学・理学部
SiC/SiC 材料の燃料水素リテンションとその低減	日野友明	北海道大学・工学研究院
初期核沸騰状態からの質量流量急減に伴う SUS304 円管内水の強制対流サブクール沸騰過渡限界熱流束	畑 幸一	京都大学・エネルギー理工学研究所

システム・環境安全研究		
研究課題	研究代表者	所属
細孔径を制御したシリカメソ多孔体の水素同位体分離能の評価	田口 明	富山大学・水素同位体科学研究センター
圧力スイング低温吸着法水素同位体分離システムの設計問題	古藤健司	九州大学・大学院工学研究院
プロトン伝導性酸化物を用いた水素同位体分離	松本広重	九州大学・稲盛フロンティア研究センター
マイクロ波大気圧プラズマによる炭化水素の燃焼	江角直道	長野工業高等専門学校・電子制御工学科
放射線教育の実践的研究	福德康雄	国立大学法人鹿児島大学・自然科学教育研究支援センター

数値実験研究プロジェクト		
研究課題	研究代表者	所属
原型炉に向けた周辺・炉心プラズマ統合モデリングによるダイバータ熱・粒子制御研究	星野一生	独立行政法人日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門
高温超伝導薄膜内を流れる遮蔽電流密度の高性能解析	神谷 淳	山形大学・大学院理工学研究科
D 型磁気面形状を有するヘリカル炉における高エネルギー粒子の閉じ込め特性	渡辺二太	核融合科学研究所・名誉教授

LHD 数値解析サーバー利用共同研究		
研究課題	研究代表者	所属
ヘリオトロン型核融合原型炉 FFHR-d1 の炉心プラズマ平衡解析	後藤拓也	核融合科学研究所・核融合システム研究系
核融合炉設計における炉心プラズマとダイバータの制御性に関するシミュレーション研究	小川雄一	東京大学大学院・新領域創成科学研究科

平成 24 年度

炉設計研究		
研究課題	研究代表者	所属
定常ヘリカル型原型炉に向けた概念設計研究	相良明男	核融合科学研究所・核融合工学研究総主幹
統合設計コードによる核融合炉システムの標準化に向けた研究	小川雄一	東京大学・大学院新領域創成科学研究科
任意波形・任意力率・高速応答マトリクスコンバータの開発研究	中村一男	九州大学・応用力学研究所
放射線照射による超伝導磁石用有機絶縁材料の劣化過程に関する研究	西嶋茂宏	大阪大学・大学院工学研究科・教授
機能性ポーラス体を用いた FFHR ダイバータの高効率除熱手法の開発	結城和久	山口東京理科大学・工学部

磁場核融合炉のエネルギー収支率(EPR)の評価	山崎耕造	名古屋大学・大学院工学研究科エネルギー理工学専攻
FFHR 炉のイグニッションにおけるイオン-電子エネルギー閉じ込め時間比依存性の研究	御手洗 修	東海大学・熊本教養教育センター
DT 核融合炉におけるトリチウムバランス	西川正史	九州大学・総合理工学研究院
プラズマ対向機器の熱負荷応答の数値シミュレーション	野上修平	東北大学・大学院工学研究科
非金属構造材料による超伝導コイルの熱的安定性に関する研究	高尾智明	上智大学・理工学部
ヘリカル型核融合炉の実用化に向けた遠隔保守作業のためのモバイルロボットの開発	高橋将徳	東海大学・産業工学部
有孔試験片による超電導マグネット絶縁用複合材料システムの極低温引張強さ評価	進藤裕英	東北大学・大学院工学研究科
核融合炉用資源供給を目的とした自然水中のリチウム同位体比の調査	和嶋隆昌	秋田大学大学院・工学資源学研究所
核融合炉の放射性廃棄物対策	柳原 敏	福井大学・附属国際原子力工学研究所

超伝導システム研究		
研究課題	研究代表者	所属
核融合装置用酸化物超伝導導体の低交流損失化に関する基礎研究	岩熊成卓	九州大学・大学院システム情報科学研究所
分割型高温超伝導マグネットのための YBCO 導体の着脱可能な接合方法の研究	伊藤 悟	東北大学・大学院工学研究科
酸化物高温超伝導バルク緻密材の大気中における作製と破壊強度特性の評価	村上 明	一関工業高等専門学校・機械工学科
大型ケーブル・イン・コンジット導体のジョイント部の特性解析に関する研究	津田 理	東北大学・大学院工学研究科
無冷媒冷却システムを目指した高効率冷凍機の開発	増山新二	大島商船高等専門学校・電子機械工学科
超伝導応用システムのための電流リードの熱解析の研究	河原敏男	中部大学・藤原洋記念超伝導・持続可能エネルギー研究センター
LHD ヘリカルコイル導体の常伝導伝播・回復時の発熱量変化の詳細評価	白井康之	京都大学・エネルギー科学研究科
液体水素温度下における Cu 添加 MgB ₂ 超伝導線材の超伝導特性	菱沼良光	核融合科学研究所・核融合システム研究系
超伝導コイル用直列補償型サイリスタ変換器の可能性研究	野村新一	明治大学・理工学部
核融合用超電導 CIC 導体における素線間接触抵抗の電磁気学及び構造力学的検討	谷貝 剛	上智大学・理工学部機能創造理工学科
GM 冷凍機の精密温度制御	長谷川靖洋	埼玉大学・大学院理工学研究科
高アスペクト比断面の超伝導テープ線材を用いた大容量転位導体の開発	川越明史	鹿児島大学大学院・理工学研究科

ホウ素同位体を原料としたMgB2低放射化超伝導線材の微細構造観察	波多 聰	九州大学大学院・総合理工学研究院・融合創造理工学部門
超伝導コイルクエンチ発生時の冷媒沸騰過程の解明と制御	辻 義之	名古屋大学・工学研究科
高精度部分放電検出技術を用いた LHD 電気絶縁の高信頼化に関する研究	長尾雅行	豊橋技術科学大学大学院・工学研究科
核融合用大型超伝導マグネットの交流損失および安定性に関する研究	中村一也	上智大学・理工学部
Ti-Ga 化合物を Ga 源とした V ₃ Ga 超伝導線材の微細構造	川畑常眞	富山大学大学院・理工学部研究部
大型ケーブル・イン・コンジット導体の接続部試験法の研究	小泉徳潔	日本原子力研究開発機構・ITER 超伝導磁石開発グループ
外部 Mg 拡散法による MgB2 超伝導線材の超伝導特性	山田 豊	東海大学・工学部材料科学科
Y 系高温超伝導電流リードの研究開発	山田 豊	東海大学・工学部材料科学科
リアクト&ワインド法によるコイル化を指向した A15 相化合物系超伝導線材の検討	菊池章弘	(独)物質・材料研究機構・超伝導線材ユニット
超伝導線材の臨界電流に及ぼす応力ひずみおよびそれら履歴の影響	笠場孝一	富山大学・大学院理工学研究部(工学)
低周波送電を用いた超伝導コイル電源システムの検討	伊瀬敏史	大阪大学・大学院工学研究科

炉内材料機器研究		
研究課題	研究代表者	所属
液体増殖ブランケット用酸化物絶縁被覆材料の微細構造解析	松田健二	富山大学大学院・理工学部研究部
微小試験片を用いた低放射化フェライト鋼の疲労寿命評価	野上修平	東北大学・大学院工学研究科
液体ブランケット二重冷却システム用炭化珪素材料の開発	檜木達也	京都大学・エネルギー理工学研究所
ヘリウム照射材における格子欠陥形成過程の解明～分子動力学法を用いたアプローチ	岩切宏友	琉球大学・教育学部
ブランケット用機能材料の分光測定法による特性評価	長崎正雅	名古屋大学・エコトピア科学研究所
プラズマ診断用ミラー材の表面特性に与える複合イオン照射および熱負荷効果	宮本光貴	島根大学・総合理工学部
三面複層コーティング流路の熱流動工学設計	伊藤 悟	東北大学・大学院工学研究科
核融合炉材料中の中性子照射欠陥によるトリチウム捕捉効果	波多野雄治	富山大学・水素同位体科学研究センター
低放射化フェライト/マルテンサイト鋼の水素同位体・ヘリウム挙動に及ぼす混合プラズマ照射効果に関する研究	信太祐二	北海道大学・大学院工学研究院
プラズマ対向壁における複合イオン照射下水素同位体リサイクリング定量評価	大矢恭久	静岡大学・理学部

遮蔽ブランケット用セラミック材料の熱拡散率測定	阿子島めぐみ	(独)産業技術総合研究所・計測標準研究部門
高温環境下における酸化物分散強化鋼の機械的化学的特性	阿部弘亨	東北大学・金属材料研究所
LHD ダイバータ用 VPS タングステン被覆炭素材の開発	吉田直亮	九州大学・応用力学研究所
高熱伝導性を有する鉄鋼系複合部材の開発	橋本直幸	北海道大学・大学院工学研究院
電気インピーダンス測定法を応用した液体ブランケットの腐食メカニズム解明に関する研究	近藤正聡	東海大学・工学部・原子力工学科
微小試験片を用いたバナジウム合金の破壊靱性評価におけるサイズ効果補正技術の開発	山本琢也	Univ. California Santa Barbara Dept. of Chemical Engineering
中性子後方散乱断面積ベンチマーク実験手法開発研究	村田 勲	大阪大学・工学研究科
核融合プラズマ装置で発生した微粒子ダストの可視化	朝倉伸幸	日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門、核融合炉システム研究グループ
堆積層中における水素同位体の捕獲特性および除染に関する基礎研究	鳥養祐二	富山大学・水素同位体科学研究センター
水素同位体イオン照射下におけるシリコン炭化物の動的照射誘起効果に関する研究	土屋 文	名城大学・理工学部教養教育
タングステンプラズマ対向材料の表面変質に関する研究	徳永和俊	九州大学・応用力学研究所
高繰り返しNd:YAGトムソン計測のための新しいデータ処理システムの開発	南 貴司	京都大学エネルギー理工学研究所
SiC/SiC 材料の核融合ブランケット及び第一壁への適合性	日野友明	北海道大学・大学院工学研究院
捻りテープ挿入 SUS304 円管内水の強制対流サブクール沸騰過渡限界熱流束	畑 幸一	京都大学・エネルギー理工学研究所
セラミック材料の水素透過特性に対する電界および放射線の影響に関する研究	飯田敏行	大阪大学・工学研究科
プラズマ対向材料堆積層における水素同位体交換に関する研究	片山一成	九州大学・大学院総合理工学研究院
第2周期軽元素の原子分子データベースの作成およびアップデート	北島昌史	東京工業大学・大学院理工学研究科化学専攻
水素化物材料の DT 核融合炉における中性子遮蔽への適用研究	牟田浩明	大阪大学・大学院工学研究科

システム・環境安全研究		
研究課題	研究代表者	所属
大気圧プラズマによる水素同位体燃焼反応過程の解明	江角直道	長野工業高等専門学校・電子制御工学科
海水から回収したリチウムの同位体比の測定	吉塚和治	北九州市立大学・国際環境工学研究科

圧力スイング低温吸着法水素同位体分離システムの設計問題	古藤健司	九州大学・大学院工学研究院
プロトン伝導性酸化物の同位体効果を利用した水素同位体の分離	松本広重	九州大学・稲盛フロンティア研究センター
高分子膜除湿装置のトリチウム除染への応用	松嶋 聡	日本原子力研究開発機構 敦賀本部 原子炉廃止措置研究開発センター 技術開発部
細孔径を制御したメソ多孔体の水素同位体分離能の評価	田口 明	富山大学・水素同位体科学研究センター

数値実験研究プロジェクト		
研究課題	研究代表者	所属
原型炉に向けた周辺・炉心プラズマ統合モデリングによるダイバータ熱・粒子制御研究	星野一生	独立行政法人日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門
LHD型ヘリカル炉のジュール加熱による核融合点火のシミュレーション研究	渡辺二太	核融合科学研究所・名誉教授

LHD 数値解析サーバー利用共同研究		
研究課題	研究代表者	所属
ヘリカル型定常核融合炉用コイル群の最適化解析	渡辺二太	核融合科学研究所・名誉教授
ヘリオトロン型核融合原型炉 FFHR-d1 の炉心プラズマ平衡解析	後藤拓也	核融合科学研究所・核融合システム研究系
核融合炉設計における炉心プラズマとダイバータの制御性に関するシミュレーション研究	小川雄一	東京大学大学院・新領域創成科学研究科

平成 23 年度

炉設計研究		
研究課題	研究代表者	所属
仮想き裂硬化曲線を用いた円周切欠き丸棒によるR曲線法破壊靱性試験の開発	笠場孝一	富山大学大学院・理工学研究部
定常ヘリカル型原型炉に向けた概念設計研究	相良明男	核融合科学研究所・核融合工学研究総主幹
DT 核融合炉におけるトリチウムバランス	西川正史	九州大学大学院・総合理工学研究院
統合設計コードによる核融合炉システムの標準化に向けた研究	小川雄一	東京大学・大学院新領域創成科学研究科
核融合炉 Flibe ブランケットにおける水素同位体回収率向上と透過低減の実験的評価	深田 智	九州大学・大学院総合理工学研究院
核融合炉用資源供給を目的としたリチウム回収技術の開発	和嶋隆昌	秋田大学・工学資源学部
高熱伝導な非金属による冷却とコイル安定化に関する研究	高尾智明	上智大学・理工学部

放射線照射による超伝導磁石用有機絶縁材料の劣化過程に関する研究	秋山庸子	大阪大学・大学院工学研究科
機能性ポーラス体を用いた FFHR ダイバータの高効率除熱手法の開発	結城和久	山口東京理科大学・工学部
超電導マグネット絶縁用複合材料システムの極低温せん断モード疲労はく離進展	進藤裕英	東北大学・大学院工学研究科
磁場核融合炉のエネルギー収支率(EPR)の評価	山崎耕造	名古屋大学・大学院工学研究科
FFHR 炉の熱不安定イグニッション接近時の加熱パワーのフィードバック制御法の探索	御手洗修	東海大学・熊本教養教育センター
任意波形・任意力率・高速応答マトリクスコンバータの開発研究	中村一男	九州大学・応用力学研究所

超伝導システム研究		
研究課題	研究代表者	所属
YBCO テープ線材を用いた超伝導電流リードの研究開発	山田 豊	東海大学・工学部
高強度 Bi-2212 超伝導線材の銀シース断面構成の検討	山田 豊	東海大学・工学部
核融合装置用酸化物超伝導導体の低交流損失化に関する基礎研究	岩熊成卓	九州大学・大学院システム情報科学研究所
直流配電を適用した核融合用電源システムの検討	伊瀬敏史	大阪大学大学院・工学研究科
超電導電磁石システム用冷却流路内における超臨界ヘリウムの乱流制御に関する基礎研究	岡村崇弘	高エネルギー加速器研究機構・素粒子原子核研究所・物理第一研究系/クライオジェニックグループ
液体 He 乱流における速度変動場の計測法の開発	辻 義之	名古屋大学・大学院工学研究科
分割型高温超伝導マグネットのための YBCO 導体の着脱可能な接合方法の研究	伊藤 悟	東北大学・大学院工学研究科
酸化物高温超伝導バルク緻密材の大気中における作製と破壊強度特性の評価	村上 明	一関工業高等専門学校・機械工学科
大型ケーブル・イン・コンジット導体のジョイント部の特性解析に関する研究	濱島高太郎	東北大学・大学院工学研究科
無冷媒冷却システムを目指した高効率冷凍機の開発	増山新二	大島商船高等専門学校・電子機械工学科
超伝導応用システムのための電流リードの熱解析の研究	河原敏男	中部大学 藤原洋記念超伝導・持続可能エネルギー研究センター
LHD ヘリカルコイル導体の常伝導伝播・回復時の発熱量変化の詳細評価	白井康之	京都大学・エネルギー科学研究科
液体水素温度下における Cu 添加 MgB ₂ 超伝導線材の超伝導特性	菱沼良光	核融合科学研究所・核融合システム研究系
超伝導コイル用直列補償型サイリスタ変換器の可能性研究	野村新一	明治大学・理工学部

核融合用超電導 CIC 導体における素線間接触抵抗の電磁気学及び構造力学的検討	谷貝 剛	上智大学・理工学部 機能創造理工学科
GM 冷凍機の精密温度制御	長谷川靖洋	埼玉大学・大学院理工学研究科
高アスペクト比断面の超伝導テープ線材を用いた大容量転位導体の開発	川越明史	鹿児島大学・大学院理工学研究科

炉内材料機器研究		
研究課題	研究代表者	所属
水素同位体および炭化水素の原子分子データベースの作成	北島昌史	東京工業大学・大学院理工学研究科化学専攻
ダイバータ領域における極低エネルギー重金属多価イオンの電子捕獲反応断面積の絶対値測定	副島浩一	新潟大学・自然科学系
SiC/SiC 複合材料の核融合炉への適合性評価	日野友明	北海道大学・大学院工学研究院
液体増殖ブランケット用酸化物絶縁被覆材料の微細構造解析	松田健二	富山大学大学院・理工学部研究部
微小試験片を用いた低放射化フェライト鋼の疲労寿命評価	野上修平	東北大学・大学院工学研究科
核融合実用炉ブランケット用シリコン炭化物の電気特性に対する動的照射誘起効果	土屋 文	名城大学・理工学部教養教育
積算型蛍光ガラス線量計の核融合ニュートロニクス計測への適用研究	飯田敏行	大阪大学大学院・工学研究科
液体ブランケット二重冷却システム用炭化珪素材料の開発	檜木達也	京都大学・エネルギー理工学研究所
熱時効及びクリープ変形によるバナジウム合金中のチタン析出物成長過程	福元謙一	福井大学・附属国際原子力工学研究所
ヘリウム照射材における格子欠陥形成過程の解明～分子動力学法を用いたアプローチ	岩切宏友	琉球大学・教育学部
熱負荷を受けた低放射性構造材料の微細組織と強度に及ぼすイオン照射効果	渡辺英雄	九州大学・応用力学研究所
ブランケット用機能材料の分光測定法による特性評価	長崎正雅	名古屋大学・エコトピア科学研究所
プラズマ診断用ミラー材の表面特性に与える複合イオン照射および熱負荷効果	宮本光貴	島根大学・総合理工学部
レーザー衝撃法を用いた耐食性MHD被覆界面の機械強度の評価	佐藤 学	八戸工業大学・工学部
短い垂直円管内水の過渡乱流熱伝達	畑 幸一	京都大学・エネルギー理工学研究所
三面複層コーティング流路の熱流動工学設計	伊藤 悟	東北大学・大学院工学研究科
中性子による核変換を考慮したタングステン照射損傷機構の解明	長谷川晃	東北大学・大学院工学研究科
核融合炉材料中の中性子照射欠陥によるトリチウム捕捉効果	波多野雄治	富山大学・水素同位体科学研究センター
ダイバータ核融合プラズマ界面で生成される中温・高密度タングステンの導電率・熱伝導特性解析	佐々木徹	長岡技術科学大学・電気系

低放射化フェライト/マルテンサイト鋼の水素同位体・ヘリウム挙動に及ぼす混合プラズマ照射効果に関する研究	信太祐二	北海道大学・大学院工学研究院
微粒子中の水素同位体リテンション評価	朝倉伸幸	日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門
プラズマ対向壁における複合イオン照射下水素同位体リサイクリング定量評価	大矢恭久	静岡大学・理学部
低速多価イオンビームを用いたセラミックスコーティング性能評価法の開発	加藤太治	核融合科学研究所・ヘリカル研究部
ダイバータ用 VPS タングステン被覆炭素材の耐熱負荷特性に関する微視的研究	渡辺英雄	九州大学・応用力学研究所

システム・環境安全研究		
研究課題	研究代表者	所属
クリプタンド樹脂を用いた置換クロマトグラフィ Li 同位体分離	杉山貴彦	名古屋大学・大学院工学研究科
多塔式 PSA 法水素同位体分離システム性能試験研究	古藤健司	九州大学・大学院工学研究院
NIFS サイト近傍におけるトリチウム環境動態評価モデルに関する研究	高橋知之	京都大学・原子炉実験所
排気系における水素同位体及び炭素挙動に関する研究	片山一成	九州大学・大学院総合理工学研究院
大気圧プラズマによる水素同位体燃焼反応過程の解明	江角直道	長野工業高等専門学校・電子制御工学科
プロトン伝導性酸化物を用いた水素同位体検知に関する研究	松本広重	九州大学・稲盛フロンティア研究センター
イメージングプレートによる中性子放射化物中のトリチウム評価	大内浩子	東北大学・大学院薬学研究科
海水から回収したリチウムの同位体比の測定	吉塚和治	北九州市立大学・国際環境工学部 大学院国際環境工学研究科

数値実験研究プロジェクト		
研究課題	研究代表者	所属
原型炉へ向けた周辺・炉心プラズマ統合モデリング	日渡良爾	(財)電力中央研究所・原子力技術研究所
LHD型ヘリカル炉のジュール加熱による核融合点火のシミュレーション研究	渡辺二太	核融合科学研究所・名誉教授

LHD 数値解析サーバー利用共同研究		
研究課題	研究代表者	所属
ヘリカル型定常核融合炉用コイル群の最適化解析	渡辺二太	核融合科学研究所・名誉教授
ヘリオトロン型核融合原型炉 FFHR-d1 の炉心プラズマ平衡解析	後藤拓也	核融合科学研究所・核融合システム研究系

平成 22 年度

炉設計研究		
研究課題	研究代表者	所属
液体ブランケットにおける印加磁場下の熱輸送機構に関する研究	佐竹信一	東京理科大学・基礎工学部
ヘリカル炉とトカマク炉の経済性および環境評価	山崎耕造	名古屋大学・大学院工学研究科エネルギー理工学専攻
ペルチェ電流リードの動作特性の解析コードの開発	山口作太郎	中部大学・藤原洋記念超伝導・持続可能エネルギー研究センター
コンパクト FFHR ヘリカル核融合炉のイグニッション運転の研究	御手洗修	東海大学・熊本教養教育センター
分割型高温超伝導マグネットのための YBCO 導体の着脱可能な接合方法の研究	伊藤 悟	東北大学・大学院工学研究科
定常ヘリカル型原型炉に向けた概念設計研究	相良明男	核融合科学研究所・核融合システム研究系
統合設計コードによる核融合炉システムの標準化に向けた研究	小川雄一	東京大学・大学院新領域創成科学研究科
核融合炉 Flibe ブランケットにおける水素同位体回収率向上と透過低減の実験的評価	深田 智	九州大学・大学院総合理工学研究院
ニュートロニクスに基づく先進液体ブランケットの詳細設計研究	田中照也	核融合科学研究所・核融合システム研究系
SiC/SiC 複合材料の核融合炉への適合性評価	日野友明	北海道大学・大学院工学研究院
DT 核融合炉におけるトリチウムバランス	西川正史	九州大学・総合理工学研究院

超伝導システム研究		
研究課題	研究代表者	所属
V-Ga 化合物を Ga 源とした V_3Ga 超伝導線材の開発	菊池章弘	物質・材料研究機構・超伝導材料センター
有機物電気絶縁材料の照射効果	秋山庸子	大阪大学・大学院工学研究科
中性子照射欠陥による A15 型超伝導体のピンニング特性	木内 勝	九州工業大学・大学院情報工学研究院・電子情報工学研究系
高強度 Bi-2212 超伝導線材の銀シース断面構成の検討	山田 豊	東海大学・工学部材料工学科
仮想き裂硬化曲線を用いた円周切欠き丸棒による R 曲線法破壊靱性試験の開発	笠場孝一	富山大学・大学院理工学研究部・准教授
高熱伝導な非金属による冷却とコイル安定化に関する研究	高尾智明	上智大学・理工学部
超電導マグネット絶縁用複合材料システムの極低温混合モード疲労はく離進展	進藤裕英	東北大学・大学院工学研究科

炉内材料機器研究		
研究課題	研究代表者	所属
短い水平円管内水の強制対流サブクール沸騰限界熱流束	畑 幸一	京都大学・エネルギー理工学研究所
酸化エルビウム被覆の照射誘起発光による特性評価	長崎正雅	名古屋大学・エコトピア科学研究所
三面複層コーティングを用いた液体ブランケットの流動特性	伊藤 悟	東北大学・大学院工学研究科
鉛リチウム流動場におけるアルミ耐食膜の共存性に関する研究	高橋 実	東京工業大学・原子炉工学研究所
ヘリウム照射した高融点プラズマ対向材料の損耗過程に与える熱負荷効果	宮本光貴	島根大学・総合理工学部
FFHR ダイバータ冷却のためのハイブリッド型EVAPORATORの性能評価	結城和久	山口東京理科大学・工学部機械工学科
W プラズマ被覆低放射性構造材料の内部組織	渡辺英雄	九州大学・応用力学研究所・プラズマ・材料力学部門
レーザー衝撃法を用いた第一壁コーティング皮膜の機械強度の評価	佐藤 学	八戸工業大学・機械情報技術学科
タングステンプラズマ対向材料の表面組成・状態分析による物質移行の解明	徳永和俊	九州大学・応用力学研究所
照射材料における水素同位体の捕獲特性	岩切宏友	琉球大学・教育学部
Flinak 熔融塩系での、鋼材の電気化学的表面窒化に関する研究	伊藤靖彦	同志社大学・理工学部環境システム学科
液体増殖ブランケット用酸化物絶縁被覆材料の微細構造解析	松田健二	富山大学・大学院理工学研究部
低放射化構造材料を用いた異材溶接技術の開発	長谷川晃	東北大学・大学院工学研究科
微小試験片を用いた低放射化フェライト鋼の疲労寿命評価	野上修平	東北大学・大学院工学研究科
核融合炉用資源供給を目的としたリチウム回収技術の開発	和嶋隆昌	秋田大学・工学資源学部
核融合炉材料劣化の照射場依存性評価	森下和功	京都大学・エネルギー理工学研究所
耐クリープ性と耐照射性に優れる再結晶ナノ組織V-1.6Y-8W-0.8TiC合金の開発	栗下裕明	東北大学・金属材料研究所・附属量子エネルギー材料科学国際研究センター
トリチウム、照射、熱流動研究の総合化	奥野健二	静岡大学・理学部
核融合実用炉ブランケット用シリコン炭化物の電気特性に対する動的照射誘起効果	土屋 文	名城大学・理工学部
積算型蛍光ガラス線量計の核融合ニュートロニクス計測への適用研究	飯田敏行	大阪大学・大学院工学研究科
クリプタンド樹脂を用いた置換クロマトグラフィ Li 同位体分離	杉山貴彦	名古屋大学・大学院工学研究科

液体ブランケット二重冷却システム用炭化珪素材料の開発	檜木達也	京都大学・エネルギー理工学研究所
熱時効及びクリープ変形によるバナジウム合金中のチタン析出物成長過程	福元謙一	福井大学・附属国際原子力国学研究所

システム・環境安全研究		
研究課題	研究代表者	所属
冷却配管材料におけるトリチウム透過挙動に関する研究	大矢恭久	静岡大学・理学部附属放射科学研究施設
金属-炭素混合堆積層の形成と水素同位体挙動に関する研究	片山一成	九州大学・大学院総合理工学研究院
大気圧プラズマ法による水素および水素化合物の効率的な酸化処理手法の開発	江角直道	長野工業高等専門学校・電子制御工学科
プロトン伝導性酸化物を用いた水素分離・検知に関する研究	松本広重	九州大学・稲盛フロンティア研究センター
イメージングプレートを用いた強ガンマ線場におけるトリチウム放射線の弁別測定法の開発	大内浩子	東北大学・大学院薬学研究科
多塔式 PSA 法水素同位体分離システム性能試験研究	古藤健司	九州大学・大学院工学研究院

数値実験研究プロジェクト		
研究課題	研究代表者	所属
原型炉へ向けた周辺・炉心プラズマ統合モデリング	日渡良爾	(財)電力中央研究所・原子力技術研究所
ヘリカル型核融合炉における放射過程の制御と応用の基礎研究	渡辺二太	核融合科学研究所・名誉教授

LHD 数値解析サーバー利用共同研究		
研究課題	研究代表者	所属
LHD 型核融合炉における α 粒子閉じ込めに対する有限ベータ効果の検証	村上定義	京都大学・大学院工学研究科
ヘリカル型核融合炉 FFHR の炉心プラズマ MHD 平衡解析	後藤拓也	核融合科学研究所・核融合システム研究系
ヘリカル型定常核融合炉用コイル群の最適化解析	渡辺二太	核融合科学研究所・名誉教授

2.3 双方向型共同研究

平成22年度から平成25年度までに行われた双方向型共同研究の実績についてまとめた。核融合科学研究所一般共同研究の共同研究課題：核融合工学研究プロジェクトの小分類：炉設計研究、超伝導システム研究、炉内材料機器研究、システム・環境安全研究、に従い各研究課題を分類している。

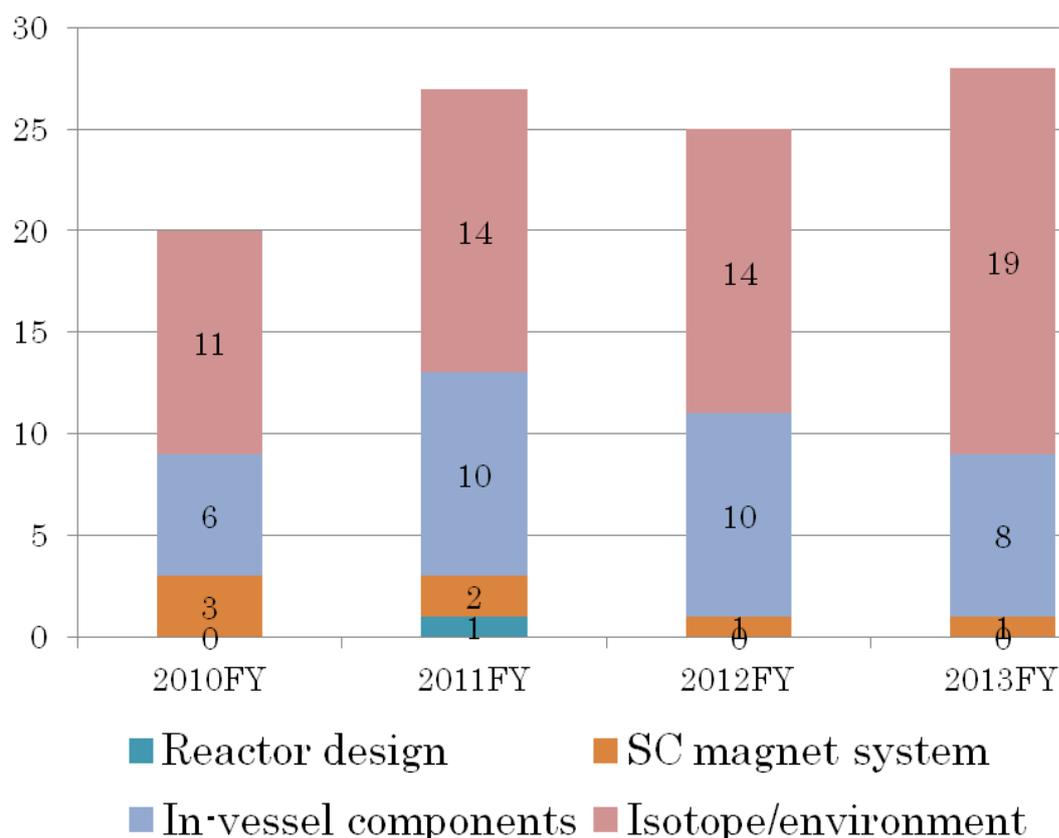


図 Bilateral research collaborations by fiscal year

次ページから、採択課題の詳細を年度別に列記する。

双方向型共同研究 年度別採択課題

Bilateral research collaborations by fiscal year

平成 25 年度

筑波大学		
研究課題	研究代表者	所属
磁化プラズマ中の壁不純物粒子挙動とプラズマ特性への影響	上田良夫	大阪大学・工学研究科
核融合材料におけるプラズマ照射効果の分析	永田晋二	東北大学・金属材料研究所
GAMMA 10 におけるプラズマ直接発電機の小型化のための基礎研究	竹野裕正	神戸大学・大学院工学研究科
GAMMA 10/PDX における水素リサイクリングとプラズマ・壁相互作用研究	坂本瑞樹	筑波大学・数理物質系

九州大学		
研究課題	研究代表者	所属
QUEST のプラズマに曝露された金属材料表面によるトリチウムの保持挙動	松山政夫	富山大学・水素同位体科学研究センター

富山大学		
研究課題	研究代表者	所属
材料中に残留するトリチウムの除去・回収技術に関する研究	松山政夫	富山大学・水素同位体科学研究センター
ヘリウム照射タングステンへの水素元素吸着特性	梶田 信	名古屋大学・エコトピア科学研究所
電気化学水素ポンプによる高濃度トリチウム廃液の処理	田中将裕	核融合科学研究所・ヘリカル研究部
トリチウムを用いた酸化物セラミックス中の水素同位体の溶解・拡散挙動の研究	橋爪健一	九州大学大学院・総合理工学研究院
高温下における中性子照射タングステン中のトリチウム滞留挙動	大矢恭久	静岡大学・理学部附属放射科学研究施設
同時堆積炭素膜及びタングステンのトリチウム吸蔵	信太祐二	北海道大学大学院工学研究院
タングステンの結晶組織や添加物が水素のバルク拡散・蓄積に与える影響評価	上田良夫	大阪大学・工学研究科
ダスト中の水素同位体測定(分析)手法の開発	大塚哲平	九州大学・大学院総合理工学研究院
ヘリカル炉タングステン第一壁におけるトリチウム透過・滞留挙動に及ぼす炭素不純物影響	奥野健二	静岡大学・理学部附属放射科学研究施設
水素同位体の触媒酸化に与える濃度効果の検討	宗像健三	秋田大学・工学資源学部
重水素プラズマ照射したタングステンにおける水素の深さ方向分布に関する研究	磯部兼嗣	日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門ブランケット研究開発ユニット

LHD および QUEST におけるプラズマ対向面の化学組成と吸蔵された水素およびヘリウムの評価	吉田直亮	九州大学・応用力学研究所
堆積層中のトリチウム蓄積評価および除去に関する研究	芦川直子	核融合科学研究所・ヘリカル研究部
高温プラズマ閉じ込め装置における第一壁表面のトリチウム保持挙動	徳永和俊	九州大学・応用力学研究所

東北大学		
研究課題	研究代表者	所属
核融合材料の照射効果評価の高度化	四竈樹男	東北大学・金属材料研究所
核融合炉用超伝導磁石材料の放射線照射効果	竹内孝夫	物質・材料研究機構・超伝導線材ユニット
QUEST 照射による対向材料のプラズマ・中性子(イオン)重畳効果に関する研究	渡辺英雄	九州大学 応用力学研究所
核融合材料におけるプラズマ照射効果の分析	中嶋洋輔	筑波大学・数理物質系物理学域
タングステンの中性子照射後水素同位体滞留挙動に及ぼす合金元素の影響	波多野雄治	富山大学・水素同位体科学研究センター
中性子/イオン照射されたプラズマ対向材料の機械的特性	徳永和俊	九州大学・応用力学研究所
プラズマ対向材料における中性子照射による燃料水素捕捉状態の変化	日野友明	北海道大学大学院工学研究院

大阪大学		
研究課題	研究代表者	所属
レーザー核融合炉 Pb-Li ぬれ壁流からの熱とトリチウム連続回収方式の検討	深田 智	九州大学・大学院総合理工学研究院
Pb-17Li 自然対流ループにおける不純物除去に関する研究	近藤正聡	東海大学・工学部・原子力工学科

平成 24 年度

筑波大学		
研究課題	研究代表者	所属
核融合材料におけるプラズマ照射効果の分析	永田晋二	東北大学・金属材料研究所
GAMMA10 におけるプラズマ・壁相互作用とコア・エッジカップリングに関する研究	坂本瑞樹	筑波大学・数理物質系
ガンマ10装置における炉壁材料の損耗・再堆積の研究とそのダイバータ開発戦略における位置づけ	上田良夫	大阪大学・大学院工学研究科

九州大学		
研究課題	研究代表者	所属
QUEST 照射による対向材料のプラズマ・中性子(イオン)重畳効果に関する研究	栗下裕明	東北大学・金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター

QUEST のプラズマに曝露された金属材料表面によるトリチウムの保持挙動	松山政夫	富山大学・水素同位体科学研究センター
--------------------------------------	------	--------------------

富山大学		
研究課題	研究代表者	所属
トリチウム安全取扱い技術の高度化と材料相互作用に関する研究	松山政夫	富山大学・水素同位体科学研究センター
タングステン表面混合層が水素同位体挙動に及ぼす影響	上田良夫	大阪大学・大学院工学研究科
ヘリカル炉第一壁上の混合堆積層における結晶構造変化とトリチウム滞留	奥野健二	静岡大学・理学部附属放射科学研究施設
プラズマ対向壁におけるトリチウム蓄積評価	芦川直子	核融合科学研究所・ヘリカル研究部
LHD および QUEST におけるプラズマ対向面の化学組成と吸蔵された水素およびヘリウムの評価	吉田直亮	九州大学・応用力学研究所
ヘリウム照射タングステンへのトリチウム吸着特性	梶田 信	名古屋大学・エコトピア科学研究所
トリチウムを用いた酸化物セラミックス中の水素同位体の溶解・拡散挙動の研究	橋爪健一	九州大学大学院・総合理工学研究院
プラズマ対向材料のトリチウム挙動に及ぼす実機プラズマ照射効果	徳永和俊	九州大学・応用力学研究所
同時堆積炭素膜のトリチウム吸蔵	信太祐二	北海道大学・大学院工学研究院
イメージングプレートを用いた材料中トリチウムの深度分布評価	吉田浩子	東北大学・大学院薬学研究科
重水素プラズマ照射したタングステンにおける水素の深さ方向分布に関する研究	磯部兼嗣	日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門

東北大学		
研究課題	研究代表者	所属
核融合材料の照射効果評価の高度化	四竈樹男	東北大学・金属材料研究所
核融合ブランケット構造材料の接合・被覆強度に及ぼす中性子照射影響評価	木村晃彦	京都大学・エネルギー理工学研究所
液体リチウム雰囲気中性子照射キャプセルの概念設計研究	福元謙一	福井大学附属国際原子力工学研究所
中性子照射されたプラズマ対向材料中の水素同位体捕獲機構	波多野雄治	富山大学・水素同位体科学研究センター
核融合炉用超伝導磁石材料の放射線照射効果	西村 新	核融合科学研究所・ヘリカル研究部
核融合材料におけるプラズマ照射効果の分析	中嶋洋輔	筑波大学・数理物質系
QUEST 照射による対向材料のプラズマ・中性子(イオン)重畳効果に関する研究	渡辺英雄	九州大学・応用力学研究所核融合力学部門

大阪大学		
研究課題	研究代表者	所属
レーザー核融合炉液体壁に関する熱流動特性の基礎的研究	功刀資彰	京都大学・工学研究科
レーザー核融合炉落下液体膜ブランケットのトリチウム回収ループからの漏洩予測のための実験的研究	深田 智	九州大学・大学院総合理工学研究院

平成 23 年度

筑波大学		
研究課題	研究代表者	所属
核融合材料におけるプラズマ照射効果の分析	永田晋二	東北大学・金属材料研究所
GAMMA10 におけるプラズマ・壁相互作用とコア・エッジカップリングに関する研究	坂本瑞樹	筑波大学・大学院数理物質科学研究科
ガンマ 10 装置における炉壁材料の損耗・再堆積の研究とそのダイバータ開発戦略における位置づけ	上田良夫	大阪大学・大学院工学研究科

九州大学		
研究課題	研究代表者	所属
QUEST 照射による対向材料のプラズマ・中性子(イオン)重畳効果に関する研究	栗下裕明	東北大学・金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター

富山大学		
研究課題	研究代表者	所属
トリチウム安全取扱い技術の高度化と材料相互作用に関する研究	松山政夫	富山大学・水素同位体科学研究センター
炭素同時堆積及びタングステンのトリチウム吸蔵	日野友明	北海道大学・大学院工学研究院
タングステン表面混合層が水素同位体挙動に及ぼす影響	上田良夫	大阪大学・大学院工学研究科
金属ベリリウムと水素同位体ガスの表面化学結合に関する基礎研究	土谷邦彦	日本原子力研究開発機構・大洗研究開発センター照射試験炉センター
イメージングプレートを用いた制動放射線によるトリチウムの非破壊測定	大内浩子	東北大学・大学院薬学研究科
ヘリカル炉第一壁上の混合堆積層における結晶構造変化とトリチウム滞留	奥野健二	静岡大学・理学部附属放射科学研究施設
LHD および QUEST におけるプラズマ対向面の化学組成と吸蔵された水素およびヘリウムの評価	吉田直亮	九州大学・応用力学研究所
重水素プラズマ照射したタングステンにおける水素集積に関する研究	磯部兼嗣	日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門
ヘリウム照射タングステンへのトリチウム吸着特性	梶田 信	名古屋大学・エコトピア科学研究所

トリチウムを用いた酸化物セラミックス中の水素同位体の溶解・拡散挙動の研究	橋爪健一	九州大学・大学院総合理工学研究院
プラズマ対向材料のトリチウム挙動に及ぼす実機プラズマ照射効果	徳永和俊	九州大学・応用力学研究所
プラズマ対向壁におけるトリチウム蓄積評価	芦川直子	核融合科学研究所・ヘリカル研究部

東北大学		
研究課題	研究代表者	所属
核融合材料の照射効果評価の高度化	四竈樹男	東北大学・金属材料研究所
核融合ブランケット接合・被覆材料の中性子照射影響評価	木村晃彦	京都大学・エネルギー理工学研究所
液体リチウム雰囲気中性子照射キャプセルの概念設計研究	福元謙一	福井大学・附属国際原子力工学研究所
中性子照射されたプラズマ対向材料中の水素同位体捕獲機構	波多野雄治	富山大学・水素同位体科学研究センター
核融合炉用超伝導マグネット有機絶縁材料の照射効果	西嶋茂宏	大阪大学・大学院工学研究科
核融合炉用超伝導磁石材料の放射線照射効果	西村 新	核融合科学研究所・ヘリカル研究部
核融合材料におけるプラズマ照射効果の分析	中嶋洋輔	筑波大学・プラズマ研究センター
QUEST 照射による対向材料のプラズマ・中性子(イオン)重畳効果に関する研究	渡邊英雄	九州大学・応用力学研究所・核融合力学部門

大阪大学		
研究課題	研究代表者	所属
慣性および磁場核融合炉の経済性とCO ₂ 排出量の比較評価	山崎耕造	名古屋大学・大学院工学研究科
レーザー核融合炉液体壁に関する熱流動特性の基礎的研究	功刀資彰	京都大学・大学院工学研究科
レーザー核融合炉落下液体膜ブランケットのトリチウム回収ループからの漏洩予測のための実験的研究	深田 智	九州大学・大学院総合理工学研究院

平成 22 年度

富山大学		
研究課題	研究代表者	所属
トリチウム安全取扱い技術の高度化と材料相互作用に関する研究	松山政夫	富山大学・水素同位体科学研究センター
炭素同時堆積及びタングステンのトリチウム吸蔵	日野友明	北海道大学大学院工学研究院
多孔質材料内のトリチウム移動解明と透過阻止被覆の研究	深田 智	九州大学・大学院総合理工学研究院
タングステン表面混合層が水素同位体挙動に及ぼす影響	上田良夫	大阪大学・大学院工学研究科

プラズマ照射したタングステンにおける水素分布の解明	磯部兼嗣	独立行政法人日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門
金属ベリリウムと水素同位体ガスの表面化学結合に関する基礎研究	土谷邦彦	日本原子力研究開発機構・大洗研究開発センター照射試験炉センター
イメージングプレートを用いた制動放射線によるトリチウムの非破壊測定	大内浩子	東北大学・大学院薬学研究科
ヘリカル炉第一壁上の混合堆積層における結晶構造変化とトリチウム滞留	奥野健二	静岡大学・理学部附属放射科学研究施設
プラズマ対向壁におけるトリチウム蓄積評価	芦川直子	核融合科学研究所・核融合システム研究系
LHD および QUEST におけるプラズマ対向面の化学組成と吸蔵された水素およびヘリウムの評価	吉田直亮	九州大学・応用力学研究所

東北大学		
研究課題	研究代表者	所属
核融合材料の照射効果評価の高度化	四竈樹男	東北大学・金属材料研究所
核融合ブランケット接合・被覆材料の中性子照射影響評価	木村晃彦	京都大学・エネルギー理工学研究所
液体リチウム雰囲気中性子照射キャプセルの概念設計研究	福元謙一	福井大学・附属国際原子力工学研究所
中性子照射されたプラズマ対向材料中の水素同位体捕獲機構	波多野雄治	富山大学・水素同位体科学研究センター
プラズマ対向機器用タングステン合金の照射挙動に及ぼす照射欠陥と核変換元素の影響	長谷川晃	東北大学大学院・工学研究科
15.5T 伝導冷却超伝導マグネットを利用した臨界電流測定法の確立	竹内孝夫	物質・材料研究機構・超伝導材料センター
核融合炉用超伝導マグネット有機絶縁材料の照射効果	西嶋茂宏	大阪大学・大学院工学研究科
核融合炉用超伝導磁石材料の放射線照射効果	西村 新	核融合科学研究所・核融合システム研究系

大阪大学		
研究課題	研究代表者	所属
レーザー核融合炉液体壁自由液面のシミュレーションと設計に関する研究	功刀資彰	京都大学・大学院工学研究科
レーザー核融合炉落下液体膜ブランケットのトリチウム回収系設計と実験的研究	深田 智	九州大学大学院・総合理工学研究院

2.4 民間との共同研究

平成 22 年度から平成 25 年度までに行われた民間との共同研究の実績についてまとめた。核融合科学研究所一般共同研究の共同研究課題:核融合工学研究プロジェクトの小分類:炉設計研究、超伝導システム研究、炉内材料機器研究、システム・環境安全研究、に従い各研究課題を分類している。

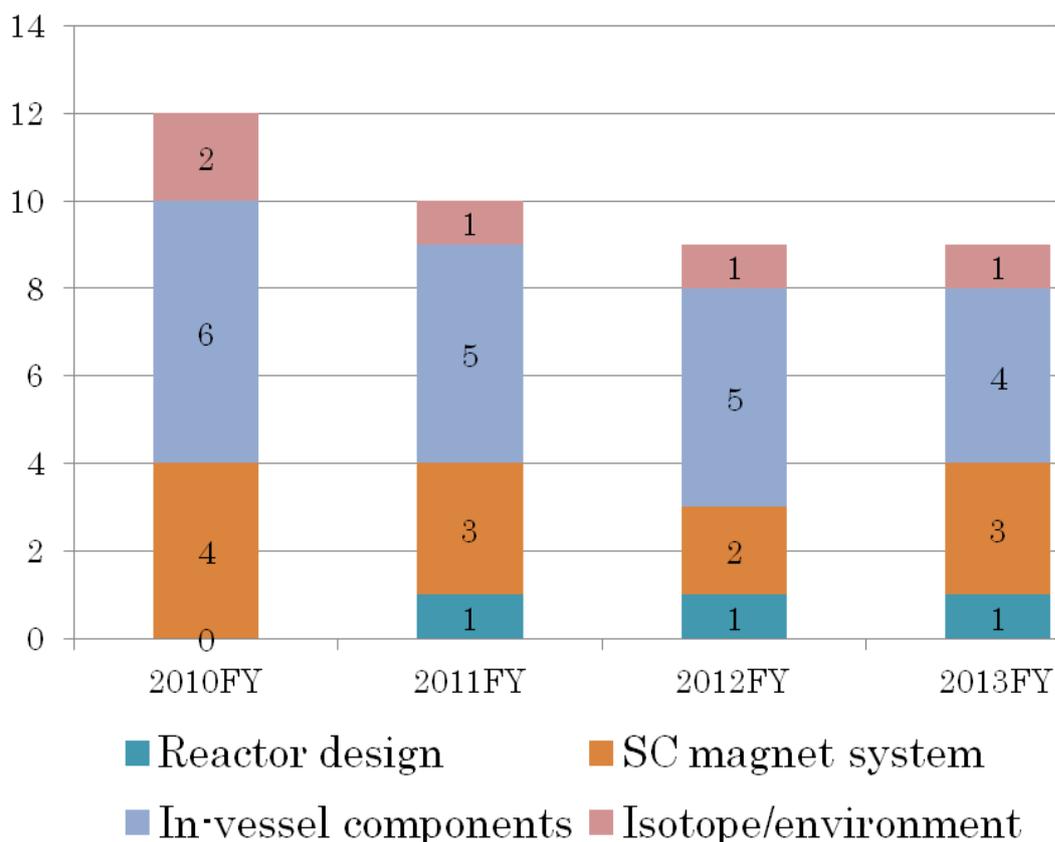


図 Research collaborations with private company by fiscal year

次ページから、採択課題の詳細を年度別に列記する。

民間との共同研究 年度別採択課題 [緑色は新規採択課題]

Research collaborations with private company by fiscal year

平成 25 年度

研究課題	研究代表者	所属
低放射化フェライト鋼の時効及びクリープ変形中における析出挙動	核融合システム研究系 准教授 長坂琢也	独立行政法人日本原子力研究開発機構
液体リチウム中の非金属不純物の制御法に関する研究	核融合システム研究系 助教 八木重郎	独立行政法人日本原子力研究開発機構
核融合炉のコストモデルに関する研究	核融合システム研究系 助教 後藤拓也	独立行政法人日本原子力研究開発機構
ヘリウム液化冷凍プロセスの動的挙動解析	装置工学・応用物理研究系 准教授 岩本晃史	大陽日酸株式会社
ヘリウムおよび水素の捕捉、放出、透過特性に及ぼす照射効果に関する研究	核融合システム研究系 准教授 田中照也	独立行政法人日本原子力研究開発機構
ニオブスズ導体とニオブチタン導体の接続部の通電特性に関する研究	装置工学・応用物理研究系 教授 三戸利行	独立行政法人日本原子力研究開発機構
機能性セラミックスにおける水素挙動に関する研究	核融合システム研究系 教授 室賀健夫	株式会社 TYK
高温超電導ケーブル応用に関する共同研究	装置工学・応用物理研究系 教授 今川信作	住友電気工業株式会社
JET 装置の ITER Like Wall 実験におけるプラズマ対向材への水素同位体蓄積及びプラズマ・壁相互作用研究	核融合システム研究系 准教授 増崎 貴	独立行政法人日本原子力研究開発機構

平成 24 年度

研究課題	研究代表者	所属
核融合炉リチウムブランケット用材料の開発と評価	核融合システム研究系 教授 室賀健夫	株式会社TYK
ベリリウム金属間化合物の核融合環境を模擬した照射下における微細組織発達のその場観察と機械的特性に対する照射効果(2)	核融合システム研究系 准教授 長坂琢也	独立行政法人日本原子力研究開発機構
ヘリウムおよび水素の捕捉、放出、透過特性に及ぼす照射効果に関する研究	核融合システム研究系 准教授・田中照也	独立行政法人日本原子力研究開発機構
低放射化フェライト鋼 F82H-BA07 の時効及びクリープ変形中における析出挙動	核融合システム研究系 准教授・長坂琢也	独立行政法人日本原子力研究開発機構
疲労特性に関する微小試験片の試験技術開発(2)	核融合システム研究系 教授 西村 新	独立行政法人日本原子力研究開発機構
核融合炉のコストモデル比較検討と原型炉への提案	高密度プラズマ物理研究系 助教 大石鉄太郎	独立行政法人日本原子力研究開発機構
原型炉の保守及び放射性廃棄物に関する研究	核融合システム研究系 教授 西村 新	独立行政法人日本原子力研究開発機構
モデルコイルを用いたニオブスズ導体の通電特性に関する研究	装置工学・応用物理研究系 教授・三戸利行	独立行政法人日本原子力研究開発機構

ヘリウム液化冷凍プロセスの動的挙動解析	装置工学・応用物理研究系 准教授 岩本晃史	大陽日酸株式会社
---------------------	--------------------------	----------

平成 23 年度

研究課題	研究代表者	所属
核融合炉リチウムブランケット用材料の開発と評価	核融合システム研究系 教授 室賀健夫	株式会社TYK
空気中トリチウム連続モニタリング装置の研究開発	装置工学・応用物理研究系 准教授 河野孝央	株式会社アトックス
SiC 材料の照射下における電気伝導及び水素同位体透過特性変化に関する研究	核融合システム研究系 准教授・田中照也	独立行政法人日本原子力研究開発機構
低放射化フェライト鋼 F82H-BA07 の時効及びクリープ変形中における析出挙動	核融合システム研究系 准教授・長坂琢也	独立行政法人日本原子力研究開発機構
ベリリウム金属間化合物の核融合環境を模擬した照射下における微細組織発達のその場観察と機械的特性に対する照射効果	核融合システム研究系 准教授 長坂琢也	独立行政法人日本原子力研究開発機構
疲労特性に関する微小試験片の試験技術開発(2)	核融合システム研究系 教授 西村 新	独立行政法人日本原子力研究開発機構
高抵抗めっき導体の突合せ接続抵抗と水力学特性に関する研究	装置工学・応用物理研究系 教授・三戸利行	独立行政法人日本原子力研究開発機構
高温超電導ケーブル応用に関する共同研究	装置工学・応用物理研究系 教授・今川信作	住友電気工業株式会社
原型炉に対する先進的ダイバータの適用可能性調査	核融合システム研究系 准教授 増崎 貴	独立行政法人日本原子力研究開発機構
核融合炉のコストモデル比較検討と原型炉への提案	核融合システム研究系 助教 後藤拓也	独立行政法人日本原子力研究開発機構
ヘリウム液化冷凍プロセスの動的挙動解析	装置工学・応用技術研究系 准教授・岩本晃史	大陽日酸株式会社

平成 22 年度

研究課題	研究代表者	所属
超電導機器対応線材作製技術開発(大電流容量導体適用性の評価)	装置工学・応用物理研究系 教授・三戸利行	(財)国際超電導産業技術研究センター
核融合炉リチウムブランケット用材料の開発と評価	核融合システム研究系 教授 室賀健夫	株式会社TYK
液体増殖ブランケットにおける酸化物絶縁被覆の大面积化	核融合システム研究系 助教 菱沼良光	株式会社 豊島製作所
SiC 材料の照射下における電気伝導及び水素同位体透過特性変化に関する研究	核融合システム研究系 准教授・田中照也	独立行政法人日本原子力研究開発機構
低放射化フェライト鋼 F82H-BA07 の時効及びクリープ変形中における析出挙動	核融合システム研究系 准教授・長坂琢也	独立行政法人日本原子力研究開発機構
超電導コイルの高効率伝導冷却技術の開発	装置工学・応用物理研究系 教授・三戸利行	中部電力株式会社

空気中トリチウム連続モニタリング装置の研究開発	装置工学・応用物理研究系 准教授 河野孝央	株式会社アトックス
疲労特性、破壊靱性、及びき裂成長速度に関する微小試験片の試験技術	核融合システム研究系 教授 西村 新	独立行政法人日本原子力研究開発機構
ベリリウム金属間化合物の核融合環境を模擬した照射下における微細組織発達のその場観察と機械的特性に対する照射効果	核融合システム研究系 准教授 長坂琢也	独立行政法人日本原子力研究開発機構
KClを用いた線源による放射線管理教育資材の開発	装置工学・応用物理研究系 准教授 河野孝央	株式会社日本環境調査研究所
ニッケルめっき導体の接続抵抗とクロムめっき導体の臨界電流特性に関する研究	装置工学・応用物理研究系 教授・三戸利行	独立行政法人日本原子力研究開発機構
ヘリウム液化冷凍プロセスの動的挙動解析	装置工学・応用技術研究系 助教・岩本晃史	太陽日酸株式会社

参考資料

3. 受託研究・受託事業一覧

External funds

年度	研究種別	研究題目	代表者	委託者
H22 単年	受託研究	ホットセルでの高磁場中超伝導特性評価法に関する研究	核融合システム研究系 教授 西村 新	東北大学 金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター
H22 単年	受託研究	バナジウム合金照射試験	核融合システム研究系 准教授 長坂琢也	京都大学
H22-H25	受託事業	ITER 冷凍プラントプロセス研究	装置工学・応用物理研究系 助教 岩本晃史	ITER 機構
H23 単年	受託研究	バナジウム合金照射試験	核融合システム研究系 准教授 長坂琢也	京都大学
H24 単年	受託研究	バナジウム合金照射試験	核融合システム研究系 准教授 長坂琢也	京都大学
H25 単年	受託研究	ITER TF コイル接続部性能試験に関する研究	装置工学・応用物理研究系 教授 今川信作	日本原子力研究開発機構
H25-H28	受託事業	トカマクシステムの動的シミュレーション研究	装置工学・応用物理研究系 准教授 岩本晃史	ITER 機構

参考資料

4. 科学研究費補助金採択一覧

Grant-in-aid of MEXT

研究種目	研究代表者	職名	研究課題名	期間
基盤(A)	相良明男	教授	液体ブランケットシステム構築に向けた熔融塩循環系での水素と熱の回収両立実験研究	H21-H24
基盤(A)	村上 泉	教授	プラズマ中のタングステンイオン不純物挙動研究への原子過程からのアプローチ	H23-H25
基盤(A)	相良明男	教授	熔融塩ブランケットの安全性と熱効率向上を目指した水素溶解度の積極的制御の実験研究	H25-H28
基盤(B)	宇田達彦	教授	核融合実験施設等統計的に変動する広帯域環境電磁界に対する人体安全性評価法の研究	H20-H22
基盤(B)	廣岡慶彦	教授	交差ブルーム法による慣性炉内エアロゾル生成の模擬実験	H21-H23
基盤(B)	三戸利行	教授	次世代超伝導マグネットの冷却構造最適化による高性能化研究	H21-H23
基盤(B)	坂上裕之	助教	電子ビーム多価イオントラップで創り出す模擬プラズマの分光学的研究	H22-H25
基盤(B)	室賀健夫	教授	ナノ粒子制御による低放射化バナジウム合金の高温長寿命化	H22-H24
基盤(B)	宮澤順一	准教授	局所的密度変動の高速二次元分光計測による核融合プラズマ非接触化機構の解明	H24-H26
基盤(B)	廣岡慶彦	教授	流動液体金属プラズマ対向機器による周辺粒子制御の実験的研究	H24-H26
基盤(B)	山田一博	准教授	トムソン散乱装置のための完全同軸マルチレーザーシステムの開発	H25-H27
基盤(B)	三戸利行	教授	自励振動式ヒートパイプ組み込みによる高温超伝導マグネットの冷却構造強化研究	H25-H27
基盤(B)	田中照也	准教授	核融合炉水素化物遮蔽ブロックの水素保持特性評価および特性向上・長寿命化の研究	H25-H27
基盤(B)	高田 卓	助教	微小重力下の超流動ヘリウムに特異な超熱伝導性起因の沸騰・凝縮挙動の解明	H25-H28
基盤(C)	今川信作	教授	列間高抵抗層によるクエンチバックの原理実証研究	H20-H22

基盤(C)	山田一博	准教授	複走レーザートムソン散乱装置の開発	H21-H23
基盤(C)	坂本隆一	准教授	高温プラズマ中における高密度プラズモイドの非拡散的輸送機構	H21-H23
基盤(C)	河野孝央	准教授	自然放射能線源を利用した放射線教育「30分測定実習」法の開発と実践に関する研究	H22-H23
基盤(C)	加藤太治	助教	低エネルギー高濃度水素打込みによるタングステン格子欠陥形成メカニズムの解明	H22-H24
基盤(C)	長坂琢也	准教授	核融合炉低放射化材料異種溶接継手の腐食と耐放射性	H22-H24
基盤(C)	西村 新	教授	中性子照射による超伝導特性変化の機構解明	H22-H24
基盤(C)	今川信作	教授	ケーブル・イン・コンジット導体への振り付加による超伝導特性改善の原理実証	H23-H25
基盤(C)	田中将裕	准教授	マイクロ波アシストによるハニカムゼオライト吸湿材の迅速・効率的な再生処理	H24-H26
基盤(C)	室賀健夫	教授	不純物の状態制御による低放射化バナジウム合金の低温照射脆化抑制	H25-H27
基盤(C)	西村清彦	教授	大気圧高周波放電によるプラズマ化学反応を用いたトリチウムの除染	H25-H27
基盤(C)	菱沼良光	助教	核融合中性子照射環境場を許容する低放射化 MgB ₂ 超伝導導体の開発	H25-H27
若手(B)	時谷政行	助教	Mix-material 再堆積層の微細構造とプラズマ粒子の保持・放出挙動の解明	H20-H22
若手(B)	菱沼良光	助教	液体水素冷却超伝導導体を指向した二ホウ化マグネシウム多芯素線の開発	H21-H23
若手(B)	田中将裕	助教	高温型プロトン導電体による減圧雰囲気への水素の直接回収	H21-H23
若手(B)	近藤正聡	助教	核融合炉液体ブランケットにおける金属蒸気の腐食化学	H21-H22
若手(B)	田中照也	准教授	電位・電流分布の可視化によるセラミック被覆の診断	H21-H22
若手(B)	芦川直子	助教	加速微粒子の固体表面との相互作用および侵入挙動の定量化	H21-H22
若手(B)	時谷政行	助教	先進的ナノ加工技術を用いた Mix-material 堆積層の構造特性評価	H23-H25

若手(B)	田中照也	准教授	微視的ビーム誘起発光測定による核融合環境下セラミック特性変化の研究	H23-H24
若手(B)	後藤拓也	助教	安全性向上の観点からの核融合発電プラントシステム設計最適化	H24-H27
新学術 (公募)	高田 卓	助教	ボビンレス超伝導ソレノイドと多層磁場シールドを用いた高効率 ADR システム開発	H25
挑戦的萌芽	増崎 貴	准教授	核融合装置における再堆積層形成機構解明への方向性からのアプローチ	H23-H25
挑戦的萌芽	河野孝央	准教授	「放射線の測定と単位」を理解するための放射線測定実習教材ならびに教育実践法の開発	H25-H26

資料編 2

平成25年度 外部評価プレゼン資料

(平成25年11月30日(土) 第2回外部評価委員会及び専門部会において発表)

2013 NIFS External Review (Nagoya, Dec. 2013)

Fusion Engineering Research Project in NIFS

FY2010 - 2013

Akio SAGARA

National Institute for Fusion Science



History of Fusion Engineering Study in NIFS (1989 – 2004)

Year	Engineering-related activities in NIFS	NIFS fusion engineering research and international cooperation	The main fusion engineering research equipments in NIFS
1987		(Japan and USA: FFTF/MOTA project was started)	
1989	NIFS was established	Research Operations Division (director) Device Engineering Division (superconductivity) Safety and Environmental Research Center (tritium and safety)	
1990	Cryogenic Laboratory was completed Large superconducting magnet research and development		Structural analysis and testing equipment (SUT) and Active Cooling Test-stand (ACT) were introduced Large superconducting test facility was introduced
1991	LHD helical coils winding machine LHD inner vertical (IV) coils production		
1992	Production of superconducting conductor for helical coil Construction of helium liquefaction refrigerator for LHD		
1993	LHD inner shaping (IS) coil production LHD Building completion		
1994	NIFS collaboration on FFHR reactor design was started Start of the joint research of helical type fusion reactor design		
1995	Helical coil winding was started (1995.1) LHD outer vertical (OV) coil production	(Japan and USA: JUPITER project was started)	Micro-hardness tester was introduced
1996	Experiments on a Single Inner Vertical coil was conducted		
1996	Helical coils winding completion (1996.5) LHD superconducting system was completed		
1997	LHD first plasma Start of the LHD experiment		Fatigue testing equipment was introduced
1998	Fusion Engineering Research Center was established	Fusion Engineering Research Center (Materials, Blanket)	Scanning electron microscope was introduced 30kg Vanadium ingot (NIFS-HEAT-1) production
2000	Collaboration on Intense Neutron Source was started (up to 2004)		170kg Vanadium ingot (NIFS-HEAT-2) production
2001	(Japan and USA: JUPITER-II project was started) (Japan and China: Core University Program (CUP) was started)		X-ray photoelectron spectrometer was introduced
2002			Osaka Univ.: Intense Neutron Source lithium target test facility
2003	National Institutes of Natural Sciences was established The first mid-term goals and Start of the medium-term plan	Device Engineering Division was renamed Fusion and Advanced Technology System Division and reorganized	



History of Fusion Engineering Study in NIFS (2004 – 2013)

2004	National Institutes of Natural Sciences was established The first mid-term goals and Start of the medium-term plan	Device Engineering Division was renamed Fusion and Advanced Technology System Division and reorganized	
2005	The external peer review by NIFS Administrative Council on fusion engineering research center		Creep testing machine (Unit 1) was introduced
2006	The external peer review by Cryogenics and Superconductivity Society of Japan on superconductivity and cryogenics group		
2006	Name changed from "Cryogenic laboratory" to "Superconducting magnet system laboratory"		X-ray diffractometer was introduced
2007	Fusion Engineering Research Laboratory building opening	(Japan and USA: TITAN project was started) (BA-FMIF/EVEDA Joint research was started)	Creep testing machine (Unit 2) was introduced
2008		(BA-Fusion reactor design R&D Joint research was started)	Liquid lithium loop production and operation
2009	The external peer review by NIFS Administrative Council on fusion engineering research		
2010	The second mid-term goals and plan was started Fusion Engineering Research Project was started Interactive joint research (field of fusion engineering) was started	Device Engineering and Advanced Physics Research Division (Superconductivity, Tritium and safety) Fusion Systems Research Division (Material, Blanket, Divertor) (Japan and China: Core University Program was terminated)	Creep testing machine (Unit 3) was introduced
2011		(Post CUP was started)	Production of particle dispersion strengthened vanadium alloy
2011	Helical reactor conceptual design interim report		Field emission scanning electron microscope was introduced Molten salt loop (Oros2i-1) production and operation
2013	The external peer review by NIFS Administrative Council on Fusion Engineering Research Project	(Japan and USA: PHENIX project was started)	Variable temperature low temperature equipment (Supercritical helium generator etc. update) Conductor magnet test facility (Including variable temperature current lead) Heat and mass flow loop equipment (ST Oros2i-2) Transmission electron microscope (TEM) Ultra-high vacuum creep testing machine Joint fabrication and testing equipment (HIP, Ball mill etc.) High power electron beam test-stand (300kW ACT-2) Hydrogen accumulation analyzer (Tandem ion Accelerator, Surface Analyzer and SEM) LHD irradiation testing equipment (FB system, TDS etc.) Hydrogen testing and measurement equipment (Gas sorption/analysis, FTIR, etc.)

Year	Researching related activities in NIFS	The main fusion engineering research
2004	Device Engineering Division was renamed Fusion and Advanced Technology System Division and reorganized	
2005	Creep testing machine (Unit 1) was introduced	
2006	X-ray diffractometer was introduced	
2007	Creep testing machine (Unit 2) was introduced	
2008	Liquid lithium loop production and operation	
2009		
2010	Creep testing machine (Unit 3) was introduced	
2011	Production of particle dispersion strengthened vanadium alloy	
2011	Field emission scanning electron microscope was introduced Molten salt loop (Oros2i-1) production and operation	
2013	Variable temperature low temperature equipment (Supercritical helium generator etc. update) Conductor magnet test facility (Including variable temperature current lead) Heat and mass flow loop equipment (ST Oros2i-2) Transmission electron microscope (TEM) Ultra-high vacuum creep testing machine Joint fabrication and testing equipment (HIP, Ball mill etc.) High power electron beam test-stand (300kW ACT-2) Hydrogen accumulation analyzer (Tandem ion Accelerator, Surface Analyzer and SEM) LHD irradiation testing equipment (FB system, TDS etc.) Hydrogen testing and measurement equipment (Gas sorption/analysis, FTIR, etc.)	



Points of Evaluation

- [1] Establishment of Research System and Environment
研究環境の整備
- [2] Research Achievements ~ Whether or not FERF is achieving internationally evaluated results throughout the study on helical fusion reactor
研究成果 ~ヘリカル型核融合炉の研究を進めることにより、国際的に高いレベルの成果を上げているか
- [3] Encouragement of Joint Activities and Collaborative Research
共同利用・共同研究の推進
- [4] Human Resource Development ~ Whether or not FERF is bringing up young researchers who can support long-range growth of international fusion study
人材育成 ~核融合研究の長期的な発展を支える国際的に活躍できる人材の育成に貢献しているか
- [5] Future Plans ~ Whether or not the future plan is appropriately pointing at the medium-to long-term target
将来計画 ~目標に向けた今後の研究計画は適切か。特に、中長期的展望を見据えたものとなっているか



[1] Establishment of Research System and Environment

研究環境の整備

(1-1) Whether or not **the target** of FERP, initiated in FY2010, is appropriate

平成22年度にプロジェクトとして位置付けられた核融合工学研究プロジェクトの目標設定は適切か

(1-2) Whether or not **the organization** of FERP is coincident with its target and properly functioning?

推進体制は目標に合致し、適切に機能しているか

(1-3) Whether or not an appropriate **research environment** is provided for the establishment of academic fundamentals

工学基盤の構築を可能とする研究環境の整備は適切に進められているか

5 / 79



(1-1) Target of FERP

FERP has been launched since 2010

With the target of

Promotion of conceptual and baseline designs toward realization of a steady-state helical fusion reactor and construction of engineering basis that enables real-scale and real-environment R&D

定常ヘリカル型核融合炉実現に向けての概念及び基本設計の推進と、実規模・実環境試験を可能にする基幹工学基盤の構築

Two keywords:

✓ **Conceptual design of helical reactor** → **Reactor Design**

✓ **Construction of engineering basis** → **R&D**

Any researcher can participate in FERP, although the main body is the former 'Fusion Engineering Research Center (FERC)'

6 / 79



FERP as a 'PROJECT' of NIFS

Objectives and plans for the 2nd mid-term

Objectives to increase the quality of research and education in NIFS

"As one of the nation's centers of excellence, NIFS intends to organize the academic activities concerning fusion sciences and related fields at universities and other research institutes.

To achieve controlled thermonuclear fusion, meant to be environmentally safe, NIFS will promote all fusion-related research collaborations, including internationally coordinated activities towards nuclear fusion experiments, based on the use of large experimental devices and computers."

Action to achieve the objectives

"Research should be conducted for the development of blankets and superconducting coils along with efficient reactor design activities, intending the establishment of academic fundamentals."

Promotion of PROJECTs in NIFS

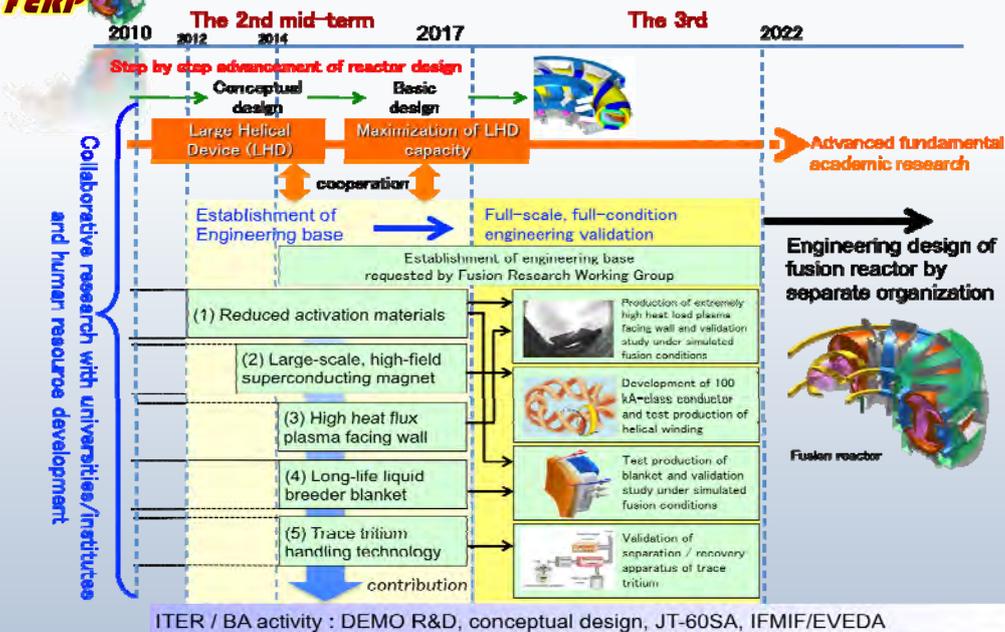
FERP
Fusion Engineering Research Project

LHD
Large Helical Device Project

NSRP
Num. Sim. Res. Project



Roadmap of FERP





Mid-Term Schedule

- ✓ The work plan was already determined at the start-up phase of FERP
- ✓ International conferences concerned

Fusion Engineering Research Project Mid-Term Plan 2010.9.24/Rev.10.7 A. Sagara

	2010			2011			2012			2013			2014			2015			
	1~3	6	9	12	3	6	9	12	3	6	9	12	3	6	9	12	3	6	9
ITER																			
BA																			
IFMIF-EVIDA																			
JT-60SA																			
LHD																			
TITAN																			
Second Mid-term																			
As a group.		TOFE-19	ISFNT-10		TOFE-20	ISFNT-11		TOFE-21	ISFNT-12										
Expect to be a guide.		IAEA-23	ICFRM-15		IAEA-24	ICFRM-16		IAEA-25	ICFRM-17										
Not absolutely.		SOFT-26	CEC/ICMC		SOFT-27	CEC/ICMC		SOFT-28	CEC/ICMC										
		PSI-19	MT-22		PSI-20	MT-23		PSI-21	MT-24										
		TRITILUM	EUCAS2011		EUCAS EPE	TRITILUM		ASC2014	EUCAS2015										
		ASC2010	EPE		ASC2012				EPE										
FFHR-d1		Conceptual design			Basic design														
Report																			
Budget request																			
R&D		Preparations																	
TG(Yanagi)																			
Large & strong magnetic field conductor		Preparat																	
uctor Scaled-down conductor					Design	Moderate magnetic field conductor test		High magnetic field con											

9/79



Tasks for FERP (1)

Red: Reactor Design
Green: R&D

Superconducting Magnet Group		(International Conference: 27, Publications: 17)			
Task	Subject	Mid-Term Goal	Achievement	Next Move	Collaboration
[SC Magnet] ● Conductor development ● Coil winding ● Cooling	Large-scale high-field conductor testing facility	<ul style="list-style-type: none"> Upgrade to 15 T - 680 mm bore, 75 kA sample current, 4 - 50 K temp. for sample coil 	<ul style="list-style-type: none"> Design and order of new conductor testing facility 	<ul style="list-style-type: none"> New facility with 13 T - 680 mm bore, 50 kA sample current, 4 - 50 K temp. for sample coil 	
	CIC conductor & winding	<ul style="list-style-type: none"> 100 kA@4.5 K, 12 T conductor Design of HC with continuous winding 	<ul style="list-style-type: none"> Testing of JT-60SA conductor/joint/model-coil and ITER joint 1-D thermal analysis of CIC 	<ul style="list-style-type: none"> Examination of twist strain of Nb₃Sn and Nb₃Al CIC strands 	ITER BA
	Indirect-cooling LTS conductor & winding	<ul style="list-style-type: none"> 100 kA@4.5 K, 12 T conductor Design of HC with continuous winding 	<ul style="list-style-type: none"> Nb₃Sn Rutherford-type conductor with Al-alloy jacket with FSW welding 20 kA@4.5 K, 12 T 	<ul style="list-style-type: none"> Examination of strand element for 100 kA@4.5 K, 12 T (200 kA critical current) 	
	HTS conductor & winding	<ul style="list-style-type: none"> 100 kA@20 K, 15 T conductor and joint Design of HC with jointed-winding 	<ul style="list-style-type: none"> 103 kA@20 K, 5.3 T with a mechanically-jointed one-turn HTS coil sample Proposal of new winding concept 	<ul style="list-style-type: none"> 100 kA@20 K, 6 T Examination of fabrication process with joint, internal insulation, gas cooling 	Tohoku Univ.
	EM force support structure	<ul style="list-style-type: none"> Optimized design of robust and minimum-weight support structure 	<ul style="list-style-type: none"> Design with 3-D FEM calculation 660 MPa stress and further optimization 	<ul style="list-style-type: none"> Further optimization in accordance with maintenance scenario 	
[Cryogenic] ● Cryogenic system ● Coil power supply system	Cryogenic system	<ul style="list-style-type: none"> Optimized design for FFHR 	<ul style="list-style-type: none"> Examination of ITER system Development of dynamic simulator 	<ul style="list-style-type: none"> Improvement of dynamic simulator Design of optimized refrigerator 	ITER
	Bus-line and current-lead	<ul style="list-style-type: none"> Optimized design for FFHR 	<ul style="list-style-type: none"> Examination of ITER system 	<ul style="list-style-type: none"> Design of new HTS or MgB₂ bus-line for FFHR 	ASIPP ITER
	Coil power supply system	<ul style="list-style-type: none"> Optimized design for FFHR 	<ul style="list-style-type: none"> Examination of series excitation of the whole magnet coils 	<ul style="list-style-type: none"> Design of quench protection system 	

10/79



Tasks for FERP (2)

Red: Reactor Design
Green: R&D

In-Vessel Component Group -1-			(International conference: 67, Publications: 119)		
Task	Subject	Mid-Term Goal	Achievement	Next Move	Collaboration
[Blanket] ● Blanket system development ● Blanket design	Radiation shield	<input type="checkbox"/> Property evaluation of shielding materials <input type="checkbox"/> Material selection for long-term performance retention	<input checked="" type="checkbox"/> Data of thermal conductivities <input checked="" type="checkbox"/> Evaluation of neutronics environment	<input checked="" type="checkbox"/> Evaluation of high temperature stability <input checked="" type="checkbox"/> Investigation of irradiation effects	AIST, Osaka Univ.
	Breeding blanket	<input checked="" type="checkbox"/> Performance enhancement of vanadium alloy <input checked="" type="checkbox"/> Performance enhancement of low activation ferritic steel <input checked="" type="checkbox"/> Development of large area ceramic coating <input checked="" type="checkbox"/> Acquisition of chemical property of coolant <input type="checkbox"/> Blanket design for FFHR-d1	<input checked="" type="checkbox"/> Property evaluation of electron beam welding section / Dissimilar welding test / Fabrication of Y doped high Cr alloy <input checked="" type="checkbox"/> No performance degradation in 12Cr ODS at >900 °C / Fabrication of high Cr ODS <input checked="" type="checkbox"/> Multilayer oxide coating and nitride coating by large area coating techniques / Hydrogen permeation reduction: ~1/200 <input checked="" type="checkbox"/> Accurate evaluation of hydrogen solubility and diffusibility in Li-Pb / Construction of LiPb corrosion test loop with ferritic steel <input checked="" type="checkbox"/> Evaluation of fuel breeding and shielding performances by 3-D neutronics calculation	<input checked="" type="checkbox"/> Optimization of heat treatment process / Irradiation test <input checked="" type="checkbox"/> Irradiation test / Comparison of 9Cr-ODS and 12Cr-ODS <input checked="" type="checkbox"/> Optimization of coating fabrication process / Coating test on tube and duct <input checked="" type="checkbox"/> Understanding of hydrogen transport in LiPb flow / Acquisition of corrosion data in LiPb flow with temperature gradient <input checked="" type="checkbox"/> Investigation of heat removal	Tohoku Univ. Ehime Univ., Hokkaido Univ. Kyoto Univ. Tokai Univ. Toyama Univ.
	Heat, hydrogen isotopes recovery system	<input checked="" type="checkbox"/> Data acquisition and modeling of hydrogen isotope transport	<input checked="" type="checkbox"/> Design and construction of Flinak loop Orosh ² -1 <input checked="" type="checkbox"/> Successful circulation control <input checked="" type="checkbox"/> Development of hydrogen recovery tube.	<input checked="" type="checkbox"/> Construction of new FLiNaK and LiPb test loops with 3 T magnet <input checked="" type="checkbox"/> Thermal recovery under magnetic field	Kyushu Univ. Tokai Univ. Kyoto Univ.
	First wall	<input checked="" type="checkbox"/> Data acquisition and modeling of hydrogen isotope transport	<input checked="" type="checkbox"/> Data acquisition of plasma driven and gas driven hydrogen permeation.	<input checked="" type="checkbox"/> Data acquisition of bidirectional hydrogen transport from plasma and coolant.	Hokkaido Univ.

11 / 79



Tasks for FERP (3)

Red: Reactor Design
Green: R&D

In-Vessel Component Group -2-			(International conference: 67, Publications: 119)		
Task	Subject	Mid-Term Goal	Achievement	Next Move	Collaboration
[In-Vessel Components] ● In-vessel component development ● Structural design ● Maintenance	Vacuum vessel	<input type="checkbox"/> Manufacture of a sector mock up	<input checked="" type="checkbox"/> Basic geometry using numerical equations <input checked="" type="checkbox"/> Structure of radial build component <input checked="" type="checkbox"/> Access ports with large aperture	<input checked="" type="checkbox"/> Optimization in accordance with maintenance scenario	
	Divertor	<input checked="" type="checkbox"/> Manufacture of a divertor module	<input checked="" type="checkbox"/> R&D of a short sample made of W and RAFM pipe <input checked="" type="checkbox"/> Examination of specifications and arrangements	<input checked="" type="checkbox"/> Test under high heat load	Okayama Univ. of Science
	Remote maintenance	<input checked="" type="checkbox"/> Demonstration of maintenance process	<input checked="" type="checkbox"/> Research of maintenance condition and machinery <input checked="" type="checkbox"/> Development of autonomous mobile robot	<input checked="" type="checkbox"/> Visualization of maintenance scenario	JAEA Tokai Univ.

12 / 79



Tasks for FERP (4)

Red: Reactor Design
Green: R&D

Reactor System Design Group -1-			(International conference: 56, Publications: 81)		
Task	Subject	Mid-Term Goal	Achievement	Next Move	Collaboration
[Design Integration]	Task setting and project management	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Publish a conceptual design report of helical reactor FFHR-d1 ❑ Planning of real-scale and real-environment test 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Interim report on FFHR-d1 conceptual design was published ✓ Managed a large supplementary budget 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Collaboration with IFERC ■ Operation of large R&D devices equipped by the supplementary budget 	JAEA (BA-DDA) Universities
	Conceptual design of helical fusion reactor	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Establishment of consistent and feasible design concept 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Development of system design code ✓ Basic 3-D shape design of in-vessel components 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Feedback of the result of detailed analysis ■ Cost and waste evaluation 	JAEA (BA-DDA)
[Building Layout]	Layout design and construction process	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Site layout design ❑ Establishment of concept of construction process 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Listing of buildings ✓ Listing of necessary task at the construction 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Determine the location of buildings ■ Estimation of the amount of time of each task 	
	Reactor building design	<ul style="list-style-type: none"> ❑ 3D CAD design of reactor building 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Estimation of the floor space ✓ Evaluation of leakage field profile 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Layout design of equipment in the building 	
[Power Supply] ● Power supply ● Generator	Generator and power supply system	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Design report based on steam turbine generator ❑ Estimation of power flow and design of start up procedure 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Conceptual design based on steam turbine generator ✓ Conceptual design of start up scenario and dc power system of SC coils 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Adjustment of thermal source and heat exchanger design ■ Feed back of the design results of other components 	Osaka Univ. Tokai Univ. Meiji Univ.
	Transmission and hydrogen production	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Integration design of hydrogen production plant ❑ Development of MgB₂ cable for SC transmission line 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Conceptual design of hydrogen production was published ✓ Conceptual design of hybrid energy transmission line was published 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Component design of hydrogen production plant ■ Development of MgB₂ cable with high current capacity 	ASIPP

13 / 79



Tasks for FERP (5)

Red: Reactor Design
Green: R&D

Reactor System Design Group -2-			(International conference: 56, Publications: 81)		
Task	Subject	Mid-Term Goal	Achievement	Next Move	Collaboration
[Tritium]	Tritium fuel balance	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Estimation of tritium inventory, particle balance and required tritium decontamination factor [DF] 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Demonstration of tritium fuel balance using simple mass balance model and estimation of required throughput and DF, etc 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Consideration and proposal of advanced tritium processing system based on the fuel balance model 	
	Tritium safety handling	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Development of high throughput (> 1000 m³/h) tritium removal system and its system code 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Demonstration of preliminary integrated tritium removal system code combined with catalyst and membrane separator 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Verification and validation of integrated tritium removal system code using middle scale tritium removal system 	Akita Univ. Nagoya Univ.
	Tritium decontamination	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Clarification of tritium decontamination in/on the metal materials 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Understanding of hydrogen isotope behaviors in/on a stainless steel by glow discharge cleaning 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Development of simple tritium decontamination system by atmospheric pressure plasma 	Univ. of Toyama (HRC)
	Tritium monitoring	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Demonstration of low level tritium monitoring : 2x10⁻⁴ Bq/cm³-gas 6 Bq/cm³-water @10 min. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Tritium gas: performance optimization ✓ Tritiated water: few Bq/cm³ @ 180 min. 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Tritium measurement and demonstration of 2x10⁻⁴ Bq/cm³ ■ Shorter counting time toward 6 Bq/cm³-water @10 min 	Kyoto Univ. (RIC) Nagoya Univ.
[Operation Control]	Safety analysis and control system	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Conduct safety analysis ❑ Conceptual design of control system 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Review of safety analysis ✓ Consideration of safer blanket design 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Preparation of safety analysis code 	
	Burn control	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Establishment of plasma operation scenario 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Demonstration of ignition-access by quasi-1D calculation 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Detailed physics analysis on the simulated profiles 	Tokai Univ.

14 / 79



Tasks for FERP (6)

Red: Reactor Design
Green: R&D

Reactor System Design Group -3-		(International conference: 56, Publications: 81)			
Task	Subject	Mid-Term Goal	Achievement	Next Move	Collaboration
[Core Plasma]	Plasma experiment	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Obtain the radial profile data extrapolatable to the reactor w/o enhancing β 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Self-ignition in FFHR-d1A with $P_{\text{fusion}} \sim 3 \text{ GW}$ @ $f_{\beta} \sim 3$ ($\beta_0 \sim 1.0\%$) ✓ Sub-ignition in FFHR-d1B with $Q \sim 20$ @ $f_{\beta} = 1$ ($\beta_0 \sim 2.4\%$ and $P_{\text{aux}} \sim 30 \text{ MW}$) 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Sub-ignition in FFHR-d1B with $Q > 30$ @ $f_{\beta} = 1$ ■ Exploration of the better magnetic configuration (e.g., vertical elongation at $\gamma_c = 1.20$) 	LHD
	MHD equilibrium and stability	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Mitigation of the Shafranov shift at high-beta ❑ Definition of the beta limit 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ HINT2 and VMEC have been applied ✓ High-aspect ratio and B_y control are effective ✓ Confinement is not largely deteriorated at $D_1 \sim 0.2$ 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Analysis of the profiles during the start-up and sustainment phases predicted by HELIOSCOPE 	LHD NSRP
	Neoclassical transport	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Evaluation of the neoclassical transport 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ FORTEC-3D and GSRACE have been applied ✓ Neoclassical thermal loss can be compatible with α heating 	<ul style="list-style-type: none"> ■ (same as above) 	LHD NSRP
	Alpha heating	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Evaluation of the direct loss and the heating power of alpha particles 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ GNET and MORH have been applied ✓ Direct loss of α particles can be $\sim 15\%$, or less 	<ul style="list-style-type: none"> ■ (same as above) 	Kyoto Univ. LHD NSRP
	Anomalous transport	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Evaluation of the anomalous transport 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Application of GKV-X is considered 	<ul style="list-style-type: none"> ■ (same as above) 	NSRP
	Plasma operation scenario	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Development of 1D core plasma simulation code ❑ Establishment of the plasma operation scenario ❑ Find out the detachment scenario 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ NGS and DPE are included to HELIOSCOPE ✓ Self- and sub-ignition scenarios in FFHR-d1B are developed ✓ Detachment exp. in LHD 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Integration of TASK-3Da into HELIPSCOPE 	LHD NSRP

15 / 79



Tasks for FERP (7)

Red: Reactor Design
Green: R&D

Reactor System Design Group -4-		(International conference: 56, Publications: 81)			
Task	Subject	Mid-Term Goal	Achievement	Next Move	Collaboration
[Plasma Heating]	NBI	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Fundamental experiment on photo-neutralizer ❑ Design of 1.5-2.0 MeV beam accelerator ❑ Design of neutron shield 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 6.9 MW @ 190 KeV for 1.5 sec. per NBI ✓ more than 16 MW injection with 3 beamlines ✓ 4 MW for 10 sec. pulse 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Production of perfect ion-ion plasma including less than 1/1000 of electron / H-ion ratio ■ Beam trajectory simulation 	JAEA, RFX Group (Padova, Italy), Tohoku Univ. Keio Univ.
	ECH	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Demonstration of 1 MW 60 minutes injection ❑ Demonstration of high efficiency OXB heating ❑ Find high efficiency OXB in FFHR 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 0.4 MW 20 minutes achieved ✓ 16 % OXB heating efficiency @ 77 GHz ✓ Ray tracing environment in FFHR established 	<ul style="list-style-type: none"> ■ 1MW 20 minutes ■ High OXB heating efficiency @154 GHz ■ Ray tracing with mode conversion in FFHR 	Univ. of Tsukuba Kyoto Univ. Kyushu Univ.
	ICRF	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Development of fast wave simulation-framework with actual geometrical model 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Cold plasma model with three dimensional calculation 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Antenna with Faraday shield and protector ■ Hot plasma model 	Tokyo Univ. MIT
[Fueling]	Pellet	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Optimization of pellet injection condition taking into account ablation and plasmoid homogenization 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Modeling completed based on the experimental results in LHD 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Exploration of the possibility for the very high speed pellet injection beyond 10 km/s 	

16 / 79



Tasks for FERP (8)

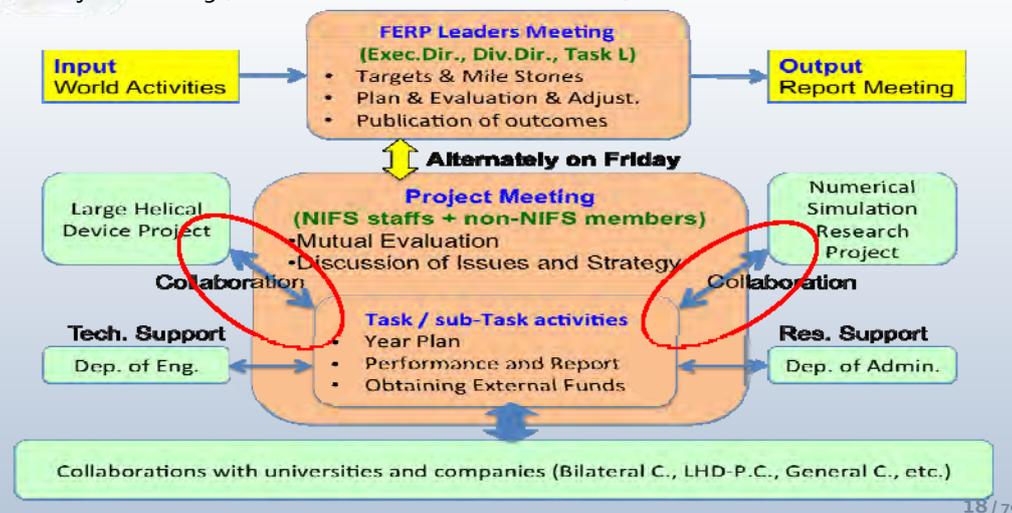
Red: Reactor Design
Green: R&D

Reactor System Design Group -5-		(International conference: 56, Publications: 81)			
Task	Subject	Mid-Term Goal	Achievement	Next Move	Collaboration
[Diagnostics]	Investigation of available diagnostics	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Selection of diagnostics ❑ Put diagnostic devices in CAD 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Initial consideration results submitted to PFR 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Arrangement of diagnostic ports 	Tokyo Institute of Tech. JAEA
	Neutron diagnostics	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Design of the device 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Feasibility check of existing neutron flux monitor and spectrometer for DEMO 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Survey of diagnostic port available for neutron diagnostics 	Nagoya Univ.
	Spectroscopic diagnostics	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Design of the device 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Particle source profile measurement with single line-of-sight 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Spatial profile measurement of impurity lines in EUV range 	Kyoto Univ. Shinshu Univ.
	Interferometer / reflectometer	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Design of the device ❑ Demonstration of high-resolution measurement at high-density in LHD 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Measurement test with a proto-type (CO₂ laser) system has begun on LHD 	<ul style="list-style-type: none"> ■ Bench tests of a shorter wavelength (Nd:YAG laser) system 	Kyushu Univ. Shimane Univ. Chubu Univ.
	Thomson scattering	<ul style="list-style-type: none"> ❑ Design of the LIDAR system. 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Feasibility check on the high-power laser for LIDAR 	<ul style="list-style-type: none"> ■ R&D on the high-power laser 	Osaka Univ. Institute for Molecular Science



(1-2) Organization of FERP

- ✓ FERP consists of 13 task groups and 44 subtask groups
- ✓ Leaders meeting (Exec. Dir.+ 2 Div. Dir. + 13 TG leaders)
- ✓ Project meeting (Researchers from NIFS and ex-NIFS)

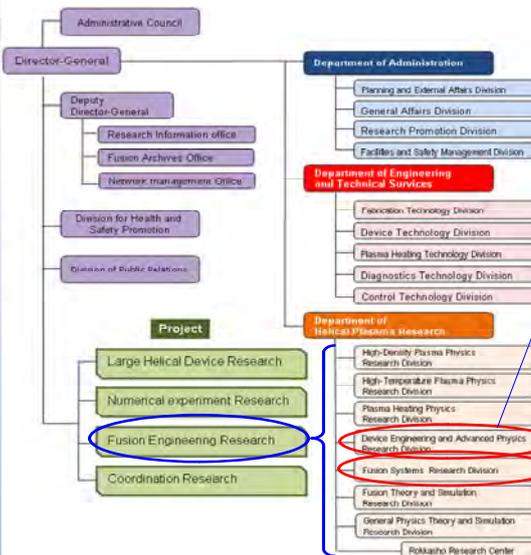




Any Researcher Can Participate in FERP

Across the Department of Helical Plasma Research

New Organization (FY2010 ~)



From the FY2010, 4 projects have started in the new organization for the 2nd Mid-term goal & plan

Fusion Engineering Research Project
with about 60 staffs, mainly based on the 2 divisions:

Device Engineering and Advanced Physics Research Division (Staffs: 7,7,4)

- > LHD maintenance and D-D safety devices
- > Trace tritium monitoring and handling
- > Large SC magnet system and applications

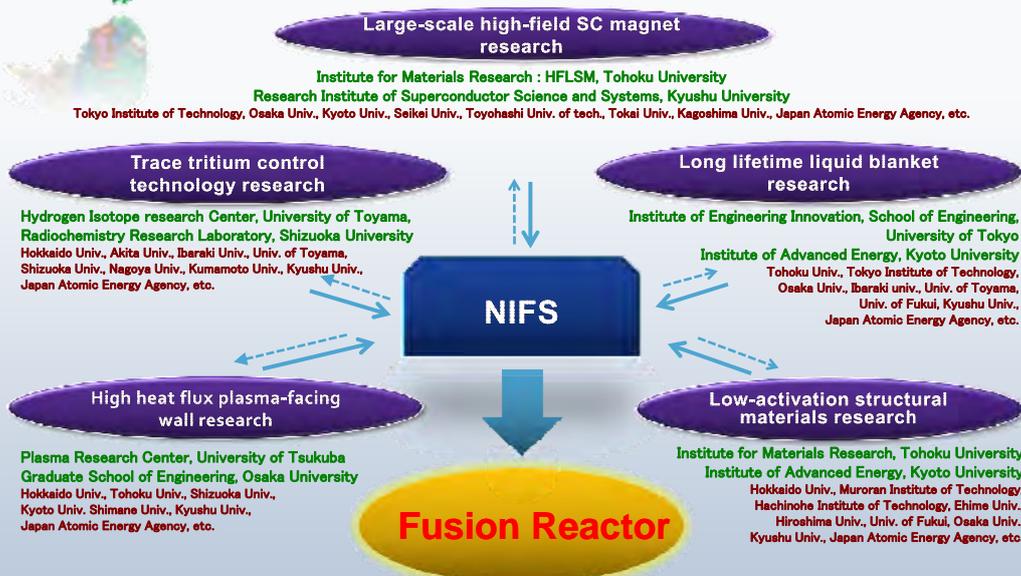
Fusion System Research Division (Staffs: 6,5,8)

- > Helical reactor DEMO design
- > Remote maintenance and replacement
- > Low activation mater. and long-life liq. blanket
- > PWI and high-heat flux components
- > Atomic and molecular processes



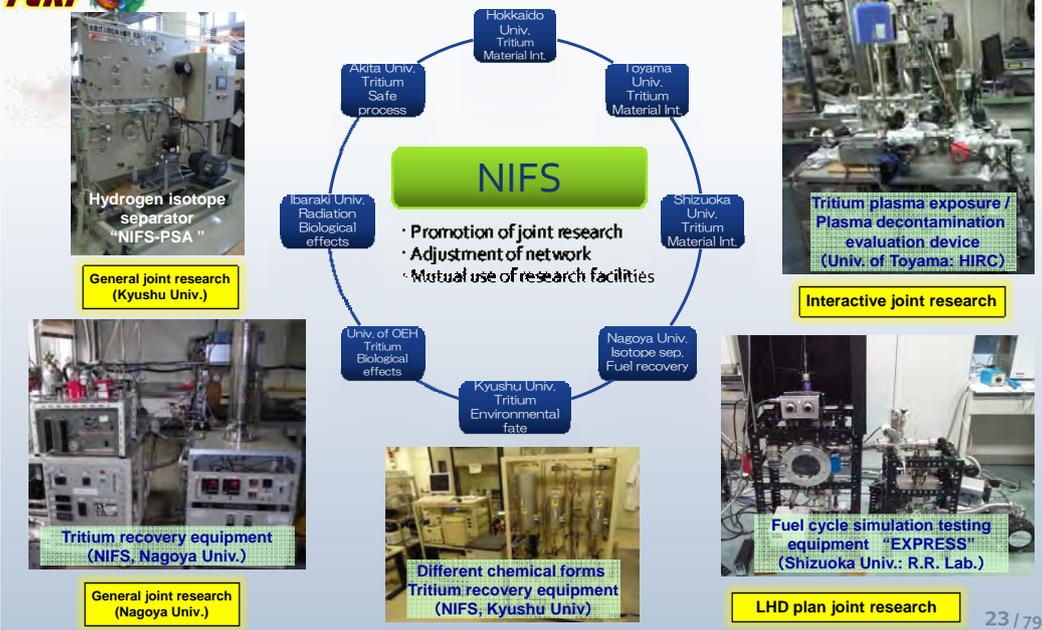
Relations to Other Groups

Network for promotion of engineering research





Tritium Science and Technology



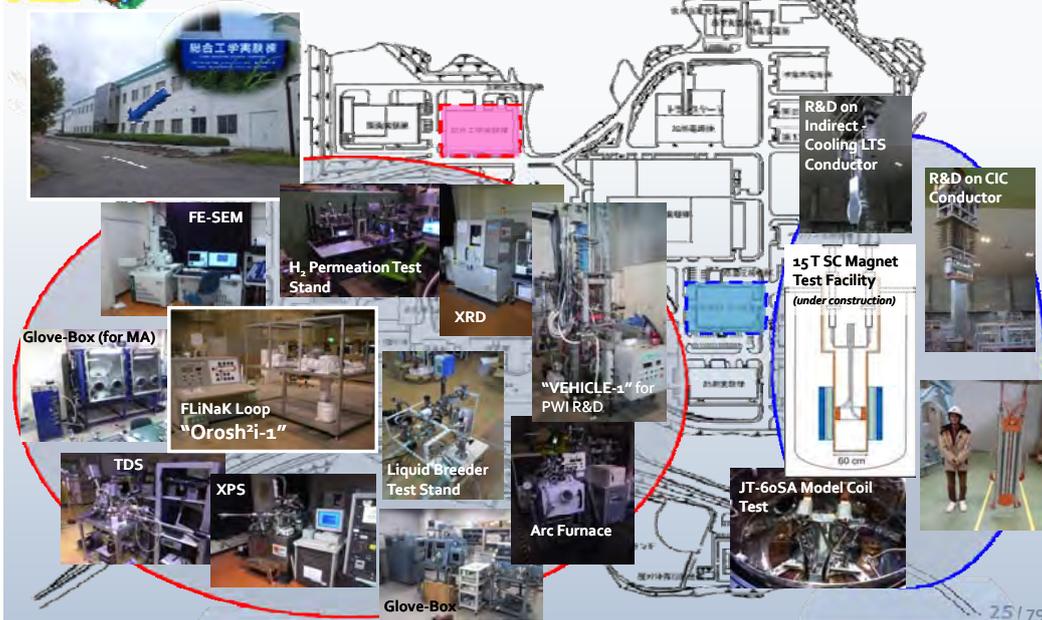
(1-3) Research Environment

Devices for engineering research in NIFS since 1989

Year	The main fusion engineering research equipment in NIFS	Events
1989		NIFS established
1990	Surface analysis and testing equipment (SUT) and Active Cooling Test-stand (ACT) were introduced Large superconducting test facility was introduced	
1995	Micro-hardness tester was introduced	
1997	Fatigue testing equipment was introduced	LHD first plasma
1998	Scanning electron microscope was introduced	
1999	30 kg Vanadium ingot (NIFS-HEAT-1) production	Fusion Engineering Research Center established
2000	170 kg Vanadium ingot (NIFS-HEAT-2) production	
2001	X-ray photoelectron spectrometer was introduced	
2002	Osaka Univ. : Powerful neutron source lithium target test facility	
2005	Creep testing machine (Unit 1) was introduced	
2006	X-ray diffractometer was introduced	
2007	Creep testing machine (Unit 2) was introduced	
2008	Liquid lithium loop production and operation	
2009		External evaluation on engineering research
2010	Creep testing machine (Unit 3) was introduced	FERP launched
2011	Production of particle dispersion strengthened vanadium alloy	
2012	Field emission scanning electron microscope was introduced Molten salt loop (Orosh2i-1) production and operation	Large supplementary budget secured
2013	Variable temperature low temperature equipment (Supercritical helium generator etc. update) Conductor magnet test facility (Including variable temperature current lead) Heat and mass flow loop equipment (Orosh2i-2) Transmission electron microscope (TEM) Ultra-high vacuum creep testing machine Bond testing equipment (HIP, Ball mill etc.) Active Cooling Test-stand (ACT-2) Hydrogen accumulation analyzer (Pelletron Accelerator Surface Analyzer and SEM) LHD irradiation testing equipment (Focused ion beam system, TDS etc.) Hydrogen testing and measurement equipment (Gas composition analyzer, FTIR, etc.) Electron beam processing machine	External evaluation



(1-3) Research Environment



Large Supplementary Budget of 2.4 Billion JPY in FY2012

(1) SC Magnet

- 13 T SC magnet test facility, ...

(2) Blanket

- Twin loop with 3T SC magnet, ...

(3) Low-Activation Material

- HIP device, TEM, creep test device, ...

(4) Divertor

- High heat load test device of 10 MW/m², pelletron tandem accelerator of 1 MV, ...

(5) Tritium

- Gas / liquid analyzer, ...

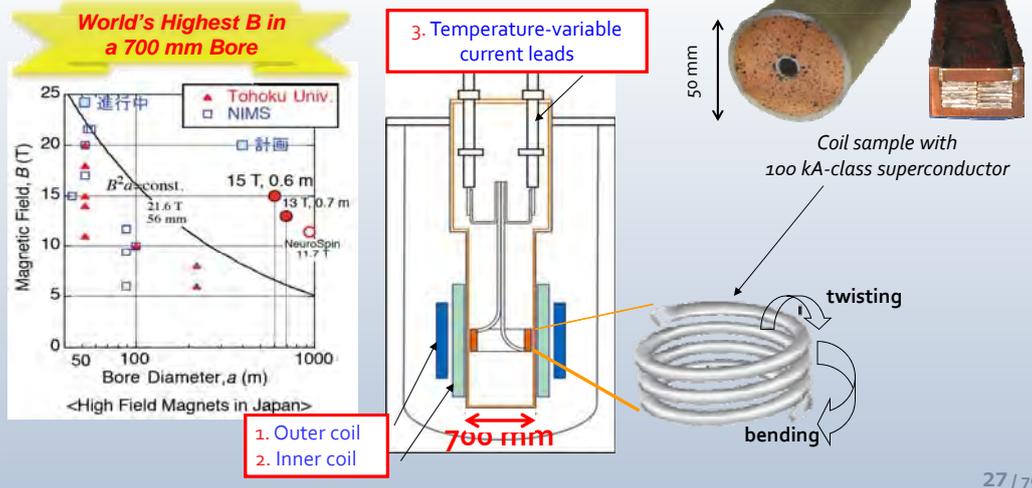




15 T SC Magnet Facility

R&D by SC magnet TG

The superconductor testing facility at "Superconducting Magnet Systems Research Laboratory" will be upgraded (after 25 years operation) to increase the bias magnetic field from 9 T to **15 T** so that **100 kA-class conductor** samples will be tested at temperature **4 – 50 K**



27 / 79

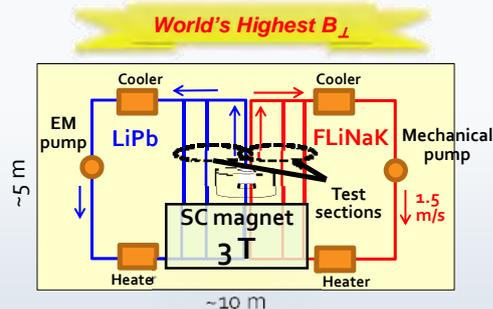


Twin Loops with 3T SC Magnet

R&D by Blanket TG

✓ Orosh²i-2

- Operational Recovery Of Separated Hydrogen and Heat Inquiry
- Forced circulation loops of FLiNaK (~500 °C) and LiPb (~300 °C)
- Integrated test stand with a SC magnet of 3 T



Basic configuration of Orosh²i-2

Specifications of Orosh²i-2

- Pipe diameter : 1 inch
- Normal operation temp. : FLiNaK 500 °C, LiPb 300 °C
- Maximum flow velocity : ~1.5 m/s
- Inventory : ~100 L
- Magnetic field : max. ~3 T (CS magnet), 50 cm Φ x 15 cm

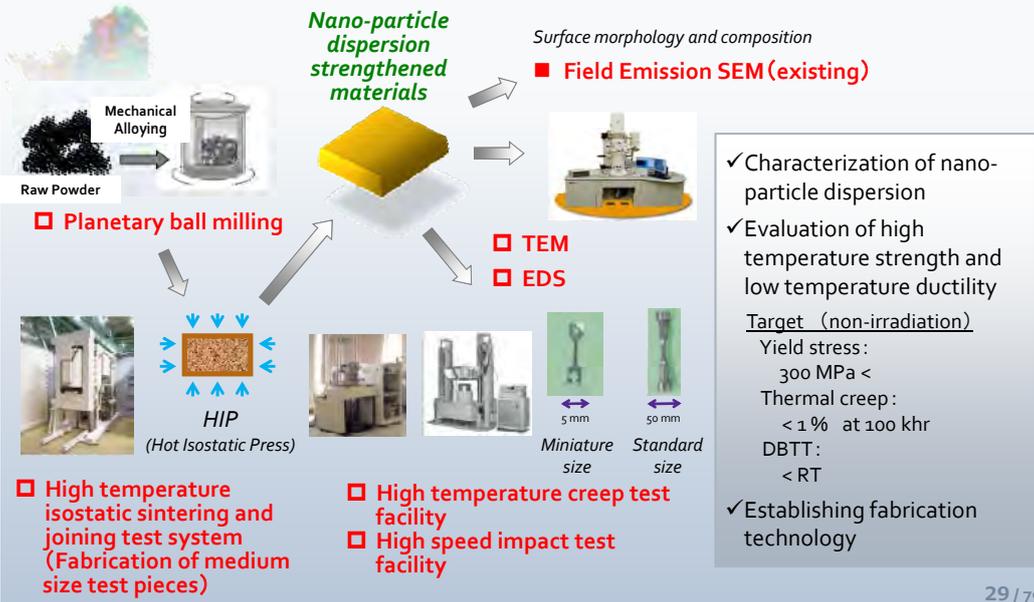
- ✓ Simulation of temperature and flow velocity in fusion blanket
- ✓ Integrated tests of MHD pressure drop, control of laminar and turbulence flow, hydrogen and heat recovery, corrosion behavior etc. under intense magnet field.
- ✓ Test stand for elemental technologies developed in collaborative studies.

28 / 79



HIP Device, TEM, Creep Test

R&D on low-activation materials by Blanket TG



High Heat Load Test Device

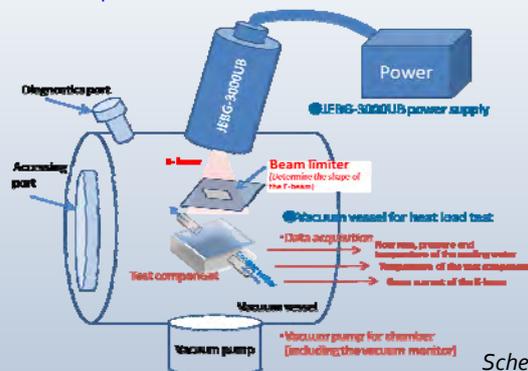
R&D by In-Vessel Components TG

✓ ACT-2

- Ultra high heat flux test stand
- 10 MW/m² of heat loading by 300 kW electron gun
- Large vacuum vessel
- R&D on material, cooling media, and bonding technique
- Realistic scale components



300 kW electron gun



Schematic of ACT-2



Accelerator for Material Test

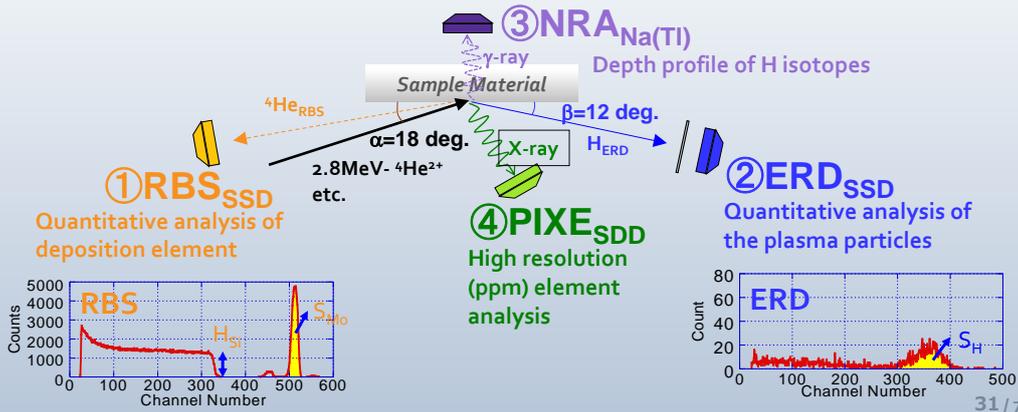
R&D by In-Vessel Components and Blanket TGs

✓ Non-destructive analysis

- By 1 MV pelletron tandem accelerator
- Quantification of the retained H
- Multiple analysis of RBS, ERD, NRA, and PIXE

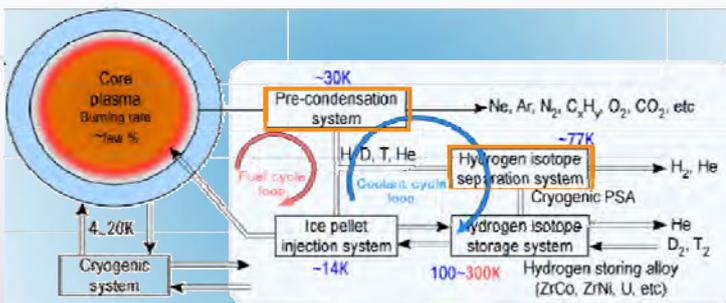


1 MV tandem accelerator



Advanced fuel cycle system

R&D by Tritium TG



✓ Proposal of a simplified fuel cycle system

- toward low tritium inventory

Feasibility studies of a low temperature processing

Fuel purification processing by **three stage cryogenic condensation system**
[Supported by Dr. Iwamoto (NIFS)]

Hydrogen isotope separation by **cryogenic pressure swing absorption system**
[Kyushu Univ., Dr. Kotoh]

Proposal of tritiated water processing

Tritiated water processing by **dual temperature and dual pressure type CECE system**
[Nagoya Univ., Dr. Sugiyama]

Highly tritiated water processing by **gas phase processing system**
[Univ. of Toyama, bidirectional Collab.]

Support by gas and liquid analyzers

Advanced gas phase tritium analyzer
(Proportional counter with a pulse shape discriminator)
[Nagoya Univ., Kyoto Univ.]

Advanced tritiated water analyzer
(Solid scintillator type)
[OHYO KOKEN KOGYO CO., LTD.]

Stable Isotope analyzer
(FTIR spectrometer, Gas / liquid / solid surface)

Gas chromatograph/mass spectrometer
(Analyzer in operation)



Summary of [1] Development of Research System and Environment [1] 研究環境の整備

	Points of Evaluation	Facts
1-1	<p>Whether or not the target of FERP, initiated in FY2010, is appropriate</p> <p>平成 2 2 年度にプロジェクトとして位置付けられた核融合工学研究プロジェクトの目標設定は適切か</p>	<p>The target of FERP ("Promotion of conceptual and baseline designs toward realization of a steady-state helical fusion reactor and construction of engineering basis that enables real-scale and real-environment R&D") is appropriate:</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ FERP has successfully launched as the PROJECT of NIFS ✓ Roadmap and tasks to do are defined with five fundamental R&Ds
1-2	<p>Whether or not the organization of FERP is coincident with its target and properly functioning?</p> <p>推進体制は目標に合致し、適切に機能しているか</p>	<p>The organization of FERP coincide with the target and properly functioning:</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 13 TGs are organized based on the tasks defined by the target ✓ The leaders meeting is properly leading the project ✓ The project meeting of more than 70 times has been held ✓ Collaborations with other groups are being carried out successfully
1-3	<p>Whether or not an appropriate research environment is provided for the establishment of academic fundamentals</p> <p>工学基盤の構築を可能とする研究環境の整備は適切に進められているか</p>	<p>The research environment in NIFS is being provided appropriately:</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ Five fundamental R&Ds are going on successfully ✓ Collaborations with other groups are being carried out successfully ✓ The research environment is now widely improving with the large supplementary budget in FY2012

33 / 79



[2] Research Achievements

~ Whether or not FERP is achieving internationally evaluated results throughout the study on helical fusion reactor

研究成果 ~ヘリカル型核融合炉の研究を進めることにより、国際的に高いレベルの成果を上げているか



(2-1) Helical fusion reactor design

ヘリカル型核融合炉の設計

(2-2) R&D toward establishment of the engineering basis

工学基盤構築に向けた研究

34 / 79



(2-1) Helical Fusion Reactor Design

- ✓ Conceptual design of FFHR-d1
- ✓ The newest version of FFHR series
- ✓ Phased design activity
- ✓ Each consideration stage is called the 'Round'

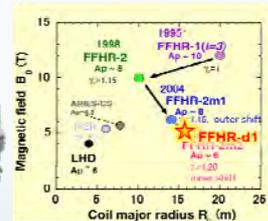
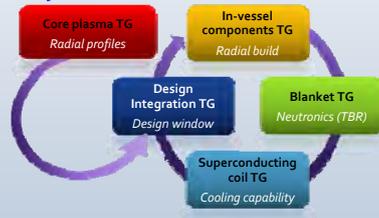


Figure from A. Shima et al., Fusion Eng. Des. 85 (2010) 1386.

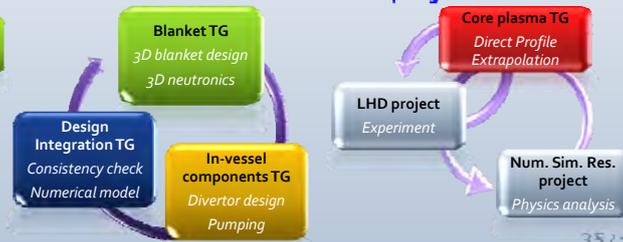
● Round 1 (FY 2010 – 2011)

- Determination of basic device parameters of FFHR-d1



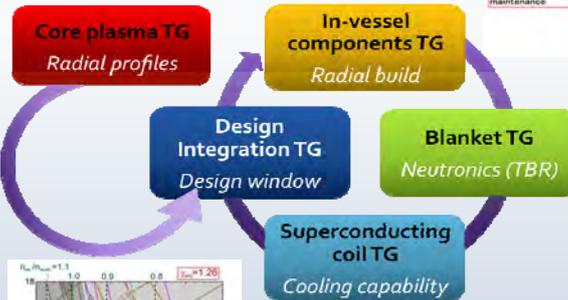
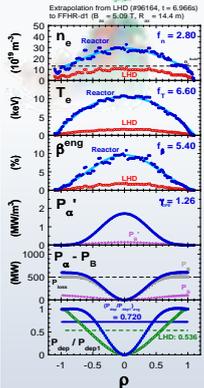
● Round 2 (FY 2011 –)

- Design of in-vessel components
- Collaboration with LHD / Numerical Simulation Research projects



1st Round

FFHR-d1 design parameters are determined

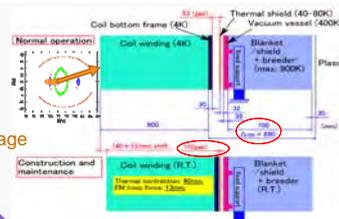


1 Estimate radial profiles in FFHR-d1 by extrapolating the profile data obtained in LHD (DPE: Direct Profile Extrapolation)

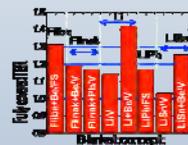
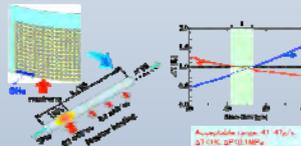
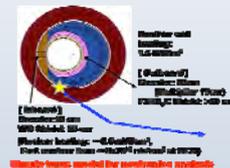
2 Identify the design window by an integration code HELIOSCOPE

3 Determine the radial build by taking into account the shrinkage of cooled devices

5 Cooling simulation of SC helical coils to determine the tolerable nuclear heating



4 TBR estimation by neutronics calculation of the breed and shield blankets





Design Parameters of FFHR-d1



A. Sagara et al., Fusion Eng. Des. 87, 594 (2012)

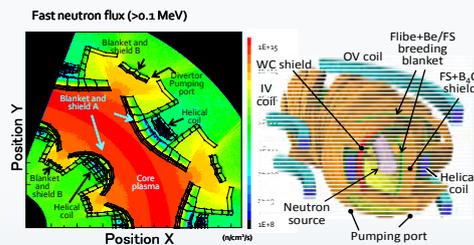
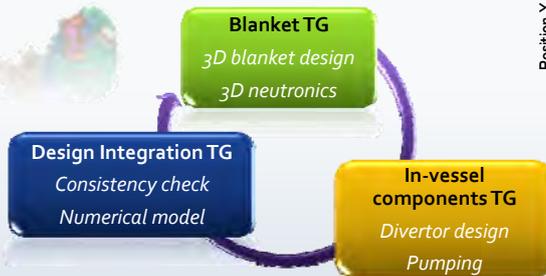
			LHD	FFHR2	FFHR2m1	FFHR2m2		FFHR-d1
						Standard	SDC	
Coil pitch parameter	γ_c		1.25	1.15	1.15	1.2		1.25
Coil major radius	R_c	m	3.9	10	14.0	17.3		15.6
Plasma major radius	R_p	m	3.75	10	14.0	16.0		14.4
Plasma minor radius	a_p	m	0.61	1.24	1.73	2.35		2.54
Plasma volume	V_p	m ³	30	303	827	1744		1878
Blanket space	Δ	m	0.12	0.7	1.1	1.05		0.765
Magnetic field	B_0	T	4	10	6.18	4.84		4.7
Magnetic energy	W_{mag}	GJ	1.64	147	133	160		160
Fusion power	P_{fus}	GW		1	1.9	3		3
Neutron wall load	I_n	MW/m ²		1.5	1.5	1.5		1.5
H factor of ISS95	H^{ISS95}			2.40	1.92	1.92	1.64	2
Plasma beta (evaluated with B_{ax})	$\langle \beta \rangle$	%		1.6	3.0	4.4	3.35	5
Divertor heat load (Δ 0.1m) (on average)	Γ_{div}	MW/m ²			5	7.2	1.9	8.1
Total capital cost		G\$(2003)		4.6	5.6	7.0		
COE		mill/kWh		155	106	93		

37/79

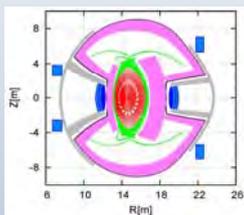


2nd Round

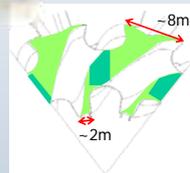
Design of in-vessel components



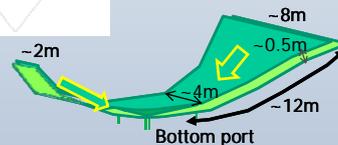
Estimation of the neutron flux distribution by the 3D simulation code MCNP [Blanket TG]



Numerical modeling of the blanket poloidal shape being consistent with plasma and divertor legs at arbitrary toroidal angle ϕ [Design integration TG]



Design of the pumping ducts to realize a high-conductance [In-vessel components TG]



38/79



Structural Analysis with 3D-CAD

Large maintenance ports are applicable with tolerable EM stress

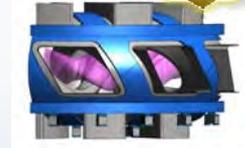


FFHR-D1

$R_c = 15.6 \text{ m}$, $B_c = 4.7 \text{ T}$, $P_{\text{fusion}} \sim 3 \text{ GW}$



Upper port
(6 m x 10 m x 11 m)



Outer port
(bottom 8.5 m x height 7.5 m)

✓ Numerical modeling of in-vessel components

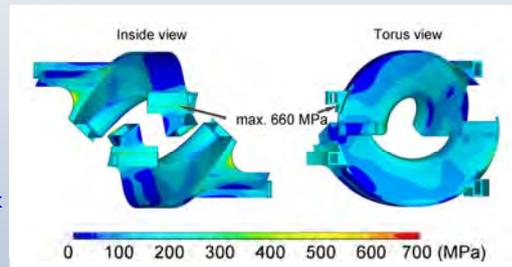
- Make modification of the design and translation between CAD softs easy

✓ 3D structural analysis

- Von Mises stress < 660 MPa with 250 mm thick helical coil case

✓ Maintenance scenario

- Parallel maintenance from large 10 ports



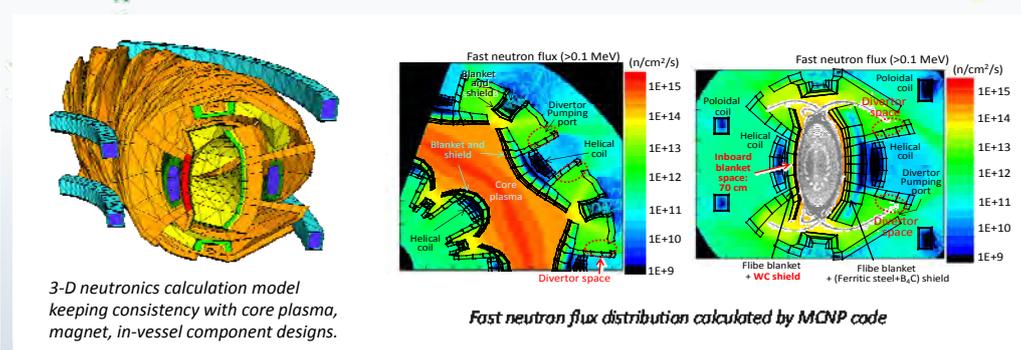
Results of structural analysis

39 / 79



3D Neutronics Analysis

Neutron flux can be reduced at divertor set behind the blanket



3-D neutronics calculation model keeping consistency with core plasma, magnet, in-vessel component designs.

Fast neutron flux distribution calculated by MCNP code

✓ 3-D neutronics analysis

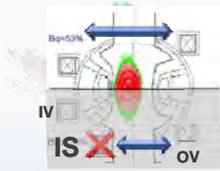
- Sufficient radiation shielding and tritium breeding (TBR: ~ 1.08) performances of the FLiBe blanket have been shown by MCNP
- Irradiation damages on divertors set behind the radiation shield will be $\sim 1/10$ (1.0-1.6 dpa/y) at inboard and $\sim 1/100$ (0.06 dpa/y) at outboard compared with those at the first wall
- Possibility of applying copper alloy for divertor cooling emerges

40 / 79



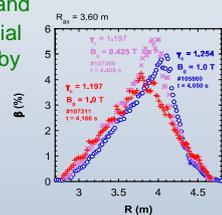
Inter-Project Collaboration

With the LHD project and the Numerical Simulation Research Project



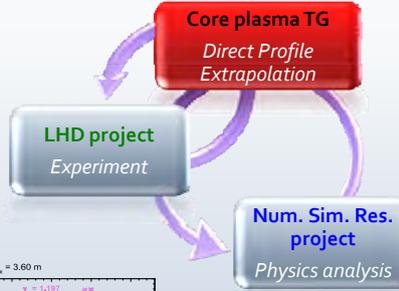
The number of poloidal coils is reduced from 5 in LHD to 4 in FFHR-d1 to secure large maintenance ports

2 Plasma experiment and estimation of the radial profiles in FFHR-d1 by DPE (Direct Profile Extrapolation)



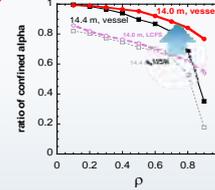
Shafranov shift is mitigated in the high aspect ratio configuration (red and magenta) compared with the standard configuration (blue)

1 Proposal of experiments in LHD using the similar magnetic configurations as FFHR-d1



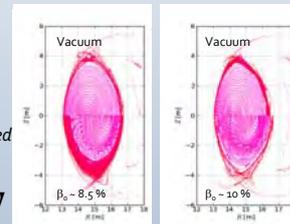
3 Identification of the MHD equilibrium in FFHR-d1 using HINT2 and VMEC

Magnetic surfaces are destructed at high-beta (left) can be restoration by the plasma position control (right) [HINT2]



Both of the alpha re-entering effect and the plasma position control is effective to reduce the alpha loss [MORH]

4 Detailed physics analysis



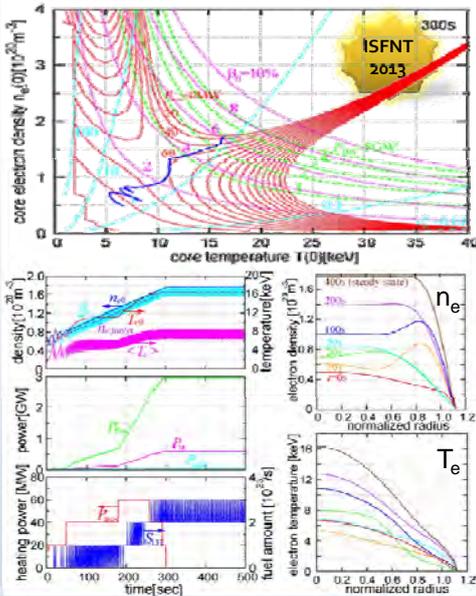
Operation Scenario is Being Established

✓ Quasi 1D plasma simulation

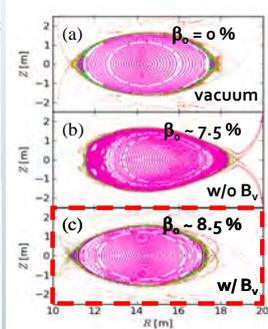
- Profile effect is taken into account based on NGS (Neutral Gas Shielding model) and DPE (Direct Profile Extrapolation method)

✓ Detailed physics analyses

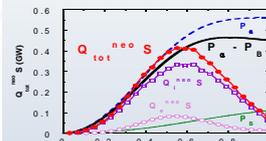
- Shafranov shift mitigation is possible
- Neoclassical loss and alpha loss are tolerable



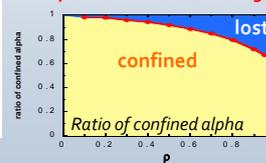
Results of core plasma simulation



Magnetic surfaces similar to those in vacuum are obtained at high beta by applying B_v



Neoclassical thermal loss is compatible with the α heating

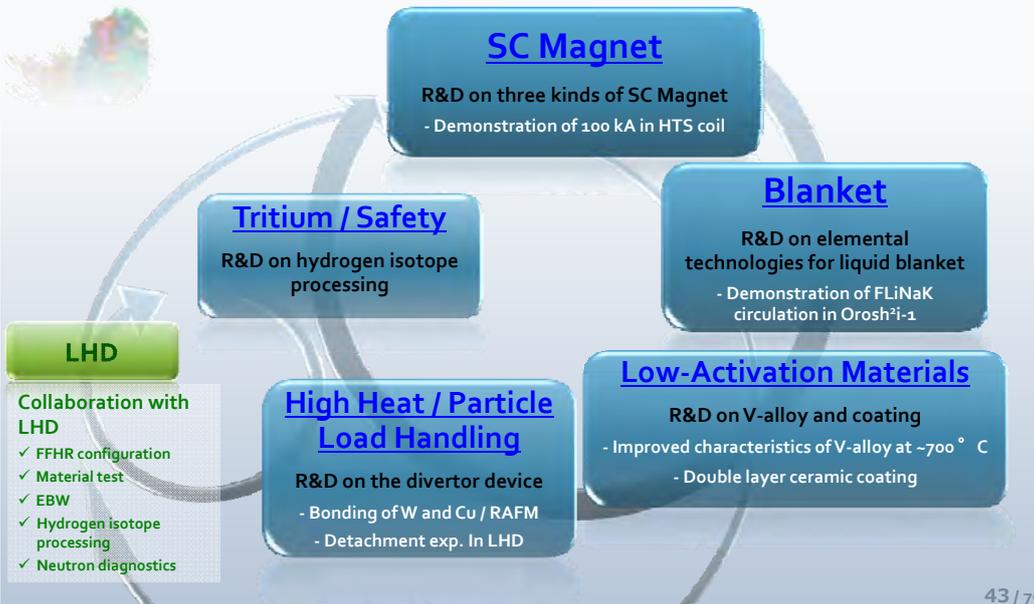


Direct loss of alpha particles is tolerable



(2-2) R&D

Five fundamental engineering studies are ongoing



43 / 79



R&D on SC Magnet

Three types of SC conductor have been developed

High-Temperature Superconductor

Collaboration with Tohoku Univ.

✓ High-Temperature Superconductor (HTS) with GdBCO has achieved **100kA@20 K, 5 T** and **120 kA@4.2 K, 0.4 T**

✓ Mechanical lap-joint developed by Tohoku Univ. has satisfied required joint resistance

CIC Conductor Testing

Collaboration with ITER and BA

✓ Short-sample conductors and CS model coil were tested for **JT-60SA**

✓ Conductor joint test is being carried out for **ITER-TF**

Indirectly-cooled Nb₃Sn conductor

✓ **Indirectly-cooled** Nb₃Sn conductor with Rutherford cable and Al-alloy jacket with Friction Stir Welding is being developed

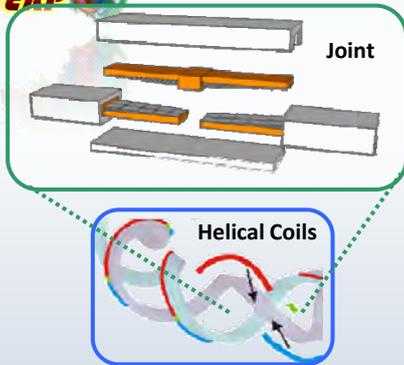
✓ **5 kA@12 T-class** sample was tested as a three-turn coil

✓ **20 kA@12 T-class** & **100 kA@12 T-class** samples were fabricated

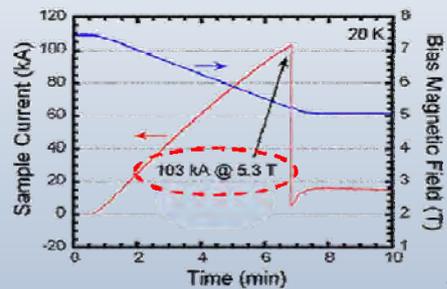
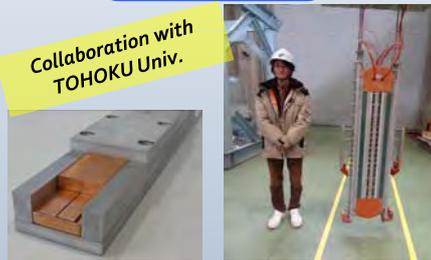
44 / 79



Progress in the HTS Option of Helical Coils



- ✓ HTS: High Temperature Superconductor
 - High cryogenic stability (no worry of quench)
 - High mechanical strength with YBCO
- ✓ Segmented-fabrication (jointed-winding) of helical coils
 - Accelerate the manufacturing process
 - No need of large winding machine
- ✓ R&D on the jointed HTS coil
 - One turn HTS coil sample with a mechanical joint
 - 100 kA coil current has been achieved @ 20 K, 5 T

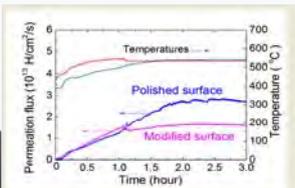


45 / 79

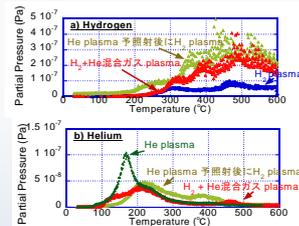


R&D on Blanket

Elemental technologies for liquid blanket have been developed



Data acquisition of plasma driven hydrogen permeation through F82H at 520 °C

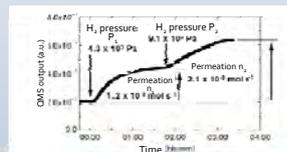


Analysis of hydrogen retention in F82H after He plasma pre-irradiation



Control panel

Completion of construction of FLiNaK loop Orosh²i-1 and start of operation.



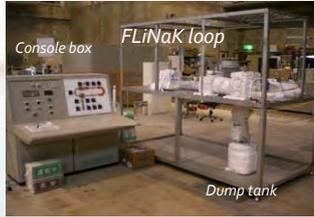
Development of electrically insulated hydrogen recovery unit for molten salt coolant

46 / 79



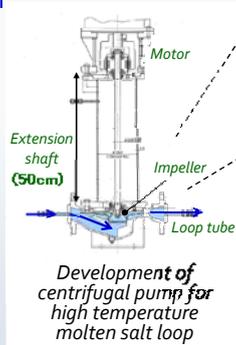
FLiNaK Circulation

Experiment in Orosh²i-1

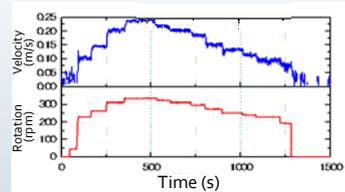
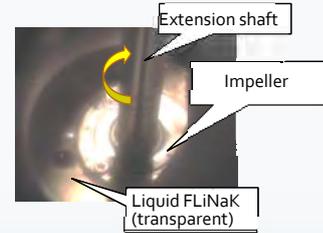


FLiNaK circulation loop system "Orosh²i-1"

Operational Recovery Of Separated Hydrogen and Heat Inquiry



Development of centrifugal pump for high temperature molten salt loop



Specification of Orosh²i-1

- Pipe diameter : 1/2 inch
 - Maximum temperature : 600 ° C
 - Maximum flow velocity : ~0.5 m/s
 - Inventory : ~3 L
- ✓ The world's first integrated molten salt loop system for study of separate recovery of hydrogen and heat

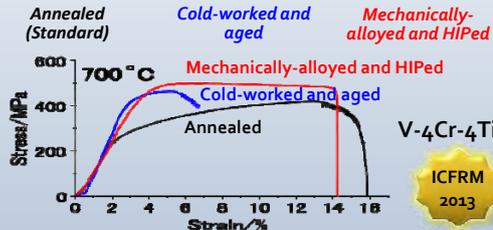
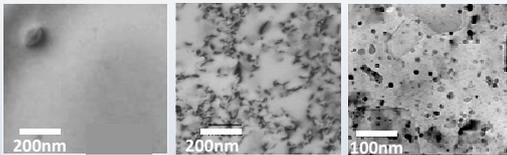
- ✓ Successful control of FLiNaK circulation and velocity measurement at 500 °C
 - Operation of centrifugal pump for high temperature molten salt has been demonstrated
- ✓ Development and experience accumulation on
 - Circulation control of high temp. molten salt
 - Velocity measurement
 - Hydrogen charge and recovery
 - Handling of molten salt etc.



R&D on Vanadium Alloys and Ceramic Coating

✓ V-alloys are promising low activation structural material

- Microstructural control => high-T strength ↗
- Mechanical-alloying and HIP => both strength and elongation ↗



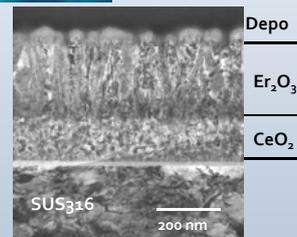
Microstructure and tensile properties of standard and strengthened V-4Cr-4Ti

✓ Ceramic coating is essential to breeding blankets

- For electrical insulation, and
- Reduction of the tritium permeation
- Double layer Er₂O₃ coating technique on the tube interior has been developed



Er₂O₃ coating on the tube interior



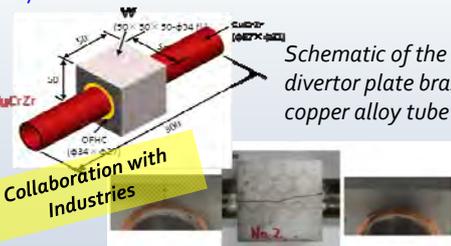
Cross section of the double-layer coating



R&D and Related Researches on Divertor

✓ Bonding of tungsten with other metals

- Brazing of tungsten mono-block with copper alloy tube
- Bonding of tungsten mono-block with F82H tube by HIP



Schematic of the W divertor plate brazed with copper alloy tube

Collaboration with Industries

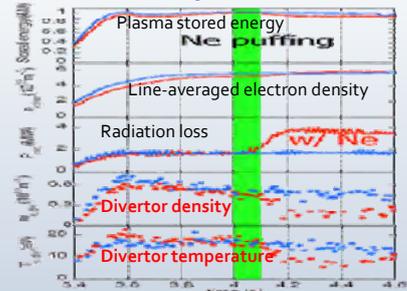
Optimizations of the heat treatment and the sizes of the block and tube are necessary

✓ Various researches are also ongoing

- Evaluation of the enhanced radiation loss by Ne
- Spectroscopic study on W
- Interaction between W and hydrogen
- Plasma irradiation test of PFC materials

✓ Divertor detachment for heat load reduction

- Detachment experiments in LHD, by
 - Impurity gas puffing
 - Edge density limit at high density
 - RMP (Resonant Magnetic Perturbation)



Divertor density and temperature was reduced by Ne puffing

- Neutral particle simulation (EIRENE)
- MD simulation on C and W
- Configuration optimization for asymmetry mitigation
- Strike-point sweeping for erosion mitigation



Summary of [2] Research Achievements and Environment [2] 研究成果

	Points of Evaluation	Facts
2	<p>Whether or not FERP is achieving internationally evaluated results throughout the study on helical fusion reactor</p> <p>ヘリカル型核融合炉の研究を進めることにより、国際的に高いレベルの成果を上げているか</p>	<p>Many research results have been achieved throughout the reactor design activity and related R&Ds in FERP:</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 150 presentations in total have been given in the international conferences (invited: 14, oral: 26) ✓ 217 papers in total have been published
2-1	<p>Helical fusion reactor design</p> <p>ヘリカル型核融合炉の設計</p>	<p>Conceptual design of the helical reactor FFHR-d1 is proceeding:</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ Considerations on plasma, SC magnet, blanket, divertor, in-vessel components, structure, neutronics, etc. ✓ 37 presentations related to the FFHR-d1 design have been given in the international conferences (invited: 4, oral: 3) ✓ 81 papers related to the FFHR-d1 design have been published
2-2	<p>R&D toward establishment of the engineering basis</p> <p>工学基盤構築に向けた研究</p>	<p>R&Ds on SC magnet, blanket, low-activation materials, divertor, and tritium have been conducted:</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ In collaboration with universities ✓ 113 presentations on these R&Ds have been given in the international conferences (invited: 10, oral: 23) ✓ 136 papers on these R&Ds have been published



[3] Encouragement of Joint Activities and Collaborative Research

共同利用・共同研究の推進

(3-1) Whether or not NIFS is promoting **collaboration** as COE, concentrating the high research ability of universities and others

大学等が有する高い研究能力を結集して、COEとして共同研究を適切に進めているか

(3-2) Whether or not NIFS is contributing to the development of **research at universities**

大学の研究発展に寄与しているか

(3-3) Whether or not FERP is collaborating with and contributing to **international activities** of ITER, BA, and others?

ITER計画やBAなど国際的な活動との連携、貢献を図っているか

51 / 79



(3-1) Collaboration

Whether or not NIFS is promoting **collaboration** as COE, concentrating the high research ability of universities and others

大学等が有する高い研究能力を結集して、COEとして共同研究を適切に進めているか

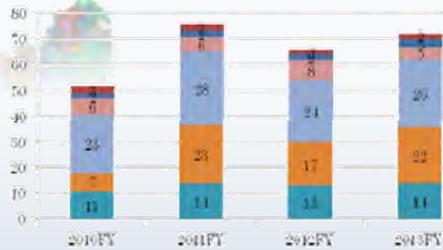
Collaborations on Fusion Engineering in 2010-2013: 542 in Total

- ✓ **266** under NIFS collaborations
 - 52 on reactor design
 - 69 on SC magnet system
 - 101 on in-vessel components
 - 25 on isotope / environment
 - 19 on numerical simulation / analysis
- ✓ **64** under LHD project collaborations
- ✓ **91** under bilateral collaborations
- ✓ **40** with private companies
- ✓ **81** by external funds (**71** by grant-in-aid of MEXT)

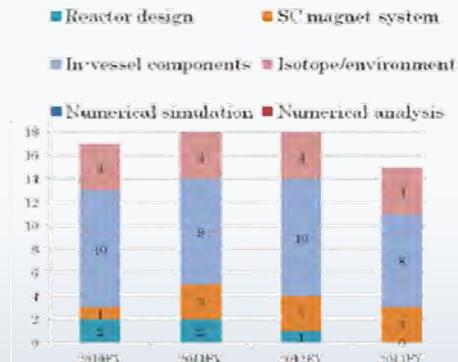
52 / 79



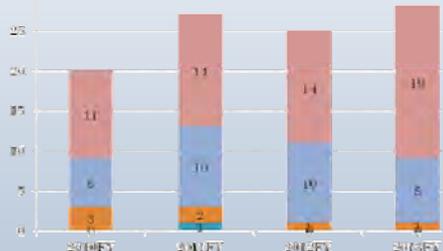
Statistics of Collaboration



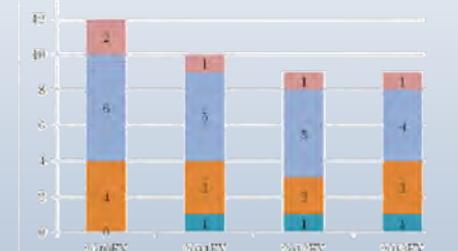
General joint research collaborations



LHD project research collaborations



Bilateral research collaborations



Research collaborations with private companies



(3-2) Research at Universities

Whether or not NIFS is contributing to the development of research at universities
大学の研究発展に寄与しているか

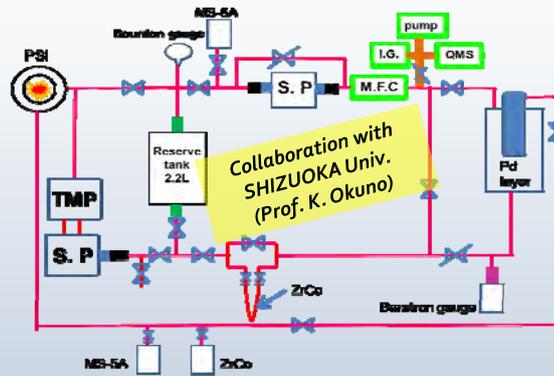
- ✓ Tokai University
 - Plasma operation scenario
 - HTS (YBCO) current lead
- ✓ The University of Tokyo
 - System code
 - Application of HTS in Mini-RT
 - Material study for liquid blankets
- ✓ Tohoku University
 - HTS (YBCO) mechanical joint
 - MHD pressure loss mitigation
 - Fatigue life evaluation
 - Heat removal in FLiBe blanket
 - W alloy
- ✓ Kyushu University
 - Tritium balance
 - Hydrogen isotope separation
 - Neutron irradiation effect on SC magnet
 - Environmental dynamics of OBT
- ✓ Kagoshima University
 - Stability of HTS (MgB₂) conductor
- ✓ Sophia University
 - Current inhomogeneity in CIC conductor
- ✓ Toyohashi University of Technology
 - Detection of partial discharge in SC magnet
- ✓ Hokkaido University
 - Plasma irradiation effect on H/He retention
- ✓ Nagano National College of Technology
 - Hydrogen isotope oxidation
- ✓ Kyoto University
 - W coating on low activation materials
 - Energy conversion in divertor
- ✓ Akita University
 - Hydrogen isotope trapping
- ✓ Shizuoka University
 - Dynamics of hydrogen transport
- ✓ Osaka University
 - PWI study using laser / ion beam induced plume
- ✓ Kanazawa University
 - Graphite divertor tile
- ✓ The University of Electro-Communications
 - Spectroscopic study of W by EBIT
- ✓ Niigata University
 - Charge exchange between W and H
- ✓ Nagoya University
 - Neutron measurement system
 - ⁶Li isotope separation
- ✓ University of Occupational and Environmental Health
 - Biological effect of T
- ✓ Akita University
 - Hydrogen isotope trapping

... and so on



Example of Cooperative Activities in the NIFS Fusion Engineering Research Project

- ✓ e.g., Recovery efficiency of hydrogen isotope
 - Important to elucidate the tritium transport in fusion reactor
- ✓ Lab. scale experiment of hydrogen circulation in Shizuoka Univ.
 - Named "EXPRESS"
 - Consists of plasma formation system, gas purification system, and gas stock

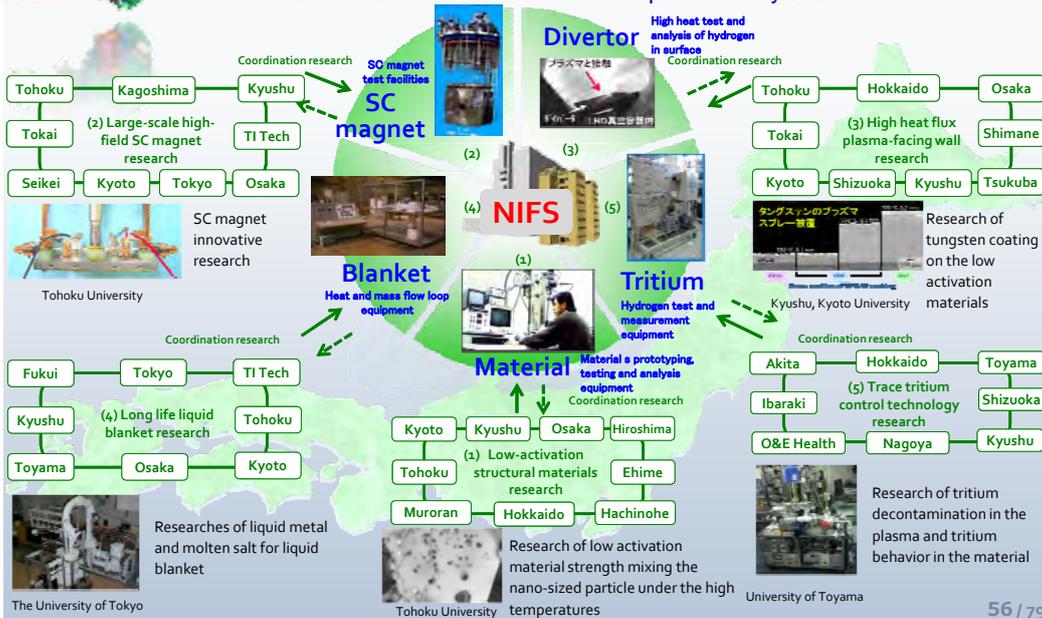


Schematic of "EXPRESS" in Shizuoka Univ.



Collaboration Network

Carried out in coordination with the research promoted by Universities





(3-3) International Activities

Whether or not FERP is collaborating with and contributing to international activities of ITER, BA, and others?

ITER計画やBAなど国際的な活動との連携、貢献を図っているか

✓ITER

- SC magnet: ITER-TF coil, cryo system
- NBI: beam simulation, experiments

✓BA

- JT-60SA: SC magnet
- IFERC DEMO R&D: RAFM, SiC, PWI exp. in JET
- IFERC DEMO Design: cost model
- IFMIF-EVEDA: fatigue life evaluation

✓TITAN

- Permeability test of Er_2O_3 coated RAFM in Idaho National Laboratory (INL)
- MHD pressure loss experiment in UCLA (with Tohoku university)
- Irradiation effect on jointing materials (with Osaka university)

✓GENIE

- Provision of atomic and molecular database

57 / 79



Collaboration with ITER



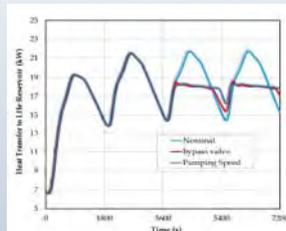
Performance test of the ITER-TF connection part in NIFS

✓SC magnet and cryo system

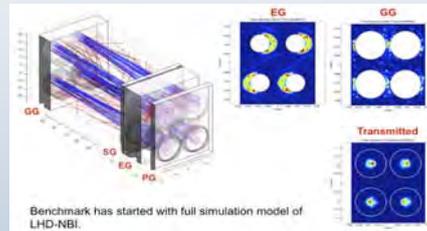
- ITER-TF coil testing
- Cryo system simulation code C-PREST

✓Neutral Beam Injection (NBI)

- Beam simulation
- Experiments in NIFS test stand



Simulation results of the heat transfer to LHe reservoir, by C-PREST made in NIFS



Benchmark has started with full simulation model of LHD-NBI.

3D-beamlet simulation including secondary charged particles

58 / 79

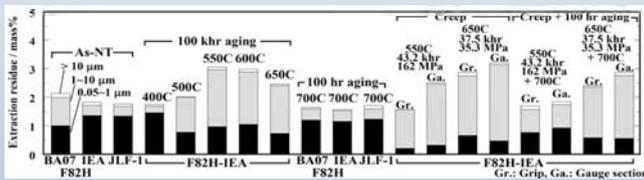


Collaboration with BA

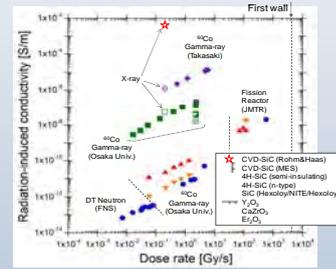


Performance test of the JT-60SA CS model coil in NIFS

- ✓ JT-60SA
 - SC magnet testing
- ✓ IFERC
 - Precipitation behavior of F82H-BA07 during aging and creep
 - Electrical conductivity and hydrogen permeability of SiC materials under irradiation
 - Cost model
 - PWI experiment in JET
- ✓ IFMIF-EVEDA
 - Fatigue life evaluation using small specimen



The extraction residue of RAFM (Reduced Activation Ferrite Materials) and the particle size distribution (in each bar)

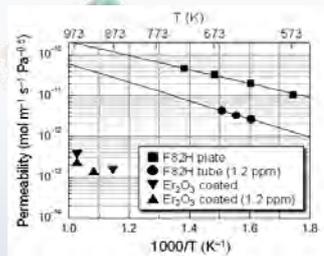


The radiation-induced conductivity in various ceramic materials

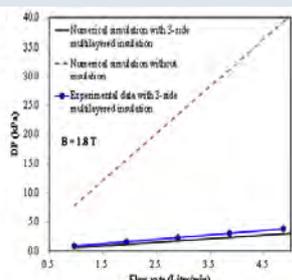


Collaboration on TITAN

- ✓ Japan-US collaboration on Tritium, Irradiation and Thermofluid
 - Following JUPITER and JUPITER-II



Permeability of F82H with and w/o Er₂O₃ coating

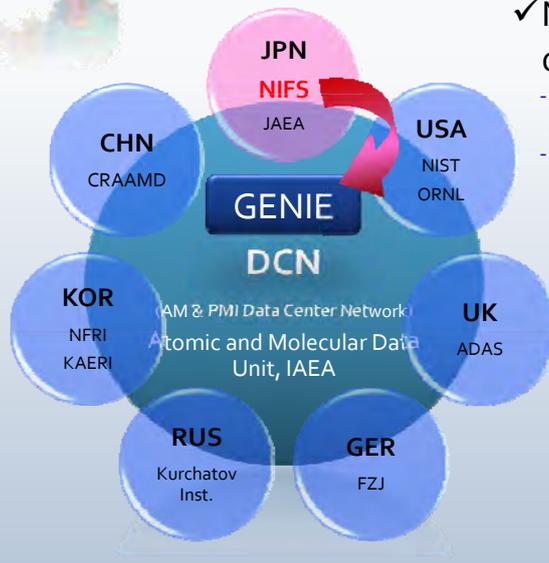


- ✓ Recent Topics
 - Permeability test of Er₂O₃ coated F82H using tritium in Idaho National Laboratory
 - Mitigation of MHD pressure loss by partial electrical isolation (with Tohoku University)
 - Irradiation effect on jointing materials (with Osaka Univ.)

Pressure loss dependence on the flow velocity of Li-Pb in a channel with electrical isolation on three-sides



Collaboration on Atomic and Molecular Database



- ✓ NIFS is Providing the largest database to GENIE
- GENIE is the worldwide search engine of atomic and molecular database
- Organized by DCN (IAEA)



<http://www-amdis.iaea.org/GENIE/>



Summary of [3] Encouragement of Joint Activities and Collaborative Research

[3] 共同利用・共同研究の推進

	Points of Evaluation	Facts
3-1	<p>Whether or not NIFS is promoting collaboration as COE, concentrating the high research ability of universities and others</p> <p>大学等が有する高い研究能力を結集して、COEとして共同研究を適切に進めているか</p>	<p>542 collaborations have been performed on the engineering issues of</p> <p>✓ SC magnet, cryo system, reduced activation material, blanket, divertor, tritium, reactor design, and so on</p>
3-2	<p>Whether or not NIFS is contributing to the development of research at universities</p> <p>大学の研究発展に寄与しているか</p>	<p>A lot of important researches have been performed at universities, under collaboration with NIFS</p>
3-3	<p>Whether or not FERP is collaborating with and contributing to international activities of ITER, BA, and others?</p> <p>ITER計画やBAなど国際的な活動との連携、貢献を図っているか</p>	<p>FERP is contributing to ITER, BA, TITAN, atomic and molecular database, by closely cooperating with them</p>

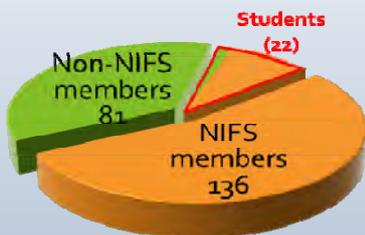


[4] Human Resource Development

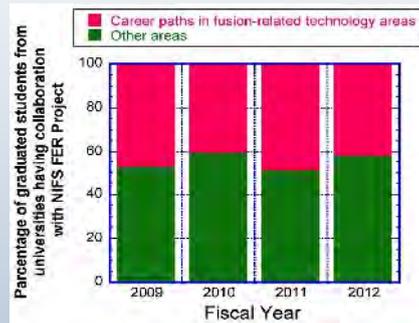
~ Whether or not FERP is bringing up young researchers who can support long-range growth of international fusion study

人材育成 ~核融合研究の長期的な発展を支える国際的に活躍できる人材の育成に貢献しているか

- ✓ 22 papers have been written by the students grown up through the collaboration with FERP
- ✓ A half of the students are now working in fusion-related technology fields
- Graduated from universities collaborating with FERP
- ~420 collaborations have been carried out by FERP and universities in these 4 years



Breakdown of published papers



TG Leaders of FERP are YOUNG

- ✓ Most of them are the thirties or forties
- Each of them is aware of his/her responsibility for realizing the fusion energy

Young Researchers are nominated as the TG leaders!

Fusion Eng. Res. Project

High-density plasma phys., High-temp. Plasma phys., Plasma heating phys., Diagnostics, Fusion systems, Fusion theory and simulation, Collaborative study

Supercollimating magnet group /Imagawa /Task/Sub task	Large-scale high-field conductor testing facility	Yamaji, Arita
Conductor development, Coil winding, Cooling	CIG conductor & winding	Shima, Imamura, Takahashi, Terajima
	Infrared cooling conductor & winding	Yamaji, Arita
	HF SCS conductor & winding	Yamaji, Arita
Cryogenic apparatus, Cold power supply system	EM/force support structure	Terajima, Imamura, Terajima
	Cryogenic system	Uemura, Imamura, Terajima
	Bus-line, Current lead	S. Yamada, Terajima, Chikama, Uemura
Coil power supply system	Coil power supply system	Uemura, Terajima

In-vessel component group /Imagawa /Task/Sub task	Radiation shield	T. Terajima, S. Yamada, Imamura, Terajima
Blanket system development, Design	Shielding blanket	Imamura, Imamura, Terajima, Terajima
	Heat, hydrogen, tritium recovery system	Terajima, Imamura, Imamura, Terajima
	First wall	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
In-vessel component development, Design, Maintenance	Vacuum vessel	Terajima, Imamura, Imamura, Terajima
	Divertor	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
Remote maintenance	Remote maintenance	Imamura, Terajima

Promotion meeting by Exec. Dir. Sazara & Dir. Imagawa, Muroga, Task Leaders

- Helical reactor conceptual design
- Helical DEMO basic design
- Testing of full-scale SC conductor
- Helical winding engineering
- Testing for lifetime expansion of liquid blanket
- Thermo-fluid dynamics under high magnetic field
- First fabrication of high temperature low activation material
- Surface modification for heat resistance
- Prototype reaction of 3D structure
- Hydrogen retention in LHD irradiation
- Remote wall recovery of tritium release
- Development of Heat Line detection system

Research system design/Imagawa /Section / Task/Sub task	Design Integration	Yoshida, Terajima, Muroga, Terajima, Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
Building layout	Yoshida, Terajima, Muroga, Terajima, Imamura, Terajima	Yoshida, Terajima, Muroga, Terajima, Imamura, Terajima
	Layout design, structure	Imamura, Terajima
Power supply, Generator	Generator, Power supply system	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
	Transmission, H production	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
Tritium fuel system	Tritium processing system	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
	Safety control	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
Core plasma	Blanket, Radiation shield	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
	Legislation, Licensing	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
Operation control	Safety analysis, control system	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
	Blanket, Radiation shield	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
Core plasma	High performance plasma	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
	ICF effect, alpha particle loss	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
Plasma heating	RFH	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
	ECRH	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
Fueling	ECRH	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
	RFH	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
Diagnostics	RFH	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima
	ECRH	Imamura, Terajima, Imamura, Terajima



[5] Future Plan

~ Whether or not the future plan is appropriately pointing at the medium- to long-term target

将来計画 ~ 目標に向けた今後の研究計画は適切か。特に、中長期的展望を見据えたものとなっているか

✓ Next Move on Reactor Design

- New approach
- 3rd round
- Starting peer review with JAEA

✓ Next Move on R&D

- Promotion of the 5 major R&Ds toward real-scale and real-environment test in the 3rd mid term

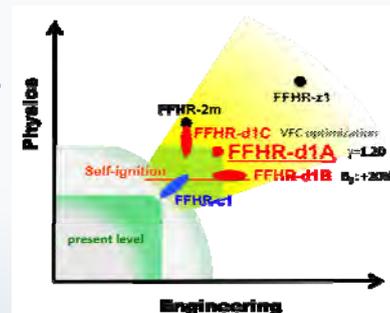
65 / 79



New Approach

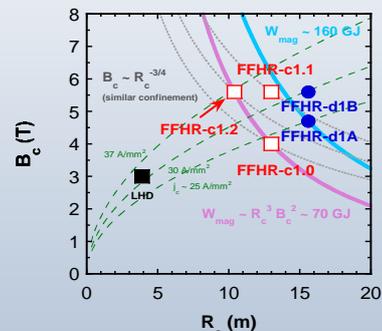
Starting discussion on FFHR-d1A, d1B, d1C, and c1

- ✓ FFHR-d1A is the base for 3D designs with a modified Aspect ratio by reducing the Shafranov shift
- ✓ FFHR-d1B is a flexible design for the ignition core with the magnetic (B) field enhanced by 20%
- ✓ FFHR-d1C is another flexible design with Configuration optimization of vertical field coils
- ✓ FFHR-c1 is a sub-ignition version as "before-demo, compact and component-test"



	FFHR-d1	FFHR-d1A	FFHR-d1B	FFHR-c1.0	FFHR-c1.1	FFHR-c1.2
A_c (m)	15.6	←	←	13.0	←	10.4
V_{core} (m ³)	1,877	1,421	←	823	823	419
A_c (T)	4.7	←	5.6	4.0	5.6	←
W_{mag} (GJ)	162.5	←	233.5	67.6	125.1	61.4
β	1.25	1.20	←	←	←	←
β_p	1.0	0.85	←	←	←	←
β_{eff}	5.1	3.7	1.9	1	←	←
A_c	9.1	9.1	4.5	2.4	←	←
P_{tot} (MW)	0	←	←	27	53	49
P_{fusion} (GW)	2.7	3.0	1.3	0.43	0.063	0.23
Q	∞	←	←	16	1.2	6.2
q_1 (MW/m ²)	∞	1.5	0.73	0.21	0.05	0.18

- 0.5 dipole - 2 dipole/year is possible



66 / 79

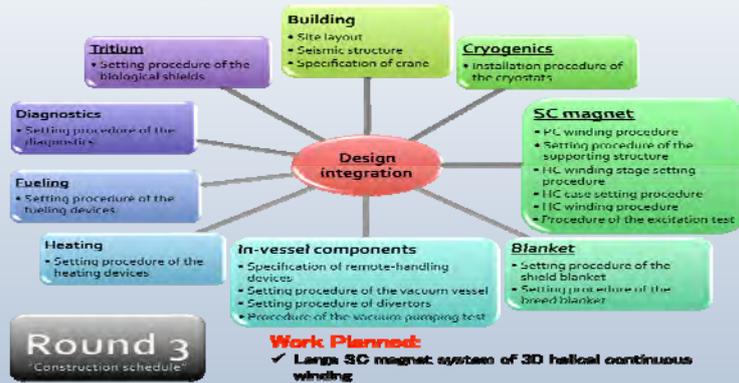


3rd Round

Just started since FY2013

✓ Maintenance method and construction process are being discussed in the 3rd round

- What are the concrete problems in the construction process?
- How do we maintain the in-vessel components? ← also applicable for construction
- How can we fabricate the large helical coils?



Starting Peer Review with JAEA

Renewal of the collaboration style with JAEA

- 1994: Collaboration on FFHR design started
- 2013: All Japan combined team for DEMO development planning launched

➔ Reinforcement of collaboration with JAEA



- [Schedule]
- 25-27 Nov. 2013: 1st Meeting @ Rokkasho
 - Feb./Mar. 2014: 2nd @ Toki
 - May/Jun. 2014: 3rd @ Rokkasho
 - 2014: 4th @ Toki

✓ Problem-solving by peer review

- Helical reactor design by NIFS (FERP)
- Tokamak reactor design by JAEA



Points of Evaluation based on Proposals from the External Evaluation in FY2009

1. Whether or not fusion engineering research is developed across the board with the emphasis on helical reactors design
ヘリカル炉設計を軸に組織横断的に核融合工学研究を発展させているか

2. Whether or not NIFS is acting as the center for national research on advanced blankets and reduced activation materials as well as taking the leadership from the international research point of view
核融合科学研究所が先進ブランケット及び低放射化材料研究の国内拠点となり、国際的にも研究の主導的立場を確保しているか

3. Whether or not NIFS continues to develop superconducting coils for fusion reactor development
核融合炉開発に向けた超伝導コイル研究を推進しているか

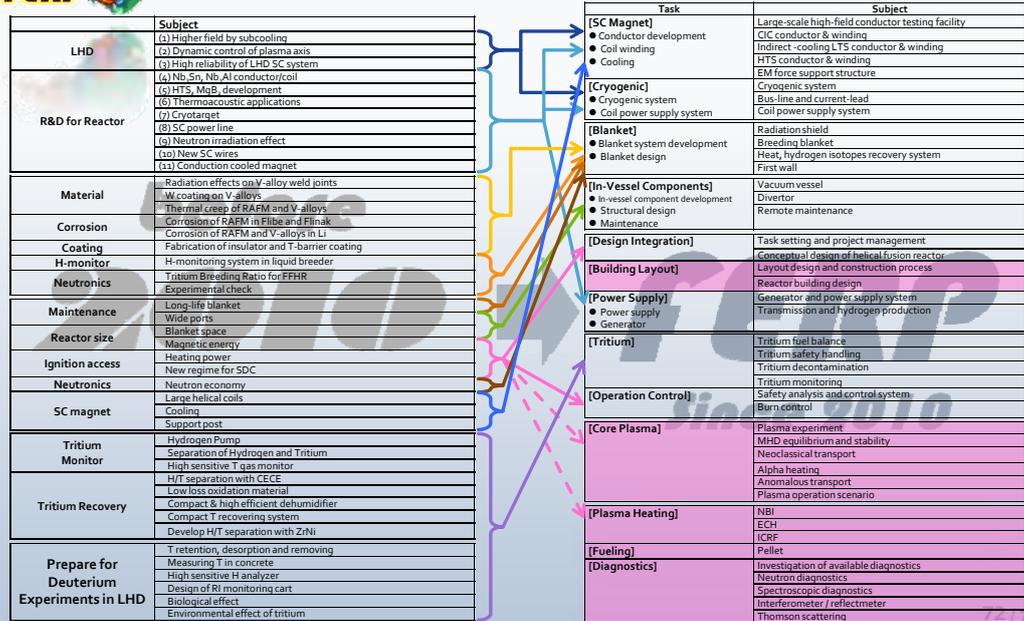
4. Whether or not efforts are being made to encourage young researchers to participate in the fusion reactor research project
核融合炉研究プロジェクトを担う若手研究者を育成しているか

5. Whether or not the fusion engineering research project conducted by NIFS contributes to the establishment of academic fundamentals for helical fusion reactors
核融合科学研究所の進める核融合工学研究の発展がヘリカル核融合炉実現のための学術体系の構築に大きく貢献しているか



Tasks have been Taken Over

Researches before 2010 are continued with additional tasks in FERP since 2010





Points of Evaluation based on Proposals from the External Evaluation in FY2009

	FY2009	FY2013
1	Whether or not fusion engineering research is developed across the board with the emphasis on helical reactors design	FERP is developing the fusion engineering research: <ul style="list-style-type: none"> ✓ With the researchers from various scientific fields ✓ Collaboration with LHD project / Num. Sim. Res. Project on FFHR-d1 is successfully ongoing
2	Whether or not NIFS is acting as the center for national research on advanced blankets and reduced activation materials as well as taking the leadership from the international research point of view	FERP is internationally leading the study on advanced blanket and reduced activation materials: <ul style="list-style-type: none"> ✓ Especially on the FLiBe blanket and V alloy ✓ Twin loops for molten salt / LiPb circulation test with 3 T magnetic field will be the "only one" in the world
3	Whether or not NIFS continues to develop superconducting coils for fusion reactor development	FERP is continuing to develop three types of SC magnet for fusion reactor: <ul style="list-style-type: none"> ✓ Collaboration with ITER and BA (JT-60SA) ✓ Jointed winding of HTS helical coil is the new original idea
4	Whether or not efforts are being made to encourage young researchers to participate in the fusion reactor research project	FERP is encouraging young researchers to join: <ul style="list-style-type: none"> ✓ Young researchers are nominated as TG leaders ✓ Important issues are assigned to young researchers
5	Whether or not the fusion engineering research project conducted by NIFS contributes to the establishment of academic fundamentals for helical fusion reactors	YES, we think so! HOW about you?

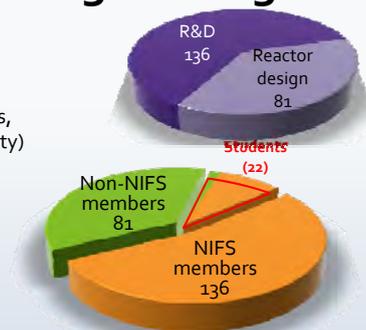
73/79



Summary of Publications and Collaborations on Fusion Engineering

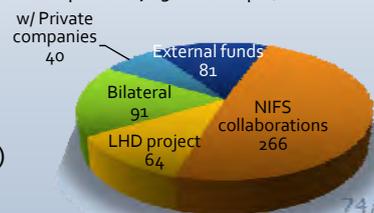
1. Publications in 2010-2013: 217 in total

- ✓ 136 on R&D
(17 on SC magnet & Cryogenics, 25 on Low activation materials, 62 on Blanket & First wall, 46 on Divertor, 56 on Tritium & Safety)
- ✓ 81 on Reactor Design
(28 on Concept & System design, 21 on Core plasma control, 11 on Plant equipment & related technology)
- ✓ 81 written by non-NIFS staffs
- ✓ 22 written by students



2. Collaborations in 2010-2013: 542 in Total

- ✓ 266 under NIFS collaborations
(52 on reactor design, 69 on SC magnet system, 101 on in-vessel components, 25 on isotope / environment, 19 on numerical simulation / analysis)
- ✓ 64 under LHD project collaborations
- ✓ 91 under bilateral collaborations
- ✓ 40 with private companies
- ✓ 81 by external funds (71 by grant-in-aid of MEXT)



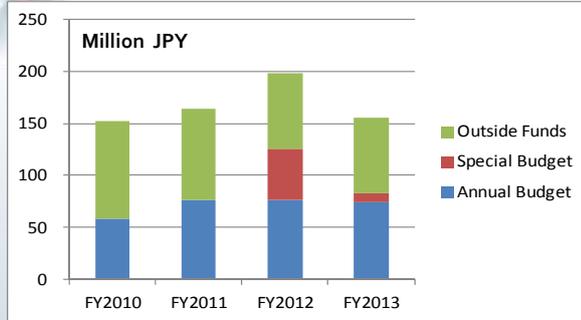
74/79



(1-3) Whether or not an appropriate research environment is provided for the establishment of academic fundamentals

Supplement

Budget for Fusion Engineering Research Project



- NIFS facility budget is 4.8 Billion JPY in FY2013.
- Annual budget for NIFS collaboration related to fusion engineering is about 100 Million JPY, which is mainly used in universities.

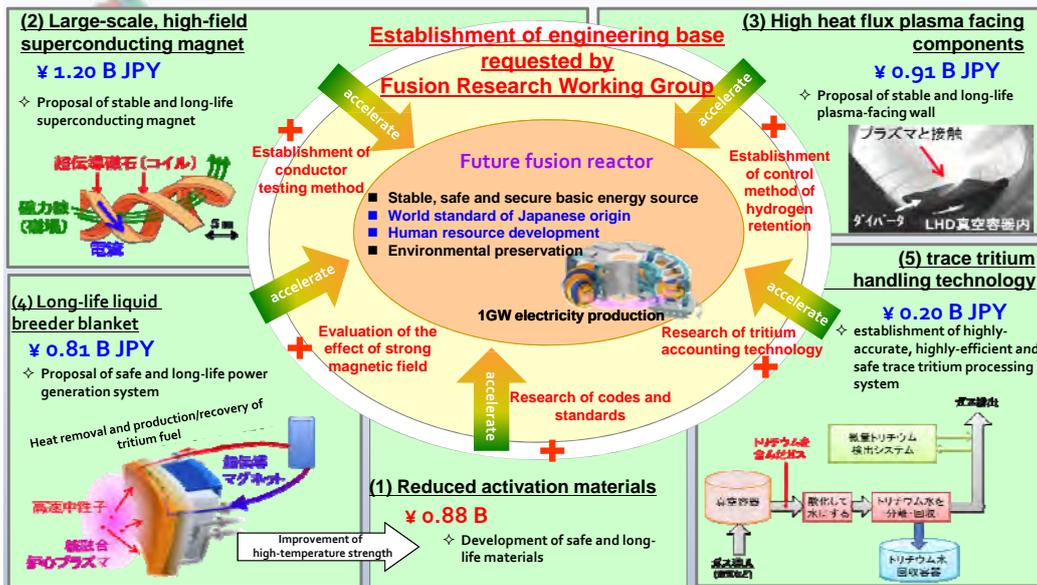
Supplementary budget of 2.4 Billion JPY for facility

Requested for FERP	FY2010	FY2011	FY2012	FY2013	FY2014	FY2015	Total	
Special Budget (Facility + Operation)	0.93	0.87	0.77	0.63	0.50	0.32	4.00	Billion JPY



Establishment of fusion engineering area by 5 large-scale experimental researches

FERP requested the total 4 Billion JPY in 6 years for facility and operation





[2] Research Achievements

Supplement

~ Whether or not FERP is achieving internationally evaluated results throughout the study on helical fusion reactor

Year	International Conference	Presentations		Ratio	Reference
		by FERP and collaborations	Total		
2010	26th Symposium on Fusion Technology (SOFT 2010)	12	547	2.2%	FED Vol.86 Issues 6-8, 9-11
2010	9th International Conference on Tritium Science and Technology (TRITIUM2010)	17	170	10.0%	FST Vol.60 No.3,4
2010	19th ANS Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy (TOFE 2010)	13	145	9.0%	FST Vol.60 No.1,2
2011	10th International Symposium on Fusion Nuclear Technology (ISFNT-10)	12	215	5.6%	FED Vol.87 Issues 5-6, 7-8
2011	15th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-15)	22	222	9.9%	JNM Vol.442 Supplement 1 / FST Vol.61 No.1
2012	20th International Conference on Plasma Surface Interactions in Fusion Devices (PSI-20)	22	238	9.2%	JNM Vol.438 Supplement
2012	20th ANS Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy (TOFE2012)	9	161	5.6%	FST Vol.64 No.2,3 (3/94) + Book of Abstract
2012	27th Symposium on Fusion Technology (SOFT2012)	11	510	2.2%	FED Vol.88 Issues 6-8, 9-10
2013	11th International Symposium on Fusion Nuclear Technology (ISFNT-11)	16	525	3.0%	ISFNT-11 Book of Abstract

参考資料

1	平成25年度 外部評価「核融合工学研究プロジェクト」の評価結果・・・	1
2	平成25年度 核融合科学研究所運営会議外部評価委員会及び専門部会 構成名簿	8
3	核融合科学研究所運営会議外部評価委員会規則	10
4	平成25年度 核融合科学研究所運営会議外部評価委員会日程	11

平成25年度 外部評価「核融合工学研究プロジェクト」の評価結果

単位:人

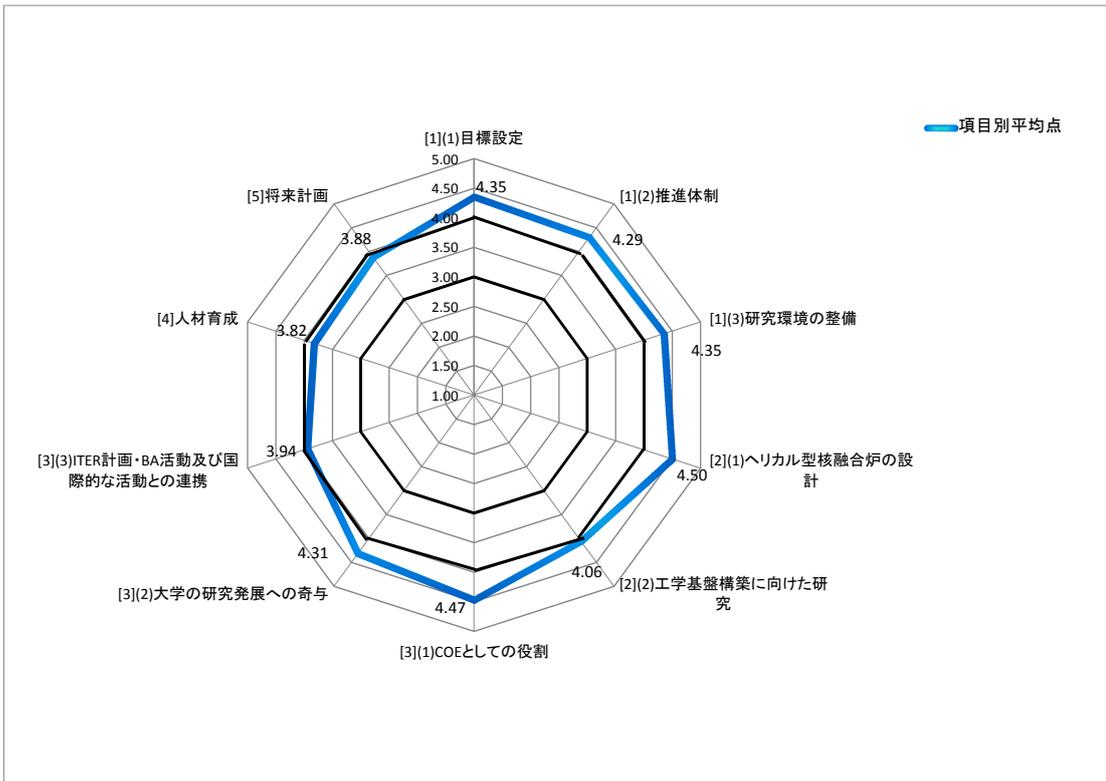
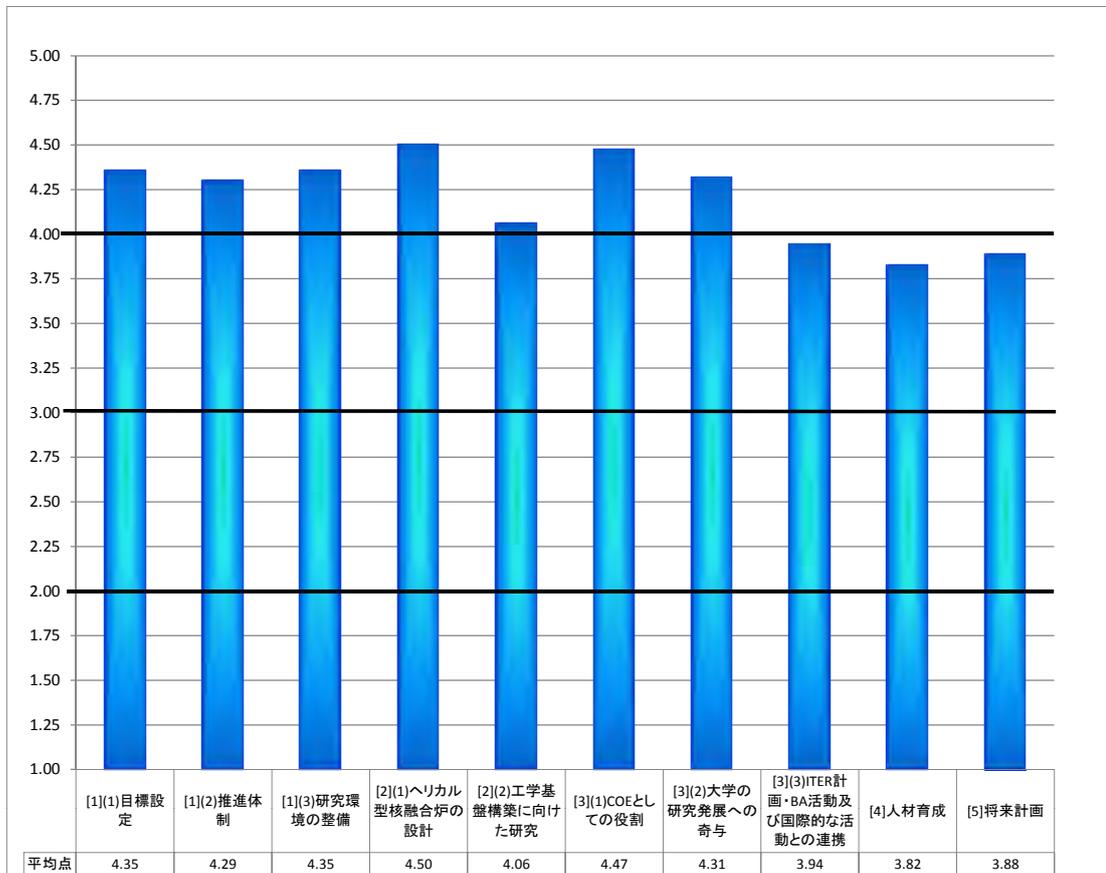
項目	1目標設定	[1](2)推進体制	[1](3)研究環境の整備	[2](1)ヘリカル型核融合炉の設計	2工学基盤構築に向けた研究	[3](1)COEとしての役割	[3](2)大学の研究発展への寄与	3ITER計画・BA活動及び国際的な活動との連携	[4]人材育成	[5]将来計画
秀	7	6	7	10	4	8	5	3	4	1
優	9	10	9	5	10	9	11	10	6	13
良	1	1	1	2	3	0	0	4	7	3
可	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
平均点	4.35	4.29	4.35	4.50	4.06	4.47	4.31	3.94	3.82	3.88

評価の対応表		
秀	極めて高く評価する	5
優	高く評価する	4
良	評価する	3
可	妥当(適切)である	2
不可	妥当(適切)でない	1

※ 評価結果は、国内委員及び外国人委員の結果を合わせたものになっています。一部の評価項目において、無回答の委員がいるため、回答者数は、評価項目によって、異なります。

項目	評価の観点
[1]	(研究体制・環境の整備)
1	平成22年度にプロジェクトとして位置付けられた核融合工学研究プロジェクトの目標設定は適切か。
[1](2)	推進体制は目標に合致したものであるか。また適切に機能しているか。
[1](3)	工学基盤の構築を可能とする研究環境の整備は適切に進められているか。
[2]	(研究成果) ヘリカル型核融合炉の研究を進めることにより、国際的に高いレベルの成果を上げているか。
[2](1)	ヘリカル型核融合炉の設計
2	工学基盤構築に向けた研究
[3]	(共同利用・共同研究の推進)
[3](1)	大学等が有する高い研究能力を結集して、COEとして共同研究を適切に進めているか。
[3](2)	大学の研究発展に寄与しているか。
3	ITER計画・BA活動及び国際的な活動との連携、貢献を図っているか。
[4]	(人材育成) 核融合研究の長期的な発展を支える国際的に活躍できる人材の育成に貢献しているか。
[5]	(将来計画) 目標に向けた今後の研究計画は適切か。特に、中長期的な展望を見据えたものとなっているか。

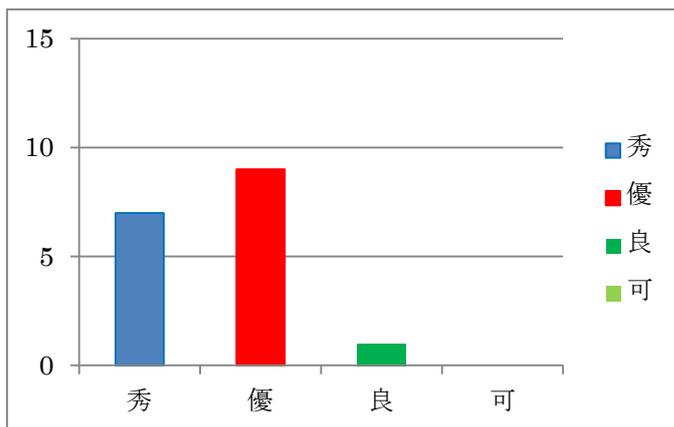
評価項目別の平均点数



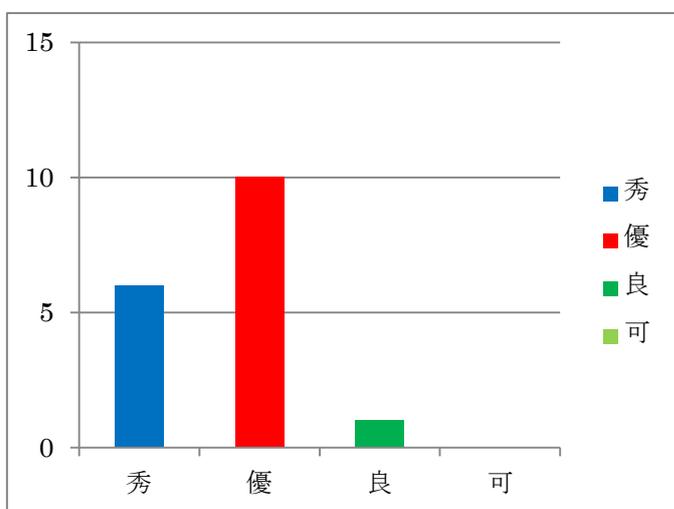
評価項目別の人数分布

[1] 研究体制・環境の整備

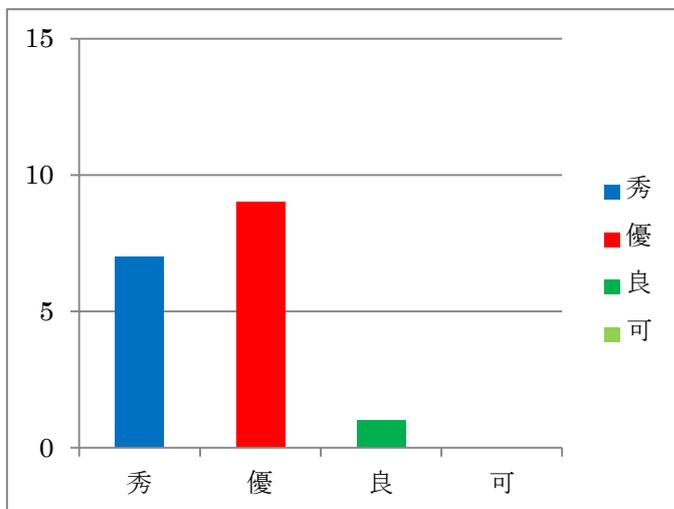
(1) 平成 22 年度にプロジェクトとして位置付けられた核融合工学研究プロジェクトの目標設定は適切か。



(2) 推進体制は目標に合致したものであるか。また適切に機能しているか。



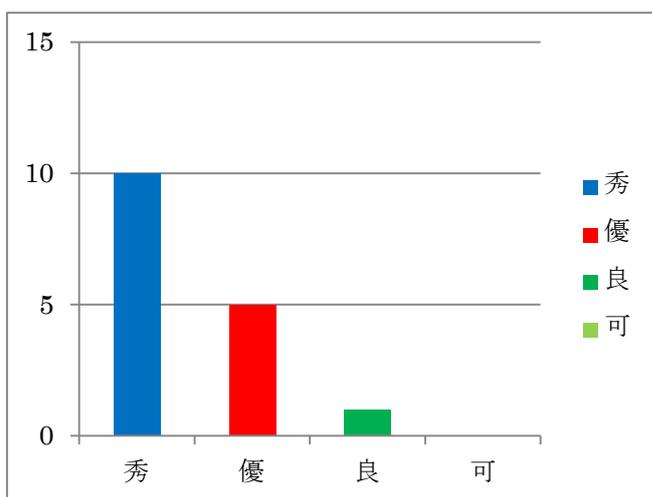
(3) 工学基盤の構築を可能とする研究環境の整備は適切に進められているか。



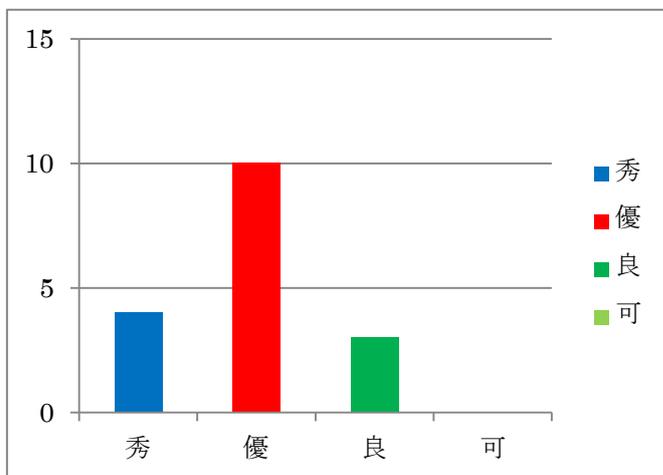
[2] 研究成果

ヘリカル型核融合炉の研究を進めることにより、国際的に高いレベルの成果を上げているか。

(1) ヘリカル型核融合炉の設計

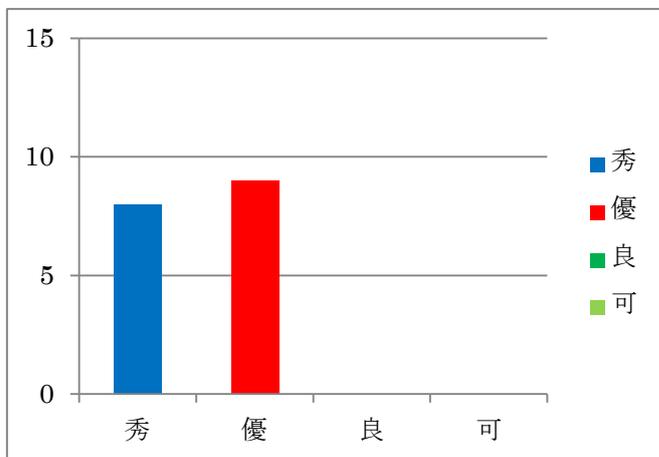


(2) 工学基盤構築に向けた研究

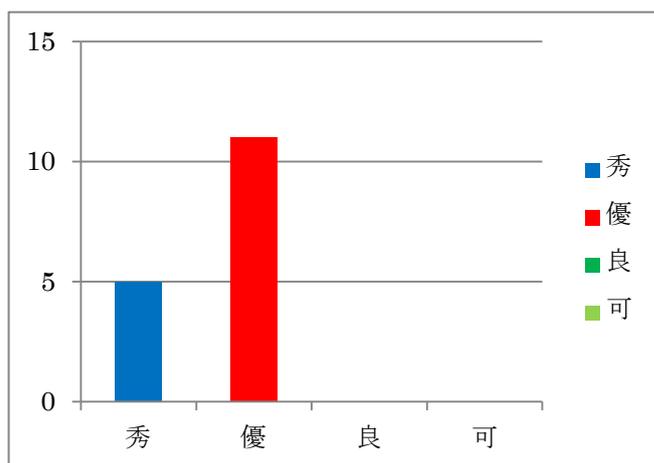


[3] 共同利用・共同研究の推進

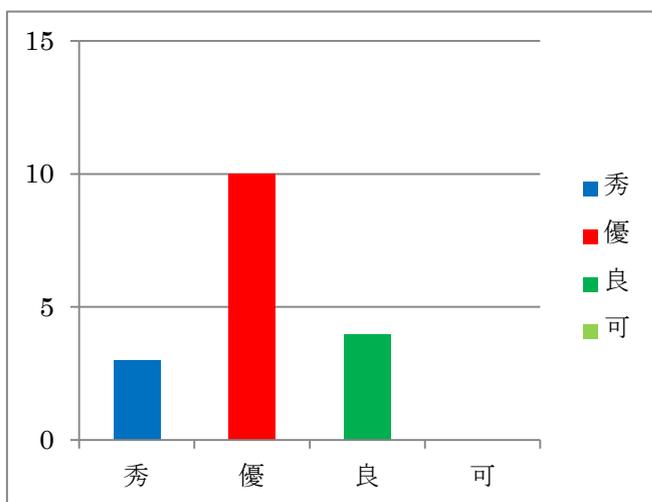
(1) 大学等有する高い研究能力を結集して、COE として共同研究を適切に進めているか。



(2) 大学の研究発展に寄与しているか。

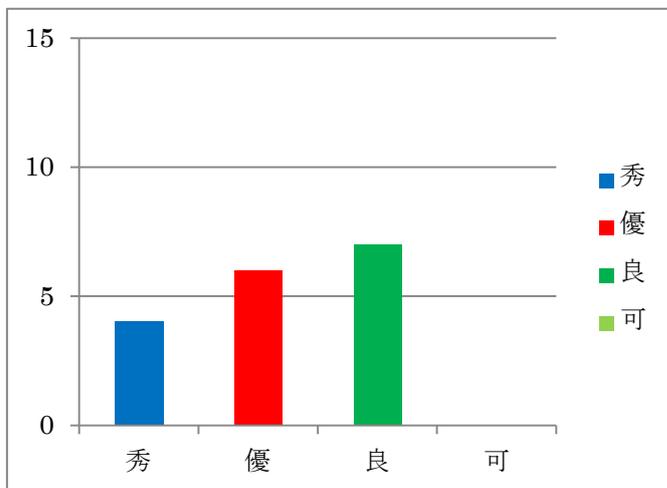


(3) ITER 計画・BA 活動及び国際的な活動との連携、貢献を図っているか。



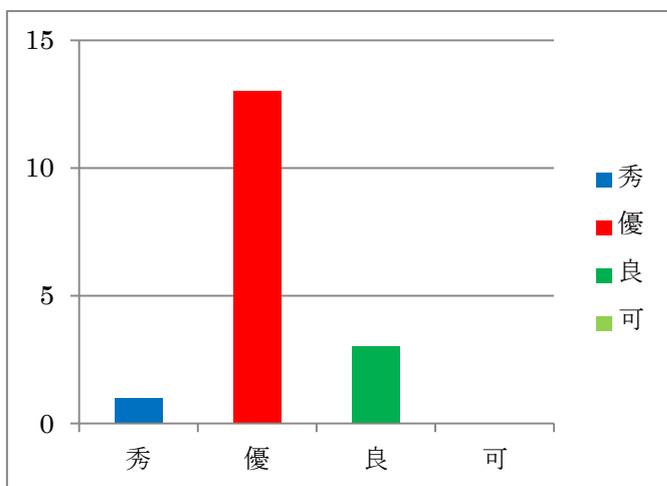
[4] 人材育成

核融合研究の長期的な発展を支える国際的に活躍できる人材の育成に貢献しているか。



[5] 将来計画

目標に向けた今後の研究計画は適切か。特に、中長期的な展望を見据えたものとなっているか。



平成25年度核融合科学研究所運営会議外部評価委員会及び専門部会構成名簿

1. 平成25年度核融合科学研究所運営会議外部評価委員会 構成名簿

[外部評価委員会 国内委員]

- | | |
|----------|-----------------------------------|
| 疇地 宏 | 大阪大学レーザーエネルギー学研究センター長 |
| 安藤 晃 | 東北大学大学院工学研究科教授 |
| 市村 真 | 筑波大学プラズマ研究センター長 |
| 大野 哲靖 | 名古屋大学大学院工学研究科教授 |
| ◎□ 小川 雄一 | 東京大学大学院新領域創成科学研究科教授 |
| ○ 佐野 史道 | 京都大学エネルギー理工学研究所附属エネルギー複合機構研究センター長 |
| 関子 秀樹 | 九州大学応用力学研究所高温プラズマ力学研究センター長 |
| 福山 淳 | 京都大学大学院工学研究科教授 |
| 御手洗 修 | 東海大学熊本教養教育センター教授 |

[外部評価委員会 外国人委員]

- | | |
|--------------------|------------------------------------------------------------------------|
| Gyung-Su Lee | Research Fellow, National Fusion Research Institute, Republic of Korea |
| Michael Tendler | Professor, Alfvén Laboratory, Royal Institute of Technology, Sweden |
| Michael Zarnstorff | Deputy Director for Research, Princeton Plasma Physics Laboratory, USA |
| Thomas Klinger | Directorate, Max-Planck-Institute for Plasma Physics, Germany |

◎委員長、○副委員長、□専門部会長

2. 平成25年度核融合科学研究所運営会議外部評価委員会専門部会 構成名簿

【核融合工学研究プロジェクト 専門部会】

[外部評価委員会 国内委員]

- | | |
|----------|-----------------------------------|
| 疇地 宏 | 大阪大学レーザーエネルギー学研究センター長 |
| 安藤 晃 | 東北大学大学院工学研究科教授 |
| △ 市村 真 | 筑波大学プラズマ研究センター長 |
| △ 大野 哲靖 | 名古屋大学大学院工学研究科教授 |
| ◎□ 小川 雄一 | 東京大学大学院新領域創成科学研究科教授 |
| ○ 佐野 史道 | 京都大学エネルギー理工学研究所附属エネルギー複合機構研究センター長 |
| 関子 秀樹 | 九州大学応用力学研究所高温プラズマ力学研究センター長 |
| 福山 淳 | 京都大学大学院工学研究科教授 |
| 御手洗 修 | 東海大学熊本教養教育センター教授 |

[外部評価委員会 外国人委員]

- | | |
|--------------------|------------------------------------------------------------------------|
| Gyung-Su Lee | Research Fellow, National Fusion Research Institute, Republic of Korea |
| Michael Tendler | Professor, Alfvén Laboratory, Royal Institute of Technology, Sweden |
| Michael Zarnstorff | Deputy Director for Research, Princeton Plasma Physics Laboratory, USA |
| Thomas Klinger | Directorate, Max-Planck-Institute for Plasma Physics, Germany |

[外部評価委員会 委員以外（専門委員）]

- | | |
|-------|-------------------------------------------------|
| 大貫 惣明 | 北海道大学大学院工学研究院教授 |
| 小西 哲之 | 京都大学エネルギー理工学研究所教授 |
| 飛田 健次 | 日本原子力研究開発機構核融合研究開発部門核融合炉システム研究グループリーダー・
研究主幹 |
| 橋爪 秀利 | 東北大学大学院工学研究科教授 |
| 松山 政夫 | 富山大学水素同位体科学研究センター長 |

◎委員長、○副委員長、□専門部会長、△専門部会幹事

核融合科学研究所運営会議外部評価委員会規則

制 定 平成16年12月28日 規則第27号

最終改正 平成22年 7月30日

(設置)

第1条 核融合科学研究所の研究等の実績に関する評価を行うため、核融合科学研究所運営会議（以下「運営会議」という。）に核融合科学研究所運営会議外部評価委員会（以下「委員会」という。）を置く。

(組織)

第2条 委員会は、25名以内の委員をもって組織する。

2 委員は、核融合科学研究所の研究等に関し識見を有する者で構成し、運営会議の議を経て、所長が委嘱する。

(任期)

第3条 前条第2項の委員の任期は、2年とし、再任を妨げない。

2 前項の委員に欠員が生じたときは、その都度補充する。この場合における委員の任期は、前任者の残任期間とする。

(委員長)

第4条 委員会に委員長及び副委員長を置く。

2 委員長及び副委員長は、第2条第1項の委員のうちから運営会議で選出する。

3 委員長は、委員会を招集し、その議長となる。ただし、委員長に事故があるときは、副委員長が議長となる。

(意見の聴取)

第5条 委員会は、必要に応じて、次に掲げるものから意見を聴くことができる。

- (1) 核融合科学研究所運営会議共同研究委員会
- (2) 核融合ネットワーク
- (3) その他必要と認める者

(専門部会)

第6条 委員会は、必要に応じて、専門部会を置くことができる。

2 前項の専門部会には、委員以外の者を加えることができる。

(庶務)

第7条 委員会の庶務は、管理部総務企画課において処理する。

(雑則)

第8条 この規則の実施に関し必要な事項は、別に委員会が定める。

附 則

1 この規則は、平成16年12月28日から施行する。

2 この規則の施行後最初の委嘱に係る委員の任期は、第3条第1項の規定にかかわらず、平成18年3月31日までとする。

附 則

1 この規則は、平成18年9月15日から施行する。

2 この規則の施行後最初の委嘱に係る委員の任期は、第3条第1項の規定にかかわらず、平成20年3月31日までとする。

附 則

この規則は、平成18年12月22日から施行し、平成18年10月1日から適用する。

附 則

この規則は、平成22年8月1日から施行する。

平成25年度核融合科学研究所運営会議外部評価委員会日程

○ 第1回委員会及び第1回専門部会

日 時 平成25年10月11日（金）10時00分～11時30分
 場 所 核融合科学研究所管理・福利棟4階第3会議室
 出席者 小川委員長、佐野副委員長、安藤、市村、
 大野、福山の各委員
 橋爪、松山の各専門委員



○ 第2回委員会及び第2回専門部会

日 時 平成25年11月30日（土）13時00分～16時40分
 場 所 名古屋ダイヤビルディング2号館4階243会議室
 出席者 小川委員長、佐野副委員長、疇地、安藤、
 市村、大野、関子、福山、御手洗、Lee、
 Klinger の各委員
 大貫、小西、橋爪、松山の各専門委員



○ 第3回専門部会

日 時 平成26年1月28日（火）13時40分～17時00分
 場 所 核融合科学研究所管理・福利棟4階第3会議室
 出席者 小川部会長、佐野副部会長、市村幹事、
 大野幹事、安藤の各委員
 大貫、小西、飛田、橋爪の各専門委員



○ 第3回委員会

日 時 平成26年2月21日（金）13時40分～16時05分
 場 所 核融合科学研究所管理・福利棟4階第3会議室
 出席者 小川委員長、疇地、安藤、市村、大野、福山、
 御手洗の各委員
 小西、松山の各専門委員





大学共同利用機関法人 自然科学研究機構
核融合科学研究所
〒509-5292 岐阜県土岐市下石町 322-6
<http://www.nifs.ac.jp/>