

小特集

DEMOに向けた直線型装置を用いた境界プラズマ、 プラズマ・壁相互作用研究

Contribution of Linear Plasma Devices to Boundary Plasma and Plasma-Wall Interaction Researches towards DEMO

1. 直線型プラズマ生成装置の現状と DEMOのダイバータ設計における課題

1. Present Status of Linear Plasma Devices and Issues on DEMO Divertor Design

坂本瑞樹¹⁾, 大野哲靖¹⁾, 朝倉伸幸²⁾, 星野一生²⁾

SAKAMOTO Mizuki, OHNO Noriyasu¹⁾, ASAKURA Nobuyuki²⁾ and HOSHINO Kazuo²⁾

筑波大学プラズマ研究センター, ¹⁾名古屋大学大学院工学研究科, ²⁾日本原子力研究開発機構核融合研究開発部門

(原稿受付: 2014年6月3日)

国際熱核融合実験炉 ITER の建設が進む中, 近年, 原型炉 (DEMO) に関する課題が活発に議論され, 国内では文部科学省の原子力科学技術委員会核融合研究作業部会の下に「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム (合同コアチーム)」が作られ, IAEA では DEMO Programme Workshop が開催されている. このような背景の中で, 直線型プラズマ生成装置の果たす役割と DEMO におけるダイバータ設計の課題を議論する. 直線型プラズマ生成装置の研究状況についての説明, トカマク DEMO でのダイバータの役割と熱粒子制御における課題の説明, 現状の DEMO 概念とダイバータ検討の概要, DEMO 設計で重要な役割を果たすダイバータシミュレーションとモデリングの開発課題について解説する.

Keywords:

DEMO, linear plasma device, divertor simulator, plasma-wall interaction, boundary plasma, divertor

1.1 原型炉 (DEMO) に向けた熱粒子制御と直線型プラズマ生成装置の取り組み

国際熱核融合実験炉 ITER の建設が進む中, 世界各国で次のステップに向けて DEMO に関する活動が進められている. EU では, 2050 年までに核融合発電を成功させるためのロードマップが作成され, IAEA でも DEMO プログラムに関するワークショップが開催される等 DEMO に向けた活動が活発化している [1]. 国内においても「幅広いアプローチ (Broader Approach) 活動」の一環として DEMO の設計が進められ, 文部科学省の原子力科学技術委員会核融合研究作業部会の下に「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム (合同コアチーム)」が組織され, DEMO に向けての技術的課題等が議論されている [2]. 近年, 国外の学会・会合や報告書において “DEMO” の文字が目立つようになっている. 本小特集で

は, 国内活動や文献等で使用されている “原型炉” を “DEMO” として記述している.

ITER 計画では 2020 年にファーストプラズマ点火, 2027 年に核燃焼実験開始というスケジュールであるが, このスケジュールを踏まえて, 2040 年代に DEMO を運転するためには ITER の核燃焼実験の知見を DEMO 設計に十分に反映することが厳しい状況となる. また, プラズマパラメータの観点からは, プラズマから流出するエネルギー, プラズマ維持時間 (運転時間), 中性子フルエンス, 壁温度等, DEMO の運転領域は既存の大型装置や ITER をはるかに超えた領域となる.

このような厳しい制約の中で計画を成功に導くためには, コアプラズマの閉じ込めから壁材料やシステム全体に関して, 様々な課題を要素研究にブレイクダウンして各々の現象の物理的理解, 外挿性のあるデータベースの構築と

予測される現象への制御手法の開発が重要となる。

EUのロードマップにおいても、合同コアチームの検討においてもダイバータでの熱制御が最重要課題のひとつとして位置づけられている[2,3]。高熱流制御の基本は熱の分散処理であるから、プラズマの熱エネルギーを光に変換して分散する方法や磁場配位に工夫を施し、受熱面積を増やす方法等がとられている。一方、粒子制御はポンプヘッドの圧力を増やすことが有効であるから、粒子を集中させることが鍵となる。この分散と集中のバランスをとることが重要となる。

DEMOでは壁への中性子フルエンスがITERの1桁以上高くなり、核融合生成物であるヘリウムのフルエンスも著しく増大する。これらの照射効果は材料の寿命、トリチウムインベントリ等の観点から重要な課題である。

このような背景のなか、直線型プラズマ生成装置を用いたダイバータ模擬実験(シミュレータ)、境界プラズマ、プラズマ・壁相互作用研究が図1に示すように世界各国で精力的に進められており、近年DEMOに向けた取り組みが本格化されてきている。海外の特徴ある装置としては、米国ではベリリウムを扱うことが可能なカリフォルニア州立大学サンディエゴ校のPISCES-B、トリチウムプラズマを生成できるアイダホ国立研究所のTPEなどがある。TPEでは日米科学技術協力の下で中性子照射タングステンの水素同位体吸蔵特性の研究が進められている(第3章参照)。EUでは、オランダの基礎エネルギー研究所(DIFFER)でPILOT-PSIとMAGNUM-PSIを用いて、高フラックス、高フルエンスの水素同位体プラズマ照射によりタングステンの水素吸蔵特性の研究が進められ、近年はELMを模擬した過渡的熱負荷による材料への影響やプラズマ対向面に液体金属を用いた熱除去法の開発などが進められている[4-6]。特に、MAGNUM-PSIは超伝導コイルを有し、核融合炉で想定される強磁場下でのプラズマ・壁相互作用の研究が可能である。ユーリッヒ総合研究機構では、ホットセル内に直線型プラズマ生成装置(JULE-PSI)を建設し、中性

子照射損傷材料の水素同位体吸蔵に関する研究を進めるプロジェクトが進行中である[7]。さらに、米国オークリッジ国立研究所では、ヘリコン波プラズマ源と電子・イオン高周波加熱装置を組み合わせ、DEMOで想定されるプラズマ熱流を直線型装置で模擬することが計画されている(MPEX計画)[8]。

国際エネルギー機関IEAではテキサトル協定の後継として”The Development and Research on Plasma Wall Interaction Facilities for Fusion Research”という協定が結ばれようとしている。この協定では、直線型プラズマ生成装置を主に据えて、核融合のためのプラズマ・壁相互作用研究を推進することをめざしている。国内では、GAMMA 10/PDX, NAGDIS-II, MAP-IIの直線型装置が協定へ参加することとなっている。筑波大学のGAMMA 10/PDXではエンド領域にダイバータ模擬実験装置を設置して、境界プラズマ、非接触プラズマならびにプラズマ・壁相互作用に関してミラー型装置の特徴を生かした研究が進められている[9-12]。この装置の特徴としては、プラズマ閉じ込め領域を有するために、エンド領域に流れてくる端損失プラズマのイオン温度が高い(数100 eV)ことが挙げられ、非接触プラズマの形成過程の研究への貢献が期待される。名古屋大学のNAGDIS-II[13]では、シースを介したエネルギー伝達係数[14]や二次電子・熱電子の放出過程[15,16]、非接触プラズマにおける体積再結合過程[17-19]、プラズマ対向材料からのダスト形成[20,21]、タングステン材へのヘリウムプラズマ照射によるバブル・ホール形成[22]と樹木状ナノ構造形成(fuzz構造)[23,24]、単極性アーク現象[25,26]、Plasma Blobによる非拡散プラズマ輸送現象[27]などが研究されてきた。特に、分子活性化体積再結合過程、タングステンに対するヘリウム照射効果は世界に先駆けてその重要性を実験的に明らかにした。兵庫県立大学と名古屋大学は共同で定常プラズマ発生装置とプラズマガンを組み合わせたELM環境を模擬可能な装置(NAGDIS-PG)の開発を行っている[28]。また、プラズマ照射下での材料中

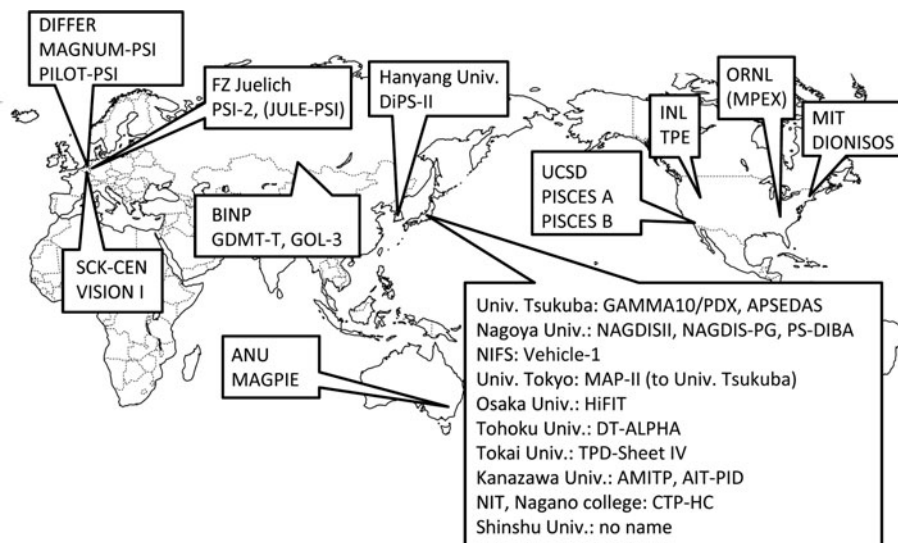


図1 境界プラズマ、プラズマ・壁相互作用研究に関する各国の直線型プラズマ生成装置。括弧は現在計画が進行中の装置を示す。

の水素吸蔵量のその場計測が可能な直線型装置 (PS-DIBA) が開発され、動的水素吸蔵過程の研究が行われている [29, 30]. さらに、核融合科学研究所、東北大学量子エネルギー材料科学国際研究センター (大洗センター)、名古屋大学が共同して、放射線管理区域内でも稼働可能な小型高性能直線型装置の開発が行われている。

東京大学の MAP-II では世界に先駆けて炭化水素を媒介とする分子活性化再結合に関する実験的検証が行われた [31]. さらに既存の計測システムの適用が困難な非接触プラズマに対して、トムソン散乱計測や先進的な分光計測システムの開発を行い、輻射捕獲効果なども考慮した非接触再結合プラズマの詳細なパラメータ計測を可能としている [32, 33]. また、東海大学の TPD-SheetIV は、シート状高密度プラズマというユニークなプラズマ形状を活かして、ダイバータ形状と非接触プラズマの関連研究が進められている [34, 35]. 特に、オメガトロン質量分析器を備えており、分子活性化再結合に寄与するプラズマ中の水素分子イオン (H_2^+ , H_3^+) の直接計測が可能である. このような研究に加え、図 1 からわかるように、日本にはダイバータシミュレーション、プラズマ・壁相互作用を研究する直線型プラズマ生成装置が多数あり、それぞれの特徴を生かして成果をあげており、今後さらなる発展が期待される。

直線型プラズマ生成装置が DEMO に向けた要素研究として重要な役割を果たすことに加えて、直線型装置には新しい発見や革新的な概念の創出といった研究を飛躍的に進めることも期待される. 例えば、ITER や JT-60SA の運転シナリオとして考えられている部分非接触ダイバータの基となる概念は、プリンストンプラズマ物理研究所の直線型プラズマ生成装置 QED にて実証された [36]. また、タングステンの fuzz 構造も NAGDIS-II で初めて見出されたものであり [23], ITER や DEMO の運転に対する fuzz の影響が活発に議論されている. 次節ではまず DEMO におけるダイバータ物理設計の課題と現在の動向について整理する。

1.2 核融合炉でのダイバータの役割と課題

熱と粒子の制御の役割を担うダイバータの設計は核融合炉の実現に向けた最重要課題である. ITER よりも核融合出力が数倍大きな DEMO では、コアプラズマから周辺部へ排出される熱流はさらに増加する一方で、定常プラズマ運転を行うためには対向材の損耗を低減する必要があり、ITER 以上にプラズマを低温化する物理設計、さらに中性子照射により使用可能な材料が制限される環境下で除熱性能を維持する工学設計が望まれている [37]. ITER のダイバータ設計では、ダイバータ板への熱負荷が最も大きなストライク点の上流で放射損失により熱流を分散させるとともに原子・分子の再結合過程を最大限に利用する「非接触ダイバータ」の生成が不可欠 [38, 39] であるが、DEMO ではさらにダイバータ板全体の広い領域で非接触ダイバータ、いわゆる「完全非接触ダイバータ (フルデタッチ・ダイバータ)」を生成することが要請される。

炉心プラズマで発生したアルファ粒子も境界磁気面 (セ

パラトリックス) を横切ってスクレイブ・オフ層 (SOL) へ排出され、ダイバータでヘリウム灰となる. 炉心において燃料である DT イオンの希釈が進まないように、ダイバータからヘリウム灰を真空排気ポンプに導くこともダイバータが担う基本的な役割である. DEMO ではヘリウム灰の発生量も熱出力とともに増加するため、単純に排気量を増加することは、一方で、熱負荷の低減に不可欠な「非接触ダイバータ」の生成および燃料粒子の利用の観点からは効果的でなく、一見相反する要請を満たす物理および工学設計を見いだすことが重要である. さらに、核融合炉においてダイバータは消耗機器であり、ある程度コンパクトでかつ定期的な交換を前提とした工学設計が求められる。

トカマク DEMO におけるダイバータの概念設計の検討例として、文献 [37] では ITER と同程度の大きさで約 3 GW の核融合出力をめざす SlimCS [40, 41] について ITER と比較した説明がされている. ITER と比較して 5-6 倍大きい 500-600 MW のエネルギーが主プラズマから境界磁気面を横切って SOL へ排出 (P_{out}) される. ITER では不純物ガスを入射することにより放射損失を高め、 P_{out} (約 100 MW) のうち 50-60% のパワーを分散させようとしているが、SlimCS ではダイバータの冷却能力が ITER 程度としても、 P_{out} の 90% 以上を放射損失によって分散する必要がある. 後述のダイバータ・シミュレーションコード (SONIC) [42, 43] の計算により、ネオン、アルゴンからクリプトンなど高温で放射損失が高まる放射損失特性の不純物ガスを入射したケースや、それに加えダイバータの長さを延長しプラズマを低温化したケースなどで非接触ダイバータの生成結果が比較され、ダイバータ板への熱流束分布が具体的に評価された [44, 45]. この結果では、電子、イオンの寄与による熱流は減少するが、ダイバータ板の上流で増加する放射による輻射熱やダイバータ板に到達した水素イオンの再結合エネルギーおよび非接触プラズマの発生によりダイバータ板の上流で生成された (体積再結合) 水素原子の運動エネルギーによる寄与が増加し、最大熱負荷は 10 MW/m^2 を越えている. ダイバータ板への熱負荷を正確に予測するためには、ダイバータ領域での不純物イオンの輸送と放射損失分布、中性粒子輸送、輻射輸送の研究が重要であることを示唆している. 一方、このように 90% を越える大きな放射損失割合を得るには、主プラズマ中での不純物イオンの増加に伴い DT 燃料の希釈が問題となるとともに、主プラズマ周辺部での放射損失が増加し、高性能プラズマ運転シナリオとの両立は現在の実験データからは推定できない状況である。

DEMO のダイバータは、大きな中性子照射、高い使用温度、スパッタリングによる損耗の観点から材料の制約が大きい. 水冷却を基本と考えている SlimCS の設計では、対向材をタングステン、冷却配管と構造材を低放射化フェライト鋼、ベース温度 290°C の高温加圧水での冷却とならざるを得ないため、冷却能力は銅合金の配管を使用する ITER (10 MW/m^2) の約半分程度となり、それらの接合方法についても技術開発が必要である [46]. 上記のシミュレーションによる熱負荷分布では、ストライク点付近に集中するた

め効率良く熱流束を低減する必要があるが、ストライク点から離れた部分で接触プラズマ（電子温度が10 eV以上）となるとタングステン材といえども定常運転では、不純物イオンや自らの物理スパッタリングにより損耗が増加する。そのため DEMO では、ITER のダイバータ物理設計で提案されている「部分非接触ダイバータ」よりも「完全非接触ダイバータ」の安定した運転が物理設計に望まれ、工学設計と合わせた概念設計が必要となっている。

ダイバータの対向材の交換時期の評価はスパッタリングによる損耗過程を想定しているが、実際に ITER ではこれ以外に、短時間に高い熱負荷が加わった場合の溶融に伴う損耗（蒸発、液滴放出など）、亀裂発生などに伴う微粒子放出、アーキングに伴う壁材料放出などの損耗過程がある [37,47]。溶融や亀裂発生などは、基本的にはパルス負荷（ELM やディスラプション）で生じるもので、プラズマ制御シナリオを検討している現在ではダイバータ研究の最大の課題となっている。これらの現象が起こると、凹凸（リーディングエッジ）が発生し、局所的に熱負荷が加わることでその部分がさらに溶融しやすくなる。この結果、プラズマへの壁不純物流入の増大や、壁材料の寿命低下などが懸念される。したがって、パルス熱・粒子負荷に対する壁材料の応答を理解し、プラズマからのパルス熱負荷を壁材料の許容限度以下に抑制すること、さらにはパルス負荷に耐性の高い材料を開発することが、核融合炉を実現のためには、極めて重要な課題である。

1.3 DEMO 概念検討の現状とダイバータ設計

DEMO では、ITER と比較して核融合反応により発生する中性子・熱エネルギーから実際に電力を取り出すとともに、燃料トリチウムの増殖を実証すること、ダイバータや増殖ブランケットなどの炉内機器の遠隔保守（交換）を適切な期間内で行えることを実証する必要がある。さらに、パルス運転が想定される初期運転から定常プラズマ運転に移行するシナリオに対応する炉設計と、それに適した追加熱や電流駆動機器の整備が必要である。これら総合的観点から概念設計を具体化するため、「幅広いアプローチ (Broader Approach) 活動」における「原型炉設計活動 (Demo Design Activity)」では、DEMO のサイズや核融合出力などの装置の仕様について従来の経済性を優先した DEMO 概念を再検討している。さらに、核融合炉に対する要請だけでなく、核融合炉の交換機器の保守・再利用・廃棄計画や安全性の確保などの観点から建屋および付属施設などプラントに必要な要素やその規模の検討も開始された。

核融合出力の設定はダイバータ設計に最も影響するパラメータであるが、大きな中性子負荷に伴うブランケット設計でも熱除去とトリチウム増殖と両立する必要があり、また、構造材料およびプラズマ対向材料の崩壊熱や放射化を考慮した炉内機器の遠隔保守シナリオなどの観点から評価が進められている。一方、DEMO の装置サイズである主半径 (R_p) は、運転シナリオに十分な中心ソレノイドの必要性および増殖ブランケット領域の確保などの観点から

ITER サイズより大きいことが望ましく、ダイバータの熱負荷ピークや中性子負荷の低減にも有利である。プラズマ周辺部へ排出される熱エネルギー (P_{out}) を装置サイズ (R_p) で割った核融合炉のコンセプトによる「熱処理パラメータ」 (P_{out}/R_p)、SOL での熱流束分布の減衰幅 (λ_q^{mid})、およびダイバータでの熱流束ピーク値 (q_{target}) との関係は直感的に以下の簡単な式で予想される、

$$q_{target} = (P_{out}/R_p)(1-f_{rad}) \sin(\theta_{div}) / (4\pi\lambda_q^{mid} f_{div}^{exp}).$$

ここで、図 2 (b) に示すようにダイバータ板の磁気面に対するポロイダル傾斜角 (θ_{div})、SOL と比較したダイバータでの磁気面の広がり幅 (f_{div}^{exp})、および主プラズマ周辺部及びダイバータでの放射損失割合 (f_{rad}) であり、さらにダイバータでの非接触プラズマ発生によるエネルギー散逸の効果を示すパラメータの導入も考えられる。図 3 にこれらのパラメータの関係およびダイバータ板での熱除去可能な工

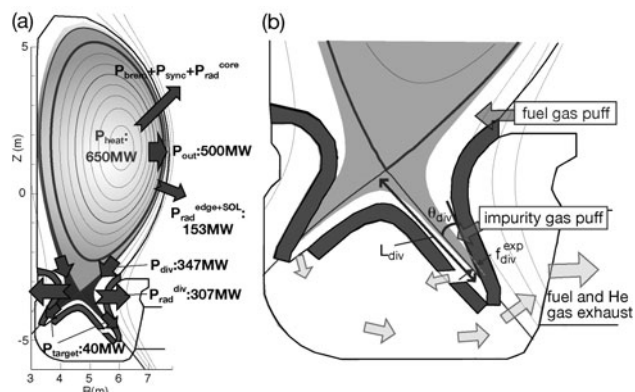


図 2 (a) SlimCS においてアルゴンガスを入射し周辺プラズマおよびダイバータで合計 460 MW ($f_{rad} = 0.92$) の放射損失を行った熱流束輸送の例。 (b) SlimCS のダイバータ設計例とキーパラメータ。

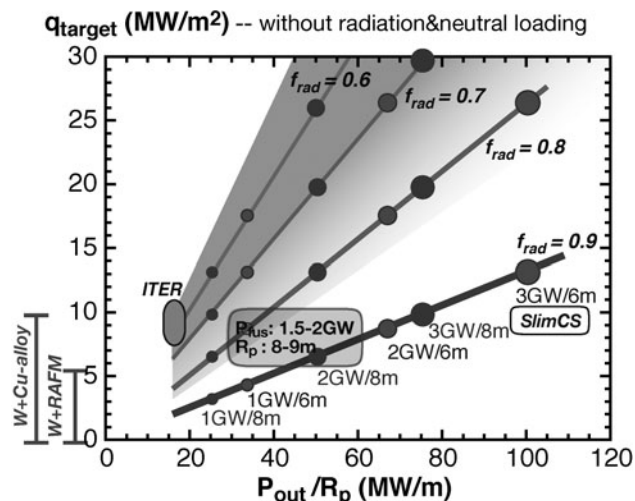


図 3 核融合炉のコンセプトによる熱処理パラメータ (P_{out}/R_p)、ダイバータでの熱流束ピーク値 (q_{target})、主プラズマ周辺部およびダイバータでの放射損失割合 (f_{rad}) のイメージ図。 P_{fus} は核融合出力、 R_p は装置の主半径、それらを変化したケースを図中に示す。非接触ダイバータの研究を進展しエネルギーおよびプラズマ粒子の散逸により放射損失割合が80%以上の高性能プラズマ運転のデータベースが期待される。

学設計の指標を示す。熱流束分布 (λ_q^{mid}) は SOL での熱流の拡散機構により支配され、ITER での推定は設計時の 5 mm と比較して現在は 1–2 mm と厳しい評価も発表されている [48]。一方、ダイバータ形状の工夫により $\sin(\theta_{\text{div}})f_{\text{div}}^{\text{exp}}$ はある程度低減が可能であり、 f_{rad} は周辺プラズマの密度や不純物の入射量の増加およびダイバータ長の延長や形状の工夫による粒子リサイクリングの増倍によりダイバータ領域で増加は可能である。しかし、ITER サイズの DEMO である SlimCS では、熱設計パラメータ (P_{out}/R_p) は 7 倍と大きく、図 2 に示したダイバータ形状および 90% 以上の過大な放射損失割合を考慮しても物理・工学設計の課題は大きい。DEMO 概念の検討では、現在、核融合出力 1.5–2 GW および主半径 8–9 m を想定しているが、現在の大型トカマク実験結果ではまだ不十分である高い放射損失割合 (80%以上) が得られる高性能プラズマ運転シナリオの開発が必要である。同時に、ダイバータの物理研究を推し進め、エネルギーおよびプラズマ粒子の散逸を効果的にできる非接触プラズマの制御手法の開発が望まれる。

1.4 ダイバータシミュレーションとモデリングの課題

現在の実験装置では模擬できない大きなダイバータへの熱流および粒子束の振る舞いの予測には、計算機による数値シミュレーションが重要な役割を担っている。DEMO のダイバータ設計においては熱流低減のため、ITER より多量の不純物ガス入射を行うことが予想されるが、その際、密度および不純物量の増加に対して、放射損失の増加およびプラズマの低温化が特定の領域で急速に進み、それに伴うプラズマおよび不純物イオンの輸送、また原子分子過程の急速な変化など非線形的に変化する要素が多い。また、DEMO ではダイバータの容積が増加し粒子排気や制御の点でも計算量や時間が増加する。これらは計算解の収束時間や安定性、計算結果の精度等への課題となっている。さらに、ダイバータ・シミュレーションで使用しているモデルには未だ課題が残されていることにも留意しなければならない (例えば [49])。いくつかの重要な課題について紹介する。

DEMO のみならず ITER や JT-60SA に向けても喫緊の課題として、熱負荷および損耗の低減のために必須の条件である非接触ダイバータのモデリングがあげられる。実験では、非接触ダイバータの発生に伴いプラズマ温度は低下すると同時に、磁力線に沿った運動量の低下、ターゲットへの粒子束の大幅な減少が観測されている。一方、現在一般的に使用されている 2 次元ダイバータコード (SOLPS, SONIC, UEDGE) では、温度低下、運動量損失までは再現できているが、非接触ダイバータが起こるプラズマ温度の条件 (数 eV 程度) であっても実験結果とは異なり粒子束は低下しない、あるいは、粒子束がある程度低下する場合でも内側と外側ダイバータプラズマの非対称性が強く現れない結果となり、実験結果を十分には再現できていない [49]。また、同一のダイバータコードで異なるトカ

マク装置をシミュレーションしても、実験結果との相関が良い場合と悪い場合が生じる。DEMO のダイバータシミュレーションでも、イオンと電子の熱輸送による熱負荷成分は低温化と運動量損失により低減されるが、非接触ダイバータにおけるイオン粒子束の輸送の問題は表面再結合による熱負荷に大きく寄与するため、非接触ダイバータ物理の理解を深め、特に粒子束の輸送に関するモデル改善を進めることがきわめて重要な課題である。また、イオン粒子束、つまりプラズマ密度が低下すれば、原子・分子過程等を通して広範囲に影響を与える可能性もある。

熱負荷の評価という点では、SOL およびダイバータにおける磁力線を垂直方向 (小半径方向) に横切るプラズマ輸送のモデリングも従来からの重要な課題である。現在のダイバータコードでは、磁力線に垂直方向の輸送は異常輸送を仮定し、輸送係数 (拡散係数) を入力として与える (ダイバータコードによってはさらにドリフト項等が加わり、ポロイダル方向の輸送も重要となる)。実験解析の場合は、赤道面で密度・温度等の実験データが再現できるように径方向分布をもつ輸送係数が選ばれる。一方、ITER や DEMO における予測シミュレーションでは、この輸送係数は空間分布をもたない一定の値が用いられるが、その係数の違いはダイバータ熱負荷や熱輸送にも大きく影響する [44, 50]。前述の DEMO のダイバータシミュレーションの場合には、ITER のダイバータ計算に合わせて粒子拡散係数 $0.3 \text{ m}^2/\text{s}$ 、熱拡散係数 $1.0 \text{ m}^2/\text{s}$ を空間一様と仮定しているが、ある範囲で輸送係数を変化させた計算を行い、推定される評価範囲を示す必要があると思われる。

また、DEMO では入射する希ガス不純物量および放射損失パワーが非常に大きいため不純物輸送モデルの信頼性も非常に重要となる。周辺領域における磁力線方向の不純物イオンの輸送は、基本的には背景プラズマとの摩擦力および背景プラズマの温度勾配に起因する熱力のバランスによって決まる。一般に、摩擦力は不純物をダイバータへと押し戻し、熱力はダイバータから上流へと輸送する方向に働く。現在のダイバータモデルでは、実験に比べてプラズマ流速を過小評価する傾向にあるため [49, 51]、熱力によって周辺領域に不純物イオンがとらわれやすい。不純物輸送モデルの信頼性は、熱流の制御に加え、ヘリウム灰の排気評価等にも影響するため、実験解析による不純物イオンの輸送過程の理解に加えて、実験で現れるようなプラズマ流の複雑な分布の理解と不純物イオンへの摩擦力評価の改善も重要である。

前述のように、DEMO においてもプラズマ対向材料としてタングステンが候補材料として考えられている。不純物輸送の観点では、タングstenは質量が大きくラーマー半径が大きいため、プロンプトリデポジション (スパッタリングにより発生したタングsten不純物が、イオン化後最初のラーマー旋回で再び壁に堆積する効果) が期待できる一方、スパッタリングの評価には旋回運動を考慮する必要がある。さらに、非接触プラズマの発生により磁力線方向あるいはダイバータ板に沿って空間的にプラズマ分布が急峻に変化するため、有限ラーマー半径効果が重要となる

可能性がある。モデリングの面では、流体的アプローチと粒子的アプローチがあるが、それぞれ長所・短所があり用途によって使い分ける必要がある[52]。多種流体コード(B2SOLPS等)では、計算コスト削減のために74価まであるタングステン流体全てを解くことはせず、ある範囲の価数をまとめて1流体として扱うバンドルモデルの開発や、周辺領域で重要となる20価程度までしか取り扱わないアプローチが進められている。粒子的アプローチでは、大型並列計算機を用いて計算時間を短縮するとともに、背景プラズマの輸送を解く流体コードとの統合が進められている。SOLや主プラズマ周辺領域におけるタングステン輸送モデリングの場合、実験の分析データが不足しており、モデル妥当性の検証の点で問題である。既存トカマク装置の周辺領域では、タングステンの最大価数はせいぜい20価程度である。分光ではこのような低価数の同定は難しく、周辺領域におけるタングステン輸送モデルの妥当性を実験から直接検証することが難しい。代わりに低原子番号の不純物を用いた検証や堆積分布との比較等、間接的なモデル検証を進めることとなる。

1.5 DEMO ダイバータ設計に向けた模擬実験 (シミュレータ) 研究

近年、ITERでダイバータ対向材をすべてタングステンとした「フルタングステン・ダイバータ」の提案がITER機構より提案され、ITPA(国際トカマク物理活動)での検討結果を受け、2013年末に正式に決定された。このため、タングステン・ダイバータ運転への課題の指摘のみではなく、いかにリスクを予測し回避・低減して運転する検討結果が望まれている。プラズマ照射設備および直線型プラズマ生成装置からは再堆積層、損耗および表面変化に関する基礎データとともに、ディスラプションやELM様のパルス熱負荷に対する損傷・亀裂さらには溶融現象の分析が精力的に進められている。さらに、核融合炉への寄与としては、高温の環境化における重イオンや中性子照射された損傷材料(タングステンやフェライト鋼など)の物理特性およびヘリウムや水素同位体の蓄積などに関する研究が進められている。

一方、DEMOのダイバータ設計には1.2節から1.4節に記したように多くの課題があるが、ITER以上に大きく定常的な熱流・プラズマ粒子束が主プラズマから排出されるため、それを周辺プラズマおよびダイバータで低減する物理および工学概念設計を急ぐ必要がある。DEMOのダイバータでは、完全非接触プラズマを制御する物理概念が望まれるが、その際に放射損失パワーおよび体積再結合が増加し、大きな温度勾配が発生する。放射損失は不純物種による温度依存性が大きく、ダイバータ上流も想定した高温プラズマでの輸送研究が望まれる。現在、プラズマ照射設備および直線型プラズマ生成装置のプラズマ源としては単純な熱電子放出からヘリコンプラズマ、強力なプラズマガンさらには閉じこめプラズマまで多種にわたるが、定常プラズマ源におけるプラズマ温度や圧力は核融合炉でのSOLプラズマと比較して小さく、この点では基礎研究の位置付

けにある。さらに、直線プラズマ生成装置では磁場が低い装置も多く、また磁力線に沿う輸送距離が形状距離である装置サイズ(ダイバータ長)と同程度のため、トカマクでのダイバータと比べ短く温度勾配に限度があり、プラズマの低温化や不純物輸送の制御が模擬しづらい課題もある。今後、核融合炉のダイバータ模擬実験(シミュレータ)として、ダイバータ形状や磁場構造、非接触プラズマの制御の研究開発にさらに大きく寄与するために実際に近い実験環境への整備も必要になると思われる。

数値シミュレーションにおける物理課題の解決には、トカマク実験の解析に基づくモデル改善が必要であるが、シンプルな体系での基礎的なモデル改善を積み重ねていくことも重要である。例えば、DEMOの非接触ダイバータ環境では放射輸送を含む中性粒子との相互作用が重要な役割を担うと思われるが、その他にも定常照射中に変化する対向壁状態での相互作用、炉心プラズマとの相互作用等、多くの現象を含む実機での解析には限界があり、シンプルな形状においてDEMOに近い実験環境を備えた装置で得られた知見をモデル化し、ダイバータシミュレーションの信頼性を積み上げることが必要となる。高Z材であるタングステン不純物の輸送についてもデータは乏しく、壁近傍における旋回運動による損耗や輸送に対する効果の解析、モデルの検証は直線型プラズマ生成装置での検討が早く期待されている。

第2章では直線型プラズマ生成装置で最近見いだされたダイバータプラズマ模擬の研究成果について熱流制御の観点から紹介し、第3章ではプラズマ照射により明らかとなったプラズマ・壁相互作用の成果(特に水素同位体リテンション)についてDEMOに向けた貢献とともに紹介する。

参考文献

- [1] 2nd IAEA DEMO PROGRAMME WORKSHOP, <http://www.naweb.iaea.org/naweb/physics/meetings/TM45256/html/node3.htm> (2013).
- [2] 「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチームの中間報告」, http://www.mext.go.jp/b_sub_size6_down10_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/056/shiryu/1345741.htm (2014)
- [3] "A roadmap to the realization of fusion energy", <http://www.efda.org/wpcms/wp-content/uploads/2014/06/JG12.356-web.pdf> (2012).
- [4] J. Scholten *et al.*, Fusion Eng. Des. **88**, 1785 (2013).
- [5] G. De Temmerman *et al.*, Nucl. Fusion **51**, 073008 (2011).
- [6] G.M. Wright *et al.*, Nucl. Fusion **50**, 075006 (2010).
- [7] B. Unterberg *et al.*, Fusion Eng. Des. **86**, 1797 (2011).
- [8] J. Rapp *et al.*, Fusion Sci. Technol. **64**, 237 (2013).
- [9] 今井 剛, GAMMA 10 グループ: プラズマ・核融合学会誌 **87**, 752 (2011).
- [10] Y. Nakashima *et al.*, J. Nucl. Mater. **438**, S738 (2013).
- [11] Y. Nakashima *et al.*, Fusion Sci. Technol. **63**, 100 (2013).
- [12] M. Sakamoto *et al.*, Fusion Sci. Technol. **63**, 188 (2013).
- [13] N. Ohno *et al.*, Nucl. Fusion **41**, 1055 (2001).
- [14] S. Takamura *et al.*, Phys. Plasmas **5**, 2151 (1998).
- [15] Y. Hagino *et al.*, J. Nucl. Mater. **313**, 675 (2003).

- [16] S. Takamura *et al.*, *Contrib. Plasma Phys.* **44**, 126 (2004).
- [17] S. Takamura *et al.*, *Plasma Sources Sci. Technol.* **11**, A42 (2002).
- [18] N. Ohno *et al.*, *Phys. Rev. Lett.* **81**, 818 (1998).
- [19] D. Nishijima *et al.*, *Plasma Phys. Control. Fusion* **44**, 597 (2002).
- [20] N. Ohno *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **337**, 35 (2005).
- [21] N. Ohno *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **390**, 61 (2009).
- [22] D. Nishijima *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **329**, 1029-1033 (2004).
- [23] S. Takamura *et al.*, *Plasma Fusion Res* **1**, 051 (2006).
- [24] S. Kajita *et al.*, *Nucl. Fusion* **49**, 095005 (2009).
- [25] S. Kajita *et al.*, *Nucl. Fusion* **49**, 032002 (2009).
- [26] S. Kajita *et al.*, *Nucl. Fusion* **53**, 053013 (2013).
- [27] H. Tanaka *et al.*, *Contrib. Plasma Phys.* **50**, 256 (2010).
- [28] S. Kajita *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **438**, S707 (2013).
- [29] M. Yamagiwa *et al.*, *Phys. Scr.* **2011**, 014032 (2011).
- [30] Y. Nakamura *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **438**, S1036 (2013).
- [31] S. Kado *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **313**, 754 (2003).
- [32] A. Okamoto *et al.*, *Rev. Sci. Instrum.* **76**, 116106 (2005).
- [33] S. Kado *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **415**, S1174 (2011).
- [34] T. Iijima *et al.*, *Fusion Sci. Technol.* **63**, 417 (2013).
- [35] S. Tanaka *et al.*, *Fusion Sci. Technol.* **63**, 420 (2013).
- [36] W. L. Hsu *et al.*, *Phys. Rev. Lett.* **49**, 1001 (1982).
- [37] 朝倉伸幸他：プラズマ・核融合学会誌 特集号 **87**, 98 (2011).
- [38] ITER Physics Expert Group on Divertor, ITER Physics Expert Group on Divertor Modelling and Database, ITER Physics Basis Editors, *Nucl. Fusion* **39**, 2391(1999).
- [39] A. Loarte *et al.*, *Nucl. Fusion* **47**, S203 (2007).
- [40] K. Tobita *et al.*, *Nucl. Fusion* **49**, 075029 (2009).
- [41] 飛田健次他：「核融合原型炉 SlimCS の概念設計」(JAEA-Research 2010-019).
- [42] K. Shimizu *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **313**, 1277 (2003).
- [43] H. Kawashima, *et al.*, *Plasma Fusion Res.* **1**, 036 (2006).
- [44] N. Asakura *et al.*, *Nucl. Fusion* **53**, 123013 (2013).
- [45] K. Hoshino *et al.*, *Contrib. Plasma Phys.* **52**, 550 (2012).
- [46] 鈴木 哲：プラズマ・核融合学会誌 **87**, 607 (2011).
- [47] 時谷政行, 上田良夫：プラズマ・核融合学会誌 **87**, 591 (2011).
- [48] T. Eich *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **438**, S72 (2013).
- [49] M. Wischmeier *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **415**, S523 (2011).
- [50] A. Kukushkin *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **438**, S203 (2013).
- [51] 朝倉伸幸：プラズマ・核融合学会誌 **83**, 501 (2007).
- [52] 星野一生：プラズマ・核融合学会誌 **87**, 600 (2011).