



小特集 液体だけど水じゃない～次世代ブランケット・ダイバータ研究開発の現状と課題～

3. 液体ダイバータ

3. Liquid Divertor

嶋田道也¹⁾, 宮澤順一²⁾

SHIMADA Michiya¹⁾ and MIYAZAWA Junichi²⁾

¹⁾日本原子力研究開発機構, ²⁾核融合科学研究所

(原稿受付: 2015年12月2日)

能動対流型の液体金属ダイバータは、原型炉における熱負荷除去やディスラプション対策などの課題を解決する選択肢として有望である。この章では、研究の動機、これまでの経過、最近の動き、将来の展望、研究の課題について概説する。

Keywords:

divertor, liquid metal, heat exhaust, particle exhaust, disruption, wall conditioning

3.1 序 (研究の動機)

炉心プラズマから流出する熱流及び粒子流を第一壁に接触させずに炉心プラズマ境界から遠く離れた所に導き、プラズマ運転で問題となるプラズマと壁の相互作用の場所を、炉心プラズマから離すプラズマ制御装置をダイバータと呼ぶ[1,2]。ダイバータ配位では、プラズマ電流と同方向の電流をコイルに流すことにより、プラズマとダイバータ・コイルの間にポロイダル磁場がゼロになる点(ヌル点)を作る。ヌル点を通る磁気面をセパトロックス磁気面と呼ぶ。セパトロックス磁気面は、断面が数字の“8”の形状を呈している(通常“8”の上部が炉心プラズマ, “8”のくびれの点がヌル点, 下部がダイバータ)。ダイバータ配位では、セパトロックス磁気面内部の磁気面は閉じているため高温高密度の炉心プラズマが閉じ込められる。セパトロックス磁気面の外部では、磁力線が炉心から離れたダイバータに通じており、磁力線の終端が(従来のダイバータでは固体の)ダイバータ・ターゲット板であるので、炉心から流出する熱及び粒子は、セパトロックス磁気面に達した後は、セパトロックス面の外側の、厚さが数ミリの薄い層(スクレイブオフ層)の中を磁力線に沿ってダイバータへと流れる。セパトロックス磁気面を第一壁から数センチ以上離せば、高温プラズマを第一壁から「浮かす」ことができる。そうすることにより、高温プラズマからの熱・粒子束から第一壁を守ると同時に、第一壁及びダイバータで生じる不純物から高温プラズマを守ることができる。したがって、ダイバータにはプラズマからの熱流束及び粒子束が集中する。そのためダイバータは核融合炉でもっとも設計が困難な機器である。

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報告[3]は、ダイバータは「原型炉で想定される

運転条件と現在の科学的理解及び技術成熟度とのかい離が極めて大きい」ため、ダイバータの研究開発は、「原型炉での技術的成立性を判断する上で、技術成熟度を現状から最も高める必要」があり、「クリティカルパスと認められ、最も喫緊に今以上に資源を投入すべき」研究テーマであると明言している。この報告書はさらに「既存施設を越えた先進概念を含むダイバータ研究開発施設が国内に必要」と結んでいる。本章が「ダイバータの技術成熟度」を高めるための「既存施設を越えた先進概念」の検討に資することを願う。

以下では、定常熱負荷除去、非定常熱負荷耐性、粒子リサイクリング束の制御、壁調整、機械的特性の観点から核融合炉において要請される性能を考察する。

1) 定常熱負荷除去

長年の物理・工学両面における研究開発によって、核融合出力が500 MWであるITERにおいて予測される定常熱負荷(10 MW/m²以下)、および緩やかなパルスの熱負荷(20 MW/m²以下)は処理できる見通しがたっている[4,5]。しかしながら核融合出力が3 GWである原型炉Slim-CSにおいては、炉心からの熱流束がITERの数倍に増加するため、熱除去は格段に困難になる。アルゴン不純物を入射して放射冷却によってダイバータ板の熱負荷を10 MW/m²以下にする条件では、スクレイブオフ層のアルゴン密度がイオン密度の約1%に達する[6]ため、炉心プラズマとの整合性が課題である。そのため検討されたSuper-XダイバータやSnowflakeダイバータでは、ヌル点から外側ターゲット板への距離を約2倍に延長できるため、放射冷却を増大できる[7]。ここでSuper-Xダイバータというのは、ダイバータ・ターゲット板近傍のポロイダル磁場を低減することにより磁力線に沿った距離を長く

1) Japan Atomic Energy Agency, AOMORI 039-3212, Japan

corresponding author's e-mail: shimada.michiya@jaea.go.jp

し、プラズマに接触するターゲット板の面積を増大させる配位である。また通常のダイバータでは熱束・粒子束がヌル点で二つの流路に分岐するが、Snowflake ダイバータでは四つの流路に分岐するため一つの分岐あたりの熱束低減が期待できる。しかしいずれの方式でもトロイダルコイルの内部にダイバータ・コイルを設置する必要があり、実現は困難である。最近検討されている核融合出力が1.5 GW程度の原型炉[8]においては、Slim-CSと比較して熱除去の条件が緩和されることが期待されている。しかしながら核融合炉をより魅力的なものにするためには、Slim-CS並の核融合出力でも炉心と整合性のあるダイバータを開発することが望ましい。

2) 非定常熱負荷耐性

JT-60U, JETをはじめとする現在稼働中のトカマク装置においてディスラプションやELMにおいて観測されるダイバータへの熱負荷ではタンゲステンは溶融しない。これに対してITERや原型炉においてディスラプションやELMに伴う熱負荷が緩和されない場合、ダイバータ・ターゲット材料であるタンゲステンは溶融する[9]。ここでディスラプションとは、放電全体にわたる(低n)MHD不安定性によって放電が不安定になり、プラズマ・エネルギーの瞬時的(~ 1 ms)な大量流出、およびプラズマ電流の消滅を生じる現象である。これに伴いダイバータなどのプラズマ対向機器に熱負荷及び電磁力が加わる。ELM (Edge Localised Mode) とは、H-mode 放電においてセパトリックス磁気面の内側数 cm の範囲で急峻な圧力勾配を持つペDESTAL部において発生する不安定性に伴う現象である。ELMにより、ペDESTAL周辺のプラズマ・エネルギー及び粒子の一部が周期的にパルス状(~ 1 ms)に損失する。溶融層は、プラズマからの圧力、電磁力などで表面層の形状が変化し、溶融した微粒子が放出される。さらに、凝固後は一般に表面形状は平坦でなくなり、大きな結晶粒や内部空洞が形成され、熱除去能力が顕著に劣化する[10]。そのうえパルス状の繰り返し熱負荷を与えると亀裂を生じる[11]。そうするとダイバータ・ターゲットを交換することを余儀なくされる。このような事態を回避するため、ディスラプション[12]やELM[13]の熱負荷低減はITER運転に向けた物理 R&D の最重要項目である。

ディスラプションの影響を軽減させる手法として、実験データで学習させた神経回路網を用いてディスラプション発生を予測し、ディスラプション発生の前に不純物ガスやペレット入射によってプラズマ・エネルギーを低減することが検討されてきた。しかしながら、神経回路網は、当該装置の実験データの読み込みによる学習が必要であり、しかも完璧ではない。ITER以降の装置では、学習の過程においてダイバータ板がディスラプションの際に溶融し使用不能になる可能性があるため、神経回路網の適用には困難が付きまとう。また学習後の神経回路網でも1-2%の確率で発生予測に失敗する。そうするとディスラプション発生によって修理を余儀なくされる可能性がある。たとえば計測結果を基に放電に並行してプラズマの安定性を実時間で計算して評価するなど、学習に頼らず、しかも予測の信

頼性が高い手法の開発が望まれる。ITERにおけるELM制御は、真空容器内部に設置したサドルコイルによる完全安定化を立案、ペレット入射を代案として開発が進められている。いずれも開発途中であり、ITER運転開始後も開発・調整が必要である。ITER運転中にELMの制御に不具合が生じてダイバータ板が溶融する可能性がある。ディスラプション制御の失敗やELM制御の失敗による修理のため運転を休止することは、実験装置ではともかく実用炉では許容されない。長期的には、ディスラプションやELMの制御の不具合があっても後の運転に支障がないようなプラズマ対向機器の開発が望まれる。

3) 粒子リサイクリング制御

トカマク放電の性能が、周辺の粒子リサイクリング束を低減することによって改善することはよく知られている[14, 15]。その一方で周辺の粒子リサイクリング束はダイバータ特性にも関係しており、周辺の粒子リサイクリング束がある程度高いことが、低温高密度で放射冷却能力が高いダイバータの生成に必須である。このリサイクリング束は、ダイバータのものと第一壁のものと明確に区別することは困難であるが、ダイバータのリサイクリング束が圧倒的に大きいため、ダイバータのリサイクリング束がより重要な役割を果たしていると考えられる。固体のプラズマ対向機器においては、表面に吸着できる粒子数は限られており、壁材の奥に粒子が浸透する速度が遅いため、放電中に粒子リサイクリング束が変化するという現象が既に観測されている[16, 17]。ITERや原型炉など、超長パルスないし定常運転の際には、放電中に粒子リサイクリング束の制御を行う必要が生じる可能性がある。

4) 壁調整

JETにおいてダイバータ・ターゲット板をCFCからタンゲステンに交換した後も、運転期間中に酸素の混入量が漸増するため、数百ショットに一度の頻度で壁調整が必要である[18]。このことは、原型炉において定常ないし超長パルス運転を行う際に炉心の性能を維持するためには、放電間のみならずトカマク放電に並行して壁調整を行う必要があることを示唆している。またITERと同様、安全上の要請から、原型炉の真空容器内部のトリチウム量を一定量以下に制限されることが考えられる。したがって真空容器内部におけるトリチウムの吸蔵量増加速度によっては、トカマク放電に並行して真空容器内部からトリチウムを除去することが求められる可能性もある。

5) 機械的特性

タンゲステンは延性脆性遷移温度(DBTT)が約400°Cであり、0°C以下であるステンレスと比較してかなり高い。したがって核融合炉の運転中にタンゲステンを材料とするダイバータ・ターゲット板の温度が変化すると、亀裂を生じる可能性がある[19]。この観点からもタンゲステンを用いないプラズマ対向機器の開発が望まれる。

3.2 これまでの経過

液体金属を用いたプラズマ対向機器は1970年代から検討されている。これまでの進展については廣岡による優れた

解説がある[19]。とくに液体リチウムを材料に用いたプラズマ対向機器の磁気閉じ込め装置への応用に関して隔年でワークショップが開催されている[20-22]。

液体金属ダイバータが最初に提案されたのはUWMAK-1設計においてである[23]。この主目的は自由落下するリチウムを用いて強力な排気を行うということであった。自由落下するカーテン状のガリウムがT-3Mトカマクで[24,25]試験された。リチウムをプラズマ対向機器に用いると、閉じ込め性能改善、ELM安定化、及びHモード遷移パワーの低減など、トカマク運転に好都合な成果が最近得られたため、実験及び理論の研究が盛んになりつつある[19-22]。ガイドプレート及び自由落下シャワー方式の(Sn, Ga, Li)液体金属ダイバータが、ダイバータの寿命を長くする方式として提案された[26]。

毛細管現象によってモリブデンのメッシュ間から液体リチウムを透過させるCPS (capillary porous system) 方式のリミターを用いた実験がT-11M[25,27], FTU[28], TJ-2[29]などで行われ、プラズマ性能の改善が観測された。(リミター配位では、ダイバータ配位と異なり、高温プラズマが第一壁の一部に直接接触する。)これは水素リサイクリング粒子束が低減したためと考えられる[19]。Vehicle-1の実験では、水素リサイクリング粒子束が、液体リチウム上では固体リチウム上に比べて約30%低減した[30]。飽和時間を長くして閉じ込めへの効果を確認することを期待して、NSTXにおいて最初の液体リチウムダイバータ(LLD)実験が行われた(図1)。電磁力で液体リチウムが運動するのを妨げるために、リチウムのトレイの表面には多孔質のモリブデンが用いられた。しかしながら水素で飽和する時間は、リチウムで被覆されたダイバータの場合と大差なかった[31]。これには次の原因が考えられる[19]: 上面がダイバータ・プラズマで加熱されるため対流が起こりにくい、多孔質のモリブデン・トレイのためにリチウムが流れにくい、真空中に微量存在するO₂やH₂OのためにLiO₂やLiOHが生成してリチウム表面を覆うため水素粒子が吸着しにくい、プラズマ対向機器が損耗して炭素がリチウムと反応してLi₂C₂などの化合物を作るため水素吸着が妨げられる。この実験結果から、液体金属ダイバータにおいては能動的に対流を起こすことが重要であることが示唆される。実際、Vehicle-1の実験において、液体リチウムを手動で攪拌させたところ水素及びヘリウムのリサイクリング束が低下した[32]。米国のAPEXプログラム[33]の一環で液体金属をノズルから噴出させバックプレート上を流動させる実験が行われた(図2)[34]。しかしながら液体金属が磁場を横切ると $v \times B$ の起電力が生じ電流 j が流れる。 $j \times B$ の力は磁場を横切る運動を妨げる(mhd drag)ので、液体金属の流動が不安定になる[35]。

Mhd dragの問題を克服し、かつ強制対流を起こさせるために、液体金属ダイバータを対流させるアイデアがいくつか提案された。そのひとつが熱電磁流体力学thermo-electric MHD (TEMHD)[36]と呼ばれるものである。TEMHDの原理は液体金属表面と底面の間の温度差のためのSeebeck効果によって生じる電流とトロイダル磁場による電磁力を用いて液体金属を駆動するというものである(図3)。原理検証実験[37]のあと、リミター配位ではあるがプラズマ閉じ込め装置(HT-7)に応用された[38]。この方式の短所は、電流値が熱流束によって自動的に決まり、外部から制御することができないこと、液体金属の流動を導く溝をバックプレートに付けることが必要であることである。ダイバータ特性を能動的に制御できる手法の開発が望ましい。

3.3 最近の進展

3.3.1 トカマク

最近、嶋田と廣岡は、能動対流型液体金属ダイバータ Actively convected liquid metal divertor (ACLMD)と呼ばれる、トカマクのダイバータに応用することを念頭に置いた液体金属の能動的対流法を考案した[39]。概念図を図4に示す。トロイダル状の容器に液体金属を満たし、その中に電極を設置して電極と容器の間に電圧を印加することにより液体金属中に電流を流し、この電流とトロイダル磁場によるローレンツ力で液体金属を駆動する。液体金属を強

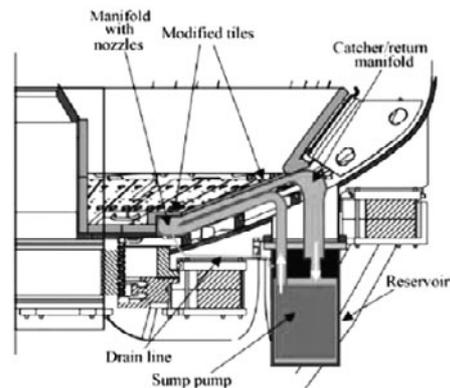


図2 ノズルから液体金属を噴出させバックプレート上を流動させるダイバータの概念図[34]。

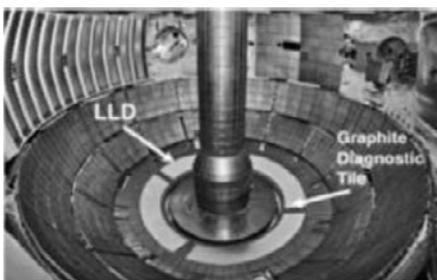


図1 NSTXに設置された液体リチウムダイバータ(LLD)[31]。

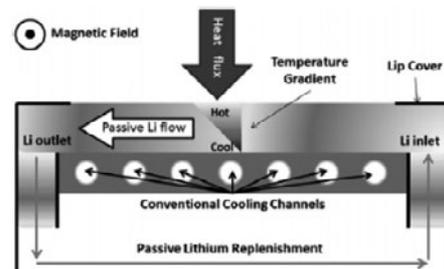


図3 TEMHDダイバータの概念図[36]。

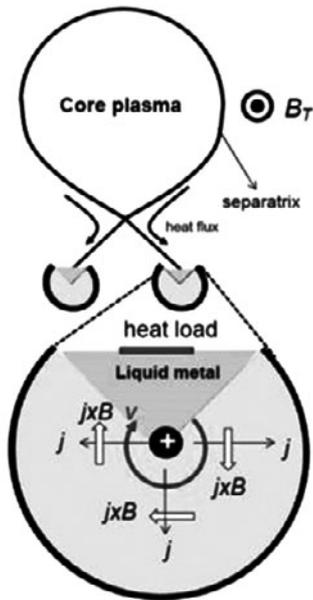


図4 Actively convected liquid metal divertor (ACLMD) の概念図[39].

制的に対流させることができるので、ダイバータに流入する熱を急速に広い面積に拡散させて熱除去を容易にする、というものである。簡単なモデル計算によれば、 100 MW/m^2 の熱負荷を受けて温度上昇を 200°C 程度に抑えるために必要な流速は、 0.3 m/s である[39]。熱除去とともに、第2章で述べたように、粒子排気によるリサイクリング制御もできる可能性がある。ディスラプションやELMの衝撃を受けても、表面が速やかに平坦化し、飛散した液体金属の飛沫は流れ落ちて最終的にダイバータに回収されるので、次の放電への影響は小さいことが期待される。放電に並行して不純物除去による壁調整ができる可能性もある。 500°C における蒸気圧は、Liでは $\sim 5 \text{ mPa}$ であるが、Gaでは $4 \times 10^{-8} \text{ Pa}$ 、Snでは $2 \times 10^{-10} \text{ Pa}$ であり[39]、燃料の圧力 (1 Pa 前後) に比べて無視できる。簡単なモデルを用いて原型炉で必要な電流電圧を予測した[37]。回転速度が定常状態に達すると、 $v \times B$ が E をほぼ打ち消すので電流は減衰する。電圧を急激に上昇させると、電流は瞬間的に膨大なものとなるが、例えば60秒の時定数で立ち上げれば、ピーク電流は 10 A 、電圧は 2 V 程度となる[39]。

原理検証のためのテーブルトップ装置を図5に示した。液体金属の円筒状容器を、円盤状の一对の永久磁石の間に配置した(図5(a))。磁場強度は $\sim 0.1 \text{ T}$ 。左面と右面がアクリル製の円板、側面がSUS304製の容器の中心にSUS304製の電極を設置した(図5(b))。常温で液体であるため取り扱いが容易なGaInSnを液体金属として用いた。中心電極に容器側面に対して $\sim 0.2 \text{ V}$ を印加し、 $\sim 20 \text{ A}$ 液体金属中に流したところ液体金属の回転 ($6\sim 7 \text{ rpm}$) を確認できた[40]。さらに、リサイクリング特性について実験的検証を行った。定常PWI実験装置Vehicle-1[30]を用いてGaInSnに水素・ヘリウムプラズマ照射を行い、 $J \times B$ 電磁力によって強制対流させた。その結果、 $J \times B$ 力による強制対流を起こしたとき、水素リサイクリングが約15%減少す

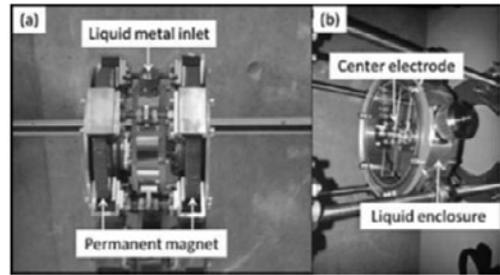


図5 ACLMDの原理検証実験[19].

ることを観測した[41]。また同様の結果をヘリウム粒子リサイクリングについても観測した[41]。

3.3.2 ヘリカル

核融合科学研究所ではヘリカル型核融合炉FFHR-d1の概念設計活動が進められている[42]。ディスラプションがないヘリカル型核融合炉においても定常熱負荷はトカマク炉と同様に厳しいため、 20 MW/m^2 以上、あるいはもし可能ならば 100 MW/m^2 を超える定常熱負荷にも耐えるダイバータが必要とされている。これには秒速数mの液体金属自由表面流を用いることが有効である。例えば、中性子照射試験のために検討が進められているIFMIFでは液体リチウム自由表面流のターゲットに 1 GW/m^2 の重陽子ビームが照射されるが、液体リチウムの流速が $15\sim 20 \text{ m/s}$ と高速のため、これに耐えることができる[43]。

最近、宮澤らによってFFHR-d1用液体金属ダイバータの新概念が提案された。これは、チェーン等に沿わせて減速・安定化しつつ鉛直落下させる直径 1 cm 程度の液体金属流を適宜配列したものであり、REVOLVER-D (Reactor-oriented Effectively VOLumetric VERTical Divertor) と名付けられている[44]。液体金属には低融点 ($\sim 505 \text{ K}$) かつ低蒸気圧[45]のスズが用いられる。村瀬による有限要素法計算ツールANSYSを用いた試算によれば、溶融スズの流速が $2\sim 3 \text{ m/s}$ 以上であれば、 200 MW/m^2 の熱負荷条件でも温度増加は最大 300 K 以下となり、蒸気圧を 10^{-8} Pa 以下に抑えることが可能である[46]。FFHR-d1はLHDを4倍に相似拡大したヘリオトロン型装置であり、プラズマは最外殻磁気面外側のエルゴディック層を経てダイバータに向かう(図6)。このエルゴディック層に鉛直液体金属流を当て、ダイバータに繋がる磁力線を捕捉すれば、それらの磁力線に沿って流出するプラズマを消滅させることができる。REVOLVER-Dでは、複数の鉛直液体金属流を並べた液体金属シャワーを用いてこれを行う。液体金属ポンプ、ダクト、シャワーヘッド、貯留槽、熱交換器で構成されるユニット(図7)を、トラス内側の10箇所に配置することが検討されている(図8)。REVOLVER-Dの実現に向け、流動溶融スズを主対象とした電子ビーム及びプラズマガンによる熱負荷試験や、MHD特性を調べるための磁場下流動・通電試験などが今後計画されている。

3.4 将来の展望と研究の課題

能動対流型液体金属ダイバータは、序章で論じた、(1)定常熱負荷除去 (2)非定常熱負荷耐性 (3)粒子リサイクリ

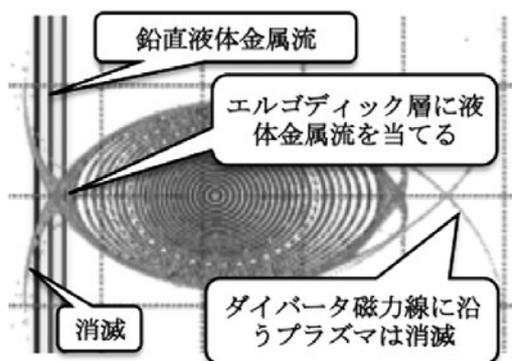


図6 ヘリカル核融合炉における磁力線の断面分布と鉛直液体金属流の配置。



図7 REVOLVER-D ユニット概念図。

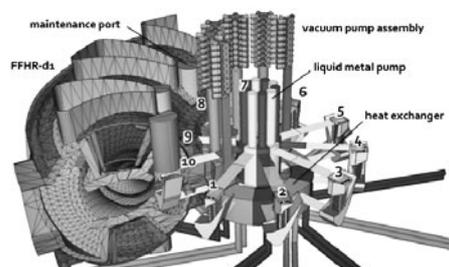


図8 REVOLVER-D 全体鳥瞰図。

ング制御 (4) 壁調整 (5) 機械的特性のすべてを満足しうる可能性を持っている。しかしながら、実験や理論、モデリングの研究はまだ端緒が開かれたのみで、核融合炉への応用までには、まだ多くの研究開発が必要である。

研究課題には次のようなものがある：

- (1) 対流駆動機構の特性の研究
- (2) プラズマ照射装置において、液体金属の水素・ヘリウム・混合プラズマ照射下の粒子リサイクリング特性とそれに付随する伝熱特性の実験的研究、とくに粒子リサイクリングの素過程である拡散係数、溶解度、表面再結合係数、および吸収・拡散・(再)放出に関連する輸送パラメータの測定を行う。
- (3) 液体金属ダイバータを設置したプラズマ実験装置において、流動、表面の安定性、不純物、粒子リサイクリング束の制御性を実証する。
- (4) 液体金属処理装置において、流動、熱除去、不純物、水

素粒子の制御性を実証する。

上の項目を考慮して最適な液体金属（単体あるいは化合物）を選択する。(1)、(2)の項目を実証すれば、本格的なプラズマ実験装置に液体金属ダイバータ及び液体金属処理装置を設置して、定常及び非定常の熱除去、不純物除去（壁調整）、粒子リサイクリング束制御などを実証する段階に進むことが期待される。

3.5 まとめ

- 液体金属プラズマ対向機器は、原型炉において不可欠である、定常熱除去、非定常現象後の健全性、粒子リサイクリング束制御、壁調整等の性能が期待できる。
- 液体金属を能動的に対流させることが不可欠である。
- 今後の課題
 - 提案されている対流駆動機構の特性を研究する
 - プラズマ照射装置において、液体金属の水素・ヘリウム・混合プラズマ照射下の粒子リサイクリング過程に関連するパラメータを測定する。
 - 液体金属ダイバータを設置したプラズマ実験装置において、流動、表面安定性、不純物、粒子リサイクリング束の制御性を実証する。
 - 液体金属処理装置において、流動、熱除去、不純物、水素粒子の制御性を実証する。
 - 本格的なプラズマ実験装置に液体金属ダイバータ及び液体金属処理装置を設置して、定常及び非定常の熱除去、不純物除去（壁調整）、粒子リサイクリング束制御などを実証する。

参考文献

- [1] 滝塚知典：核融合研究 64, 255 (1990).
- [2] 嶋田道也：プラズマ・核融合学会誌 69, 1147 (1993).
- [3] 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報告（平成27年1月19日）http://www.naka.jaea.go.jp/kankoubutu/PDF/goudoukoa_201501.pdf
- [4] 仲野友英：プラズマ・核融合学会誌 91, 191 (2015).
- [5] Y. Seki *et al.*, IAEA FEC FIP/1-2Ra (2014).
- [6] N. Asakura *et al.*, Nucl. Fusion 53, 123013 (2013).
- [7] N. Asakura *et al.*, IAEA FEC FIP/3-4Ra (2014).
- [8] Y. Sakamoto *et al.*, IAEA FEC FIP/3-4Rb (2014).
- [9] R.A. Pitts *et al.*, J. Nucl. Mater. 438, 548 (2013).
- [10] 時谷政行, 上田良夫：プラズマ・核融合学会誌 87, 591 (2011).
- [11] Th. Loewenhoff *et al.*, J. Nucl. Mater. 463, 202 (2015).
- [12] M. Sugihara *et al.*, in Fusion Energy 2012 (Proc. 24th Int. Conf. San Diego) ITR/P1-14.
- [13] A. Loarte *et al.*, Nucl. Fusion 54, 033007 (2014).
- [14] M. Nagami *et al.*, Nucl. Fusion 24, 183 (1984).
- [15] J.D. Strachan, Nucl. Fusion 34, 1017 (1994).
- [16] S. Moriyama *et al.*, Nucl. Fusion 30, 47 (1990).
- [17] T. Nakano *et al.*, Nucl. Fusion 48, 085002 (2008).
- [18] D. Douai *et al.*, J. Nucl. Mater. 463, 150 (2015).
- [19] Y. Hirooka *et al.*, Fusion Sci. Technol. 68, 477 (2015), Proceedings of TOFE-2014.
- [20] Y. Hirooka *et al.*, Nucl. Fusion 50, 077001 (2010).

- [21] M. Ono *et al.*, Nucl. Fusion **52**, 037001 (2012).
- [22] G. Mazzitelli *et al.*, Nucl. Fusion **55**, 027001 (2015).
- [23] B. Badger *et al.*, 1974 'UWMAK-I-A Wisconsin Toroidal Fusion Reactor Design' UWFD-68
- [24] S.V. Mirnov *et al.*, J. Nucl. Mater. **196-198**, 45 (1992).
- [25] S.V. Mirnov *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 113 (2006).
- [26] K. Maki in "Tokamak Concept Innovations", IAEA-TECDOC-373 (1986), p 87 www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/Public/17/056/17056491.pdf
- [27] S. Mirnov, J. Nucl. Mater. **390-391**, 876 (2009).
- [28] G. Mazzitelli *et al.*, Fusion Eng. Des. **86**, 580 (2014).
- [29] I.E. Lyubinski *et al.*, IAEA FEC (2010) FTP/3-6R6.
- [30] Y. Hirooka *et al.*, J. Nucl. Mater. **337-339**, 585 (2005).
- [31] H.W. Kugel *et al.*, Fusion Eng. Des. **87**, 1724 (2012).
- [32] Y. Hirooka *et al.*, Fusion Eng. Des. **89**, 2833 (2014).
- [33] M.A. Abdou and the APEX TEAM, Fusion Eng. Des. **54**, 181 (2001).
- [34] A. Ying *et al.*, Fusion Eng. Des. **72**, 35 (2004).
- [35] M. Narula *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 1543 (2006).
- [36] M.A. Jaworski *et al.*, Phys. Rev. Lett. **104**, 094503 (2010).
- [37] D.N. Ruzic *et al.*, Nucl. Fusion **51**, 102002 (2011).
- [38] G.Z. Zuo *et al.*, Fusion Eng. Des. **89**, 2845 (2014).
- [39] M. Shimada and Y. Hirooka, Nucl. Fusion **54**, 122002 (2014).
- [40] M. Shimada *et al.*, Proc. 41st EPS conf. on Plasma Phys., Berlin (2014) O2, 110.
- [41] Y. Hirooka *et al.*, presented at ISLA-2015, Granada.
- [42] A. Sagara *et al.*, Fusion Eng. Des. **89**, 2114 (2014).
- [43] M. Ida *et al.*, Fusion Eng. Des. **63-64**, 333 (2002).
- [44] J. Miyazawa *et al.*, 1st IAEA Technical Meeting on Divertor Concepts, P-7 (29 Sep.-2 Oct., 2015, IAEA Headquarter, Vienna).
- [45] M. Kondo and Y. Nakajima, Fusion Eng. Des. **88**, 2556 (2013).
- [46] T. Murase, *private communication*.