

ダイバータ研究開発の戦略的加速の方策に関する  
評価・検討報告書

平成 27 年 12 月

核融合エネルギーフォーラム ITER・BA 技術推進委員会



## 1. はじめに

### 1. 1 経緯

核融合エネルギーフォーラムは、核融合炉の開発のために、これまで、ITER・BA 技術推進委員会報告書「核融合エネルギー実用化に向けたロードマップと技術戦略」を文部科学省に提出した（平成 20 年 6 月）。さらに、その後の検討内容を整理統合し、核融合エネルギーフォーラム提言「原型炉に向けた核融合研究開発の具体化について」として纏め、ITER 計画及び BA 活動と同時に進めるべき取り組みとして、原型炉開発に向けた技術戦略および概念設計を構築し、そのために必要不可欠な工学 R&D を厳選し、実施する活動を速やかに開始することを提案した（平成 23 年 1 月）。その提案は、「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム（以下、合同コアチームと略称）」に引き継がれ、合同コアチームの報告書により、核融合原型炉の開発に必要な技術基盤構築の在り方が示されるに至った（平成 26 年 7 月及び平成 27 年 1 月）。その合同コアチーム報告書を受けて、「原型炉開発総合戦略タスクフォース」（以下、TF と略称）が核融合科学技術委員会の下に設置され、また国内の大学・研究機関・産業界の総力を結集し全日本的に取り組む「原型炉設計合同特別チーム」（以下、炉設計特別チームと略称）が平成 27 年 4 月に国立研究開発法人日本原子力研究開発機構六ヶ所核融合研究所の中に発足し活動を開始した。合同コアチームにより示された技術基盤構築の在り方は、さらに進めて、各重要開発要素について、具体的な研究開発の実施内容と推進方策を明らかにし、実際に研究開発の行動に移すことが可能な指針（アクションプラン）として TF において策定されることが望まれる。このような背景のもとで核融合エネルギーフォーラムは、文部科学省からの要請「ダイバータ研究開発の戦略的加速の方策の検討について（依頼）」（平成 27 年 7 月 22 日、付録 1 参照）に基づいて、核融合エネルギーフォーラム ITER・BA 技術推進委員会の下に「ダイバータ研究開発加速戦略方策検討評価ワーキンググループ」（以下、WG と略称）を設置し（平成 27 年 7 月）、ダイバータ研究開発の戦略的加速の方策を検討することとした。

本 WG は、平成 27 年 7 月から活動を開始し、同年 12 月にかけて合計 8 回の会合を開催し以下の依頼事項に対する検討・評価のため議論を重ねた。

1. 「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－原型炉技術基盤構築チャート－（平成 27 年 1 月 19 日）」におけるダイバータ開発に係る指摘及びチャート図について、

- ①海外動向を含めた現状認識から適切な計画となり得るか、
- ②報告書記載の時系列展開自身が適切な計画となり得るか、  
の評価と必要に応じた改善点の指摘。

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報告（平成 26 年 7 月 18 日）」において整理・指摘された、ダイバータ開発に関わる課題及びその解決に向けて求められる取組・体制等について、研究開発を戦略的に加速するという観点から、以下の点を検討。

- ① 国内外との連携協力を視野に、国内の研究の担い手（原型炉設計合同特別チームなど組織としての担い手及び個々の研究者・技術者等）が最適な課題設定とその選択をし得るよう、目標への近接度がわかる課題設定の在り方。
- ② 特別チームや各種研究開発プロジェクトチーム（組織）、個々の研究者・技術者等を横断して課題や問題意識を共有し、かつ課題解決に向けて検討や議論を収束するための方策及び運営の在り方。

本報告書は、これらの依頼事項に対する回答と、研究課題の整理や、各専門分野の課題と研究方針（参考資料）から構成される。本WGの構成とこれまでの活動については、付録2「核融合エネルギーフォーラム ITER・BA 技術推進委員会ダイバータ研究開発加速戦略方策検討評価ワーキンググループ 構成」、付録3「審議の経過」、付録4「活動実績」に示す。

## 1. 2 評価の視点

原型炉のダイバータは、原型炉環境下（中性子照射、強磁場、等）において、想定されるダイバータ機器への熱負荷と、現在のダイバータ機器の除熱性能の間に大きなギャップがあると認識されている。従って、ダイバータ開発においてはこのギャップを埋める方策が必要である。このためには、炉心プラズマからエッジプラズマに至るプラズマ全体を俯瞰した熱排出の制御と、ダイバータ機器の除熱性能の向上という両面からの開発が求められ、種々の方向性が模索されている。原型炉開発においてはそれらを整合させ、さらに他のすべての原型炉開発要素との両立性を確認する作業が必要となる。この様に原型炉ダイバータを実現するためには、広い視野を持った息の長い開発が必要であり、核融合コミュニティの叡智を集めて進むべき方向性を見極めて行く必要がある。

本WGの議論においては、この様なダイバータ開発の特徴を十分に把握した上で、現状の技術レベルから想定可能な技術と、原型炉のあるべき姿から求められる技術のギャップを認識し、その解決策を見いだすための取り組むべき課題や解決に必要な資源、さらに、それらの課題を解決する時期やその時系列の展開について検討した。その際、合同コアチーム報告書を出発点としたが、望ましい開発戦略を具体的に考えることで、ダイバータの今後の総合的な開発戦略に関する議論と検討が加速されることを期待する。なお、炉心プラズマ性能を維持し、ヘリウム排気能力を確保しつつ機器への熱負荷と機器の除熱能力の接点を見いだすことは簡単にできることではなく、本報告書では熱負荷等の数値目標を特に設けていない。機器開発など工学的な観点からは目指すべき特性を数値で与えることは重要であることから、どの時点で、どのような手順を踏んで数値目標を与えるかについても今後の課題と言える。

本WGの検討作業では、「核融合エネルギーフォーラム提言「原型炉に向けた核融合研究開発の具体化について」（平成23年1月）を踏まえ、原型炉に向けたダイバータとブランケットの開発において、熱負荷と中性子負荷を並行して試験できる装置は現在存在しないこと、及びITERでも原型炉相当のフルエンスを得ることは難しいものと考えられることから、原型炉運転の初期段階では、ダイバータとブランケットを定期的に交換することや必要な改良を行うことを前提に、原型炉の製造設計・建設段階に進むことになるであろうことを前提とした。

また、ITER のダイバータ機器開発において実績のあるタングステンプラズマ対向材料－銅合金冷却管－水冷却を原型炉開発でも主案として、その加速方策の検討を行った。一方、現在行われている様々な先進的概念・材料の研究については、今後の研究の進展によっては有力なバックアップ候補になり得ると考えられるが、時間の制約等から今回は研究の現状や課題等について十分に検討を行っておらず、今後詳細な検討を要する。

さらに、ダイバータ機器と他の機器（特に炉外機器）との整合性や、ダイバータの熱利用など原型炉設計全体で考えるべき課題も残されているが、詳細検討は今後の課題とした。

### 1. 3 ダイバータ研究開発の戦略的加速方策の考え方

本WGでは、ダイバータを開発するに当たって重要となる様々な課題を抽出し、それらをアクションプランという形で時系列で示すこととした。その作成にあたっては、研究開発をスムーズに無駄なく進めることを念頭に置き、ダイバータ開発にクリティカルな課題や、重要ではあるが解決に時間がかかりそうな課題を抽出し、そこに優先的に資源を投入して、戦略的に加速することを考える。時系列を考える際は、重要性や緊急性が高く短期間で解決すべき課題を、主に中間C&Rまでのアクションプランに入れた。また、重要ではあるが時間がかかる課題、新たな装置による実験が必要な課題、中間C&Rにおける研究開発状況をベースに開発戦略を立てて進めるべき課題等については、移行判断を目途に行うものと位置づけている。

例えば、中間C&Rまでの期間については、国内で大型トカマク装置による実験が困難であるので、海外の装置での実験研究の重要性とそのための共同研究の必要性を検討する。また、ダイバータプラズマの設計のためには、シミュレーション研究が果たす役割が重要であるので、中間C&Rまでに研究の加速を図る上で必要な資源を示す。シミュレーションの物理モデル構築と高度化のためには、ダイバータプラズマの基礎物理過程の理解が重要であり、そのための実験研究を可能にするダイバータ級定常高密度プラズマ実験装置を検討する。さらにダイバータ機器・材料の特性評価や性能改善の観点から、中性子照射影響研究、中性子照射場確保、及び中性子照射された機器・材料の熱負荷試験についてそれらの重要性を吟味する。

## 2. ダイバータ研究開発に係る評価

### 2. 1 海外動向等を含めた評価と提案

欧州の原型炉開発においては、従来よりヘリウム冷却ダイバータを主候補として研究を進めてきたが、近年、早期実現性を重視した結果、日本と同様のタングステンプラズマ対向材料、熱伝導率の高い銅材料の冷却管、及び水冷却材、を用いたダイバータ機器を候補としている。さらに、ヘリウム冷却や液体金属などもリスク低減のためのオプションとして視野に入れている。一方、プラズマからの熱負荷低減は、プラズマ周辺での放射損失の増加とデタッチメントプラズマの安定な生成により行う。また、有力なダイバータ概念については、ダイバータ研究に特化した装置による実証を念頭に置いている。このような、EUの方向性を考慮し、さらに国内の研究の現状や今後の課題について専門家との情報交換と議論を行った結論として、原型炉基盤構築チャートは、大筋では妥当な計画であると判断する。ただ、今後、効率的な研究体制を構築して研究を加速するためには、本計画のさらなる具体化が必要である。そのため、今後解決すべき課題の詳細、具体的な方法や時期、研究の担い手や新たに必要となる研究施設・装置等について、次節以降で示すように拡充・改訂することを提案する。

### 2. 2 時系列展開に関する評価と提案

時系列展開も大筋で妥当であると判断する。ただ、実際にダイバータ開発を行うに当たっては、さらなる課題のブレークダウン、研究項目の細分化や統合、及び現実的な視点からの時系列展開の修正、が必要である。このことを念頭に置いて、本WGで検討した、研究項目とその達成時期や必要な施設を、表1（3章）にまとめた。また、重要な改訂点とアクションプラン概要を以下に示す。

#### 重要な改訂点

○研究開発項目に、「ダイバータ開発目標の整合性確認と炉設計への適用」を、新たに追加した。この項目では、主プラズマにおける放射損失の増加によるスクレイプオフ層（SOL）へ排出されるエネルギーの低減、ダイバータプラズマのデタッチ化による低温化および熱負荷低減や、ダイバータ機器の除熱能力改善の成果を勘案しながら、整合性のある開発目標を設定すると共に、具体的な炉概念をとりまとめる。当初は、高熱負荷部に ITER における設計概念を生かしたタングステン-銅合金冷却管-水冷却ダイバータを想定し、熱負荷限界と整合するダイバータプラズマ制御シナリオとそれに基づく炉設計を進める。中間 C&R の段階ではプラズマパラメータ設計に対して矛盾しないダイバータの仕様、およびそれに必要なダイバータの物理・工学概念設計の指針を示す。

○原型炉設計に資する高い信頼性や予測性を持つダイバータプラズマシミュレーションコードを国内の研究者を中心として開発することは、原型炉設計および研究・技術者育成のため最も重要な課題である。この課題は、既存の LHD 装置や大型トカマク実機における実験研究や、線型プラ

ズマ装置等による基礎研究、及び物理モデル構築などの理論・シミュレーション基礎研究と密接に連携して進める必要がある。そのため、これらの研究・開発を並行して進めると同時に、現在不足している物理機構のモデリングおよびコード開発に必要なリソース（開発者、研究者、計算機）の追加確保が必要である。中間 C&R の時点では、既存の LHD 装置やトカマク装置、及び基礎実験装置で実現されたデタッチメントプラズマの実験結果をシミュレーションで再現するとともに、予測性能を向上するための開発要素の優先度を判断する。そして、移行判断時までは、JT-60SA や ITER でデタッチメントプラズマの制御手法を実証すると同時に、原型炉のダイバータプラズマ予測を高い信頼性で行えるよう国内でシミュレーションコードを改良・開発し、それらのトカマク実験装置におけるデタッチメントプラズマの再現を行う。そして、このダイバータシミュレーションコードを統合コードに組み込んで（理論・シミュレーショングループと連携）、原型炉ダイバータの設計を行う。

コアチーム報告書では、中間 C&R までに「スクレイプオフ層 (SOL) 幅やプラズマ壁相互作用 (PWI) の素過程など、ダイバータの使用環境を支配する物理現象を明らかにすること」と書かれている。一方で、今回の報告書では、中間 C&R では物理現象の解明を原型炉の物理概念設計が可能なレベルまで行い、移行判断までにさらに研究の高度化をはかり、ダイバータシミュレーションコードに適用して、原型炉ダイバータ条件を高い精度で予測すること、というように、中間 C&R 以降も物理研究を進める必要があることを指摘した。

デタッチメント放電実証においては、中間 C&R では、既存の LHD 装置や海外の磁場閉じ込め装置、及び基礎実験装置での実証を行い、その後の移行判断に向けては、JT-60SA や ITER、及び線型高密度プラズマ（新設）での実証が必要、というように時系列を詳細に検討した結果、新たに記述した。

また、シミュレーション研究の進め方についても、中間 C&R までには、原型炉の基礎設計に使用できるレベルのダイバータシミュレーションコードの整備と検証（実機実験のデタッチメントプラズマの再現）を行い、それ以降は、物理モデルとシミュレーション手法の高度化により、原型炉ダイバータ条件の精度の高い予測を行うこと、のように報告書では記述し、中間 C&R 時と移行判断時の目標を明確化した。さらに、移行判断に向けて、理論・シミュレーショングループと協力して研究を進めることを新たに記した。

○プラズマ対向材料特性の評価において、ELM 様繰り返しパルス熱負荷影響の評価を加えた。ここでは、ELM 様熱負荷による損耗速度や表面損傷、及びそれらの評価に基づく ELM 様熱負荷限界を評価し、ELM 制御に関する指針を、中間 C&R までに示すこと、を新たに追加した。

○炉壁材料中のトリチウム粒子挙動（再放出、蓄積、透過）を評価するための物理モデルの構築とシミュレーションコードの作成を行う（中間 C&R までにコードを作成し、移行判断までに基礎過程の理解を深めて高度化し、原型炉設計に十分な信頼性を得る）。本コードの作成に当たっては、ブランケットグループと協力し、ブランケット設計との整合性を確認した上で、ダイバータから第一壁までのすべてのプラズマ対向壁表面を考慮する。本コードによるトリチウム挙動の評価は安全性、トリチウム経済性、トリチウムの回収・処理系の設計、と密接に関係するため、これら

に関連する研究開発を行っている、安全性と安全研究、ブランケット、核融合燃料システム開発の各研究グループと密接に連携して、原型炉設計に必要なデータを提供する（移行判断まで）。

このようなトリチウム粒子挙動のモデル構築とシミュレーションコードの作成は、コアチーム報告書では触れられておらず、本報告書で新たに指摘した。

○新たな研究のプラットフォームとして、ダイバータプラズマのパラメータや、対向材料への熱・粒子負荷を正しく模擬できるダイバータ級定常高密度プラズマ実験装置、及び中性子照射材・機器の熱負荷試験が可能な熱負荷試験装置の建設が必要である。定常高密度プラズマ装置では、エッジプラズマの基礎物理過程の研究を物理モデルの高度化に生かすと共に、ダイバータプラズマシミュレーションコードの検証や、プラズマ対向材料の影響評価とその修復・保全という課題に対して研究が可能である。また、熱負荷試験装置は、中性子照射によって特性変化したプラズマ対向機器の除熱特性や、パルス熱負荷応答の研究が可能である。さらに、既存の大型ヘリカル装置 LHD は、強磁場によるプラズマ閉じ込め実験ができるため、プラズマ対向材料から発生した不純物のエッジプラズマでの挙動やコアプラズマへの影響についての研究が可能で、不純物挙動に関する物理モデルやシミュレーションコードの高度化に貢献できる。

これらの研究プラットフォームの必要性について、本報告書では新たに指摘した。

○先進概念を含む種々のダイバータ物理・工学概念の適応性の検討や機器・材料開発は、当初想定するプラズマ対向除熱機器（タングステン-銅合金冷却管-水冷却）の開発と並行して進める。中間 C&R の段階ではそれぞれの先進概念の成立性や適合性について中間的な評価を行うことが望ましいと記述した。研究の加速が必要と考えられる先進機器概念については、必要な施設や機器の整備を含む、研究開発方針を示す。

先進概念研究の必要性については、コアチーム報告書でも指摘されているが、本報告書では、中間 C&R と移行判断における具体的な研究開発目標について、新たに記した。

#### アクションプラン概要（中間 C&R まで、移行判断まで）

アクションプランの記述方法は、平成 27 年 10 月 27 日（火）第 4 回原型炉開発総合戦略タスクフォース資料 2-1「アクションプラン構成表案」に従って、

（開始年）「責任を持って実施する機関・組織の略号」：[実施内容]（完了年）  
とした。責任を持って実施する機関・組織の略号は、以下のとおりである。

特：原型炉設計合同特別チーム

J：日本原子力研究開発機構核融合研究開発部門

N：核融合科学研究所

大：大学

#### 1. 中間 C&R までのアクションプラン（一部、移行判断まで継続の課題も含む）

- ① （16）特、J、N、大：[ダイバータシミュレーションコードの Sensitivity Analysis]

現在、日本において開発を進めているダイバータシミュレーションコードを使用して Sensitivity Analysis を行い、シミュレーション結果に影響を及ぼす重要なパラメータや物理過程を抽出する。この結果を考慮して、シミュレーションの検証に必要な実験方法と実験データを絞り込む。(20)

- ② (15) 特、J、N、大：[ダイバータプラズマの基礎物理過程解明] ダイバータプラズマの基礎物理過程（原子分子過程、プラズマ、中性粒子及び不純物輸送、等）の理解を目的として、基礎研究を進め、物理モデルの構築とシミュレーションの高度化に反映させる。(27)
- ③ (15) 特、J、N、大：[ダイバータシミュレーションコードの改良] 既存の LHD 装置やトカマク実機等の磁場閉じ込め装置、及び基礎実験装置での研究成果を基にして、新たな物理モデルをシミュレーションに組み入れたり、実験結果を再現できるような改良をシミュレーションに加える。(27)
- ④ (16) 特、J、N、大：[海外大型トカマク実験への実験提案と共同研究参加] 高パワー加熱設備をもつ海外の主要トカマク装置において、原型炉ダイバータ設計に必要な実験（周辺部における放射損失および密度の増加と閉じ込め性能、デタッチメントプラズマの制御、ダイバータ形状に関する実験など）についての実験提案と共同研究参加を進め、整合性のある原型炉ダイバータの開発目標を定める際の最新の知見を蓄積することが望ましい。さらに、JET で行われる ITER を仮想したデタッチメントプラズマ制御研究に参加し実験提案を行うことにより、ITER 実験開始後のダイバータ研究に寄与する実績と知識を蓄積することが望ましい。(27)
- ⑤ (15) N、大：[基礎実験装置でのデタッチメントプラズマのシミュレーションによる再現] 既存の基礎実験装置（線型プラズマ装置等）におけるデタッチメントプラズマをシミュレーションにより再現する。(20)
- ⑥ (16) 特、J、N、大：[大型トカマクにおけるダイバータプラズマのシミュレーションによる再現] 主要トカマク装置（金属壁でダイバータ計測が充実しているという観点から JET や AUG が主たる装置であるが、金属ターゲットを部分的に設置計画のある DIII-D 等も視野に入れる）のダイバータプラズマ（主に、デタッチメントプラズマ）を、物理モデルの改良や適切なパラメータの選択等を行ったシミュレーションコードで再現する。(20) 大型トカマク実験結果の比較・再現と共に、ITER のデタッチメントプラズマのモデリングを進め ITER で使用されている SOLPS とのベンチマーク等を行い、国内で開発を進めているシミュレーションコード (SONIC) の信頼性を高める。(27)
- ⑦ (18) 特、J、N、大：[ダイバータプラズマシミュレーションコードを利用した原型炉の概念設計] ①～⑥を通じて改良したダイバータシミュレーションコードを用い、デタッチメントプラズマを基本として (He 排気性能を満足、妥当な放射割合を仮定)、原型炉ダイバータの物理概念設計を行う。この際に、ダイバータの運転許容範囲を明らかにする。原型炉の初期運転用としての設計では、高熱負荷部への熱負荷としてタングステン-銅合金冷却管-水冷却で対応できる値を想定する。(20)

- ⑧ (16) 特、J、N、大：[デタッチメントプラズマのリスク評価とダイバータ機器設計やプラズマ運転シナリオへの反映] デタッチメントプラズマの安定性や ELM 等の非定常熱負荷現象への対応性の評価を行い、デタッチメントプラズマの制御が不十分な場合のリスク評価を行い、ダイバータ機器設計やプラズマ運転シナリオに反映させる。(27)
- ⑨ (15) 特、J、N、大、産：[タングステン-銅合金冷却管-水冷却ダイバータ機器の特性評価] タングステン-銅合金冷却管-水冷却ダイバータの設計最適化と、その熱負荷許容値の評価や寿命評価を、中性子照射影響とプラズマ負荷影響(熱、粒子)を考慮して行う。中性子照射影響については、中間 C&R までに取得されたデータを考慮する。さらに、今後の機器・材料開発の指針や中性子照射実験の研究計画(移行判断まで)を策定する。(20)
- ⑩ (15) 特、J、N、大、産：[タングステン-低放射化フェライト鋼冷却管-水冷却ダイバータ機器の特性評価] バッフル及びドームなどの熱負荷がストライク点に比べ低い場所での使用を想定しているタングステン-低放射化フェライト鋼(F82H)冷却管-水冷却ダイバータの設計最適化と、その熱負荷許容値の評価や寿命評価を、中性子照射影響とプラズマ負荷影響(熱、粒子)を考慮して行う。中性子照射影響については、中間 C&R までに取得されたデータを考慮する。さらに、今後の機器・材料開発の指針や中性子照射実験の研究計画(移行判断まで)を策定する。これらに加えて、高熱負荷部での使用を想定した材料開発と設計を開始する。(20)
- ⑪ (15) J、N、大：[ダイバータ機器構成材料の中性子照射実験開始] ダイバータ機器を構成するタングステンや銅合金等の材料について、中性子照射実験研究を開始する。(27)
- ⑫ (16) 特、J：[中性子照射場確保の方策の検討] 核融合炉条件により近い材料照射実験のため、高速中性子照射場の確保の方策について、検討を始める。(20)
- ⑬ (15) 特、J、N、大 [炭素系プラズマ対向材料の使用可能性の判断] 炭素系プラズマ対向材料について、これまでの研究データを総括し、バックアップ概念として、移行判断に向けて研究を継続するかどうかを判断することが望ましい。(20)
- ⑭ (15) 特、J、N、大：[先進ダイバータ概念の評価と開発推進の判断] ダイバータ機器の先進概念(ヘリウム冷却ダイバータ、液体金属・熔融塩ダイバータ概念等(⑨、⑩以外))については、炉心プラズマとの共存性、熱除去性能、及び工学的成立性、について検討を行い、原型炉のバックアップ概念として、移行判断に向けて研究開発を推進するかどうかの判断を行うことが望ましい。移行判断に向けて開発を継続する場合は、開発戦略の策定を行う。(20)
- ⑮ (16) 特、J、N、大：[先進ダイバータ材料の評価と開発推進の判断] ダイバータ機器に使用する先進材料(タングステン-タングステンファイバー複合材、等々)については開発を進め、中間 C&R の時点で、移行判断に向けてさらに研究開発を推進するかどうかの判断を行うことが望ましい。開発を推進する場合は、開発戦略の策定を行う。(20)

- ⑯ (15) 特、J、大、産：[先進的磁場構造等の評価] ダイバータ熱負荷低減のための先進的磁場構造(スノーフレイク等)、及びダブルヌル構造については、近年開始されている小型及び中型装置における最新の実験結果の考察、およびシミュレーション開発・モデリング研究を進め、その物理概念の有効性を評価し、原型炉に向けて開発を促進するかどうかの判断を行うことが望ましい。(20)
- ⑰ (16) 特、J、N、大：[炉内粒子挙動シミュレーションコードの整備] 水素同位体(トリチウムと重水素)の粒子制御に対しては、基礎研究成果をベースとして物理輸送モデルを構築し、炉内(ダイバータから第一壁までを含む)の挙動(蓄積、再放出、透過、等)を記述できるシミュレーションコードを作成する。さらに、このコードを用いて原型炉のトリチウム挙動の予備的評価(排気系への排出、炉内へのトリチウム蓄積、ブランケットや冷却水への透過等)を開始する。加えて、対向材表面でのプラズマ材料相互作用を予測するため、マイクロレベルのシミュレーションの開発とそのマクロレベルへの応用を進める。(20)
- ⑱ (15) 特、J、N、大：[熱パルス(繰り返し熱負荷(ELM)、単パルス熱負荷(ディスラプション))のタングステン対向材料への影響評価] 繰り返し熱パルス(ELM)によるタングステンプラズマ対向材料の損耗と寿命を評価し、ELMの制御指針を示す。表面に大きな影響を及ぼす単パルスの熱負荷(ディスラプション)についても同様の研究を行い、対向材料の継続使用可能性を評価することが望ましい。(20)
- ⑲ (16) 特、N、産：[原型炉で使用可能な排気装置の検討] 原型炉での水素同位体の排気設計と合わせ、使用可能な排気装置の基本設計を示すことが望ましい。(27)
- ⑳ (15) 特、J、N、大、産：[原型炉ダイバータ機器の安全性の検討と機器設計への適用] 原型炉におけるダイバータ機器の安全性の検討と炉設計や機器開発へのフィードバックを行う。原型炉における金属ダスト発生量の評価、その影響や除去手法の必要性について指針を示すとともに、それに向けた基礎実験・研究を進めることが望ましい。(27)
- ㉑ (16) 特、J：[原型炉のダイバータプラズマ計測に必要な計測機器候補の選定] 原型炉のダイバータプラズマ・機器診断のための計測機器の検討を始める。

## 2. 移行判断までのアクションプラン

- ① (16) 特、J、大、産：[ダイバータ機器の保全や補修技術の評価と開発] ダイバータ機器材料の保全や補修技術を検討し、原型炉への適用性を評価し、有力な技術については開発を始める。(27)
- ② (18) 特、J、N、大、産：[ダイバータ級定常高密度プラズマ実験装置の建設と運用] ダイバータプラズマに匹敵するパラメータ(密度、イオン温度、電子温度、強磁場)を持つプラズマを定常で生成することが可能な、定常高密度プラズマ発生装置(プラズマ密度： $\sim 10^{20} \text{ m}^{-3}$ 、電子温度： $\sim 100 \text{ eV}$ 、イオン温度： $\sim 100 \text{ eV}$ 、磁場(1~2 T以上))を建設し、移行判断までに基礎物理過程(非接触ダイバータの生成と制御に必要な物理機構等)の解明を行う。その成果を物理モデルの高度化などを

通じて、ダイバータプラズマシミュレーションコードの高度化に反映する。さらに、ELMおよびディスラプションを模した高温プラズマパルス照射を行い ITER および原型炉のダイバータ及び第一壁形状および対向材とヒートシンクの設計に反映する。ITER のダイバータ板表面でのデタッチメントプラズマ、および原型炉環境に近い高温の第一壁を模擬したターゲットへのプラズマ照射により、水素同位体の蓄積・透過過程、対向材の損耗・熔融、不純物の堆積等に関する基礎データを原型炉設計に反映する。(27)

- ③ (20) 特、J、N、大：[JT-60SAにおけるデタッチメントプラズマの制御手法の実証] トカマク磁場配位およびそのダイバータ形状に特化したプラズマ輸送物理機構は、デタッチメントプラズマの制御に重要な要素と考えられる。JT-60SA 実験では、これらの物理機構を解明しデタッチメントプラズマ制御手法を開発すると共に、プラズマパラメータ設計(閉じ込め性能、放射損失割合、密度および放出パワーなど)に対して原型炉ダイバータの仕様の指針が適切であること、あるいはどのような修正が必要であるかを示す役割を果たす。特に、金属壁での実証が重要と考えられるため、移行判断以前での金属壁化が必要である。(27)
- ④ (20) 特、J、N、大：[ITERにおけるデタッチメントプラズマの制御手法の実証] 長いレッグ長(約1m)のタングステン対向材を使用した ITER ダイバータにおいて DD 実験から DT への加熱パワーの増加に伴い、H モード遷移や放射損失の変動に対して、ダイバータレッグにおいて適切に(ダイバータ温度と損耗抑制)デタッチメントプラズマの制御(入射不純物と制御ロジックなども最適化)を行う。特に、高加熱の DT 放電においては、主プラズマでの高い放射損失割合、閉じ込め性能および燃料希釈の低減及びヘリウム排気の総合的運転領域を見いだすとともに、原型炉のため(ディスラプションを避けつつ)放射損失割合を増加する実験提案を行う。(27)
- ⑤ (23) 特、J、N、大：[高い信頼性を有するダイバータプラズマシミュレーションコードの作成] 既存の LHD や線型高密度プラズマ装置実験によって得られた知見に基づく物理モデルと、JT-60SA や ITER で得られるトカマク磁場配位に特化したプラズマ輸送物理モデルをシミュレーションへ適用することにより、JT-60SA や ITER のデタッチメントプラズマを再現可能な信頼性の高いシミュレーションコードを開発する。原型炉におけるダイバータ形状やサイズの最適化については、この精度を高めたダイバータシミュレーションにより判断を行う。(27)
- ⑥ (24) 特、J、N、大：[統合コードによるプラズマ運転シナリオ提示] 炉心プラズマからダイバータプラズマまで、高い精度での予測が可能な統合コードを整備し(理論・シミュレーショングループと連携)、炉心プラズマ性能、ダイバータ熱除去性能、及び粒子排気性能を両立できるプラズマ運転シナリオを示す。さらに、定常放電を目指す原型炉におけるプラズマ立ち上げおよび立ち下げ手法、および核融合出力や追加熱の変動や不純物の混入などプラズマの変動を模擬した状況について JT-60SA および ITER における検証を行うと共に、開発・改善を行う。(27)

- ⑦ (20) 特、J、N、大：[炉内粒子挙動シミュレーションコードの高度化] 炉内での水素同位体粒子挙動評価のためのシミュレーションコードについては、新たな基礎研究成果（特に実機環境に必要な知見（中性子照射影響、温度勾配効果、等）を含む）を考慮して改良を加え、さらに精度を高める。その際、壁材料の損耗評価等では、統合コードの評価を参照する（理論・シミュレーショングループと連携）。（27）
- ⑧ (23) 特、J、N、大：[実機環境におけるトリチウム挙動のシミュレーションによる再現と原型炉設計への適用] 実機環境（ITER、JT-60SA、JET、LHD等）のトリチウム挙動（リサイクリング、蓄積、等）と、炉内粒子挙動シミュレーションコードの結果が対応することを確認し、温度や中性子照射に伴う材料特性等が異なる原型炉におけるトリチウム挙動の評価を行う。本検討についても、金属壁での実証が重要と考えられるため、移行判断以前でのJT-60SAの金属壁化が望ましい。この評価は安全性、トリチウム経済性、トリチウムの回収・処理系の設計、等と密接に関係するため、これらに関連する研究開発を行っている、安全性と安全研究、ブランケット、核融合燃料システム開発の各研究グループと密接に連携して、原型炉設計に必要なデータを提供する。同時に、対向材表面でのプラズマ材料相互作用のモデル化をマイクロからマクロまでの現象を包括したマルチスケールモデリング・シミュレーション研究と連携して行い、原型炉条件でのデータベースを作成し活用する。（27）
- ⑨ (20) 特、J、産：[中性子照射材料・機器の熱負荷試験装置の建設と運用] 中性子照射されたダイバータ材料・機器の熱負荷試験が可能な熱負荷試験装置の建設を開始する。
- ⑩ (18) 特、J、N、大、産：[ダイバータ機器特性評価のための中性子照射データ整備と材料・機器開発] ダイバータ機器の特性評価に必要な材料や機器の熱機械特性について照射データを整備する。この知見を材料・機器開発に生かして耐照射性能の高い材料・機器を開発する。この照射材の熱負荷試験のために新たに導入する熱負荷試験装置（⑨）を使用する。（27）
- ⑪ (18) 特、J、N、大：[タングステンー銅合金冷却管ー水冷却ダイバータ機器の原型炉適用性の判断] タングステンー銅合金冷却管ー水冷却のダイバータ機器について、性能評価のために必要な中性子照射データや熱・粒子負荷実験データを取得し、それに基づく設計や材料の改良を行い、原型炉ダイバータへの適用性を最終的に判断する。（27）
- ⑫ (18) 特、J、N、大：[タングステンー低放射化フェライト鋼冷却管ー水冷却ダイバータ機器の原型炉適用性の判断] タングステンー低放射化フェライト鋼（F82H）冷却管ー水冷却のダイバータ機器については、性能評価のために必要な中性子照射データや熱・粒子負荷実験データを取得し、それに基づく設計や材料の改良を行い、原型炉ダイバータへの適用性（バッフル板等の熱負荷の低い部分を想定するが、プラズマからの熱負荷がマッチングすれば高熱負荷部での使用も視野に入れる）を最

最終的に判断する。(27)

- ⑬ (20) 特、J、N、大：[先進ダイバータ概念の使用可能性の明確化] 先進ダイバータ概念(⑪、⑫以外のダイバータ概念)については、中間 C&R 時の進展具合に応じて研究開発を進め、原型炉での使用可能性を明らかにするとともに、必要ならば原型炉への適用に向けた開発計画を策定する。(27)
- ⑭ (25) 特、J：[原型炉初期におけるダイバータ機器の決定] ⑪～⑬の検討内容を踏まえて、原型炉初期に使用するダイバータ機器を決定する。(27)
- ⑮ (25) 特、J、N、大：[制御・緩和法が確立したディスラプション影響を反映したダイバータ設計] ディスラプションの制御法、及び熱負荷緩和法が確立した後、ダイバータ設計に反映させる。(27)
- ⑯ (25) 特、J、N、大：[緩和法が確立した ELM 影響を反映したダイバータ設計] 原型炉で実現可能な ELM 緩和法を確立した後、ダイバータ設計に反映させる。(27)
- ⑰ (16) 特、J、N、大：[デタッチメントプラズマの実時間制御法の開発] デタッチメントプラズマの実時間制御のための計測法と制御法の開発を行う。(27)
- ⑱ (16) 特、J、N、大、産：「原型炉で使用する排気装置の決定」原型炉で使用する排気装置を決定する。(27)

#### **WG が重要と判断した研究加速方策**

ダイバータ研究開発を加速させるための研究環境整備に関連して、以下の提案を行う。

##### **① 海外における実機実験装置の積極的な利用**

中間 C&R までは、実機実験装置として、海外の大型トカマク装置 (JET、AUG、DIII-D、EAST、KSTAR 等) の成果を、国内で既存の LHD 装置等の成果と共に最大限に活用する。これらの装置で、原型炉ダイバータ設計に必要な実験を提案して共同研究を行い、ダイバータプラズマシミュレーションの検証に資する実験データを取得することが必要である。

##### **② 海外共同研究への研究者参加促進策の整備**

上記と関連して、海外で必要な研究に多くの研究者・技術者が参加できるような施策が必要である。特に、JT-60SA や ITER でのダイバータ研究を担う若手人材育成の観点から、海外で若手研究者がポスドク等やクロスアポイントメントで研究できるシステムが必要である。

##### **③ ダイバータ級定常高密度プラズマ実験装置の建設**

原型炉の高密度ダイバータプラズマにおける物理過程を模擬できる定常高密度プラズマ装置 (プラズマ密度： $\sim 10^{20} \text{ m}^{-3}$ 、電子温度： $\sim 100 \text{ eV}$ 、イオン温度： $\sim 100 \text{ eV}$ 、磁場 ( $1\sim 2 \text{ T}$  以上)) の建設が必要である。このような装置は、現在世界的に見ても存在せず、ダイバータプラズマ物理現象の正確な理解やダイバータ機器の評価のために重要であり、国内に建設することで、ダイバータプラズマ研究の加速が見込まれる。現在、国内には、線型の大型プラズマ装置を有

する研究施設などが存在し、これまでの研究開発経験を生かして建設する素地がある。

#### ④ 中性子照射実験環境の整備と中性子照射材・機器の熱負荷試験装置の建設

中性子照射装置としては、当面は重照射が可能な国内外の原子炉の活用が重要であり、その活用を促進するための施策が必要である。さらに、原型炉ダイバータ設計のためには、核融合炉環境を模擬するエネルギースペクトルを持つ中性子場での材料基礎データを取得する必要があり、移行判断前に核融合中性子源を利用したダイバータ機器構成材料に対する照射実験が必要である。さらに、これに併設して、中性子照射材料・機器の定常・非定常の熱負荷影響を調べるための熱負荷試験用装置（電子ビーム装置など）の建設が必要である。国際的に見た場合には欧州に類似の熱負荷試験装置があるが、照射材料の放射線プラス熱負荷実験を国内で整合性良く行うためには、核融合中性子源に併設することが必要である。

#### ⑤ ダイバータプラズマシミュレーション研究推進のための研究資源の整備

中間 C&R までに実験で得られたデータタッチメントプラズマのモデリングを進め、原型炉に向けて予測性能向上のための開発要素を判断するためには、現在不足している物理機構のモデリングおよびコード開発に必要な研究資源（開発者、研究者、計算機）の追加確保が必要である。また、シミュレーション用の大型計算機については、2016 年末に六ヶ所の Helios が停止するため、それに代る大型計算機の早急な導入が必要である。また、Helios 停止後、新しい大型計算機を導入するまでの間の計算機能力を確保する方策を早急に検討する必要がある。

必要な人的資源としては、以下を考えている。

(A) 物理モデル開発・初期解析担当： 専門家 3-5 名

(B) 総合的解析担当： 専門家 1-2 名 + 技術支援要員 1-2 名 + 役務発注

(C) コードの並列化等の高速化・最適化： 技術支援要員 1-2 名 + 役務発注

全体では、研究開発におけるある程度の担当の重複を考慮して、

専門家 4 - 5 名 + 技術支援要員 3 名 + 役務発注

また、必要な計算機資源としては、ダイバータ設計以外に、原型炉に向けたコアとエッジシミュレーションとの統合コード作成の加速等を考慮して、以下を考えている。

(A) 運用期間を 2019 年-2022 年として、2-3PF、200-300TB 程度（現在の Helios の 2 倍程度）の計算機

(B) 数 PB の高速磁気ディスク、10PB 程度の磁気ディスク、10PB 程度のテープライブラリ（ただし、ダイバータ関連以外の研究への活用分も含む）

### 3. ダイバータ研究開発の課題設定と課題解決に必要な取組・体制等に係る検討

#### 3. 1 目標への近接度がわかる課題設定の在り方の検討と提案

原型炉開発という目標への近接度が明瞭となるような課題設定のためには、それぞれの研究・開発に携わる研究者や技術者が、直接関わられるようなレベルまで課題をブレイクダウンし、さらにその課題がどのように原型炉開発につながるか、を具体的に示ることが必要と考えられる。本報告書では、専門家の方からの情報提供や議論を基に、原型炉開発への近接度がわかるように課題を整理して、示した（3章）。さらに、ご発表いただいた委員や専門家の方に、それぞれのご発表内容を、研究の現状、原型炉へ向けての課題、及び今後の研究方針に分けて記述していただき（参考資料）、研究者や技術者の方の課題設定の一助となるように配慮した。

#### 3. 2 課題解決に向けた横断的な意識共有と議論・検討の収束方策及び運営の在り方の検討と提案

オールジャパンで活動を進めるためには、司令塔が必要であり、その下で効率的に研究・開発を進めることが必要である。課題や問題意識を共有し、その上で解決のための研究活動を効率的に進めるためには、研究会や作業会の際に、単に情報交換や議論を行うにとどまらず、得られた成果の評価とそれに基づく研究方針・方法の改善を促すフィードバックが必要である。さらに個々の研究成果をとりまとめて、総合的な理解を深めると共に、原型炉設計や運転シナリオ策定に活用することが必要である。

現在の原型炉設計をオールジャパンで進めている枠組みを考えると、このような司令塔については、原型炉設計合同特別チームの総合調整グループが体制の検討をすることが適当である。さらに、個別の研究テーマについて、最新の情報交換や詳細な議論を行う研究会や作業会の開催には、核融合科学研究所の共同研究と核融合フォーラムの枠組みを利用することが効果的であり、多くの関連する研究分野の研究者が参加できるような方策を検討する必要がある。

すでに述べたように、多くの研究・開発課題では、国際協力によって大型装置の実験データの利用や原子炉照射などを行うことが重要である。このためには、ITPA 活動における装置間実験等の枠組みや、IEA の PWI 協定や日米科学技術協定の枠組みを利用することが効果的であり、多くの研究者がそれらの枠組みに参加するための制度を具体的に検討する必要がある。さらに、日本としてこれらの国際協力の枠組みを総合的に利用して、原型炉開発研究を戦略的に進めるための方策を検討する必要がある。また、これらの海外での共同研究で日本の研究者が主導的に研究を進められるようにするためには、国内研究開発を活性化させて国外における発言力を増すことが必要である。

## 4. 研究課題の整理

すでに述べたように、国内研究の担い手が適切に研究課題を選択し、原型炉のダイバータ研究開発を加速するためには、各研究項目における課題のブレークダウン、及びそれらの課題の解決時期（課題の緊急性）を明確しておくことが必要である。このことを念頭に置いて、本ダイバータWGで検討した、研究開発項目、具体的な実施内容、達成時期、及び必要な施設をまとめた。その結果を表1に示す。さらに、その内容をチャートにして図1に示した。研究開発項目をまとめると以下の様になる。

### 3.0 ダイバータ開発目標の整合性確認と炉設計への適用

#### 3.1 プラズマ運転シナリオ

- 3.1.1 ダイバータの使用環境を支配する物理現象の解明と原型炉設計や運転シナリオ策定への反映
- 3.1.2 デタッチメントプラズマの実証と検証
- 3.1.3 ダイバータプラズマのモデリングとシミュレーション
- 3.1.4 不純物が燃焼プラズマに及ぼす影響の解明
- 3.1.5 原型炉における ELM 制御の指針とダイバータ板への影響
- 3.1.6 ディスラプション高熱負荷によるダイバータ板への影響

#### 3.2 熱除去特性

- 3.2.1 タングステン・銅ダイバータ機器の限界除熱特性の取得
- 3.2.2 タングステン・低放射化材料ダイバータ機器の限界除熱特性の取得
- 3.2.3 ダイバータ機器の構造・材料設計基準策定
- 3.2.4 実環境におけるタングステンドイバータの動作実証
- 3.2.5 先進冷却方式ダイバータの開発

#### 3.3 材料開発

- 3.3.1 プラズマ対向材料特性の取得
- 3.3.2 ダイバータ機器材料の耐中性子照射特性の取得と耐照射性能の高い材料開発
- 3.3.3 対向材料のプラズマ照射損傷モデリングと実証
- 3.3.4 ダイバータ機器材料の保全および補修技術

#### 3.4 粒子制御

- 3.4.1 プラズマ対向材料における水素同位体挙動基礎データの取得
- 3.4.2 実環境における水素リサイクリング特性の取得
- 3.4.3 炉環境で使用可能な真空排気装置の開発
- 3.4.4 水素リサイクリング・蓄積・透過のシミュレーション

表1 ダイバータ重要研究開発課題

3 ダイバータ	実施内容	中間 C&R (2020年) までの課題	移行判断 (2027年) までの課題	連携する必要がある専門分野	必要な施設	海外での動向
<p><u>3.0 ダイバータ開発目標の整合性確認と炉設計への適用</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・整合性のある開発目標値となるように開発戦略を見直す体制の構築</li> <li>・新技術に関する総合的な開発計画の立案と研究の進展に応じて実施計画（優先度）を見直す体制の構築</li> <li>・熱除去、排気シナリオ、高放射損失が両立する炉概念の構築</li> <li>・工学・材料開発（既存ベースの延長）検討より 10-15MWm<sup>-2</sup> の熱除去設計指針（中性子環境下）を示す。</li> <li>・ダイバータ保守法と時期の指針を示す</li> <li>・ダイバータ機器の安全性の検討と機器設計へのフィードバックを行う</li> </ul>	<p>原型炉物理設計に必要なレベルの整合性の確認</p>	<p>整合性のとれた原型炉設計</p>	<p>JT-60SA 実験, LHD 実験, 原型炉設計, ダイバータ機器開発の責任者等から構成されるタスクチーム SOL, ペDESTAL、閉じ込め / ダイバータ物理学 / PWI / 除熱・機器製作技術 / 対向材料・構造材料 / シミュレーション</p>		
<p>3.1 プラズマ運転シナリオ</p>						
<p><u>3.1.1 ダイバータの使用環境を支配する物理現象の解明と原型炉設計や運転シナリオ策定への反映</u></p>						<p>特に磁場閉じ込め装置の実験データについては、海外との共同研究を利用して取</p>

						得
(1) プラズマ拡散の検証とモデリング	熱流束拡散と高密度での SOL プラズマ拡散 <ul style="list-style-type: none"> <li>ITER での熱流束スケールと原型炉への適応</li> <li>ダイバータにおける散逸ファクターの検討（磁場や物理形状依存性も強い）</li> <li>SOL でのポロイダル（低高磁場）・径方向分布と Blob の寄与：デタッチ発生への効果</li> <li>高密度 far SOL でのプラズマ拡散とプラズマ熱粒子負荷の検討</li> </ul>	70-80%程度理解とモデル化が必要。	原型炉ダイバータ予測に必要な精度の理解が必要	SOL, ペデスタル, 閉じ込め / ダイバータ物理学 / PWI / 除熱・機器製作技術 / 対向材料・構造材料 / シミュレーション	大型トカマク装置（JT-60SA、ITER、海外装置等）、LHD、実験データベース、基礎実験装置、定常高密度プラズマ装置（新設）、計算機施設	ITPA（DIV/SOL）の主テーマであり、海外の成果を活用
(2) ダイバータモデリングのための原子・分子過程原子分子過程の解明とデータベースの整備	<ul style="list-style-type: none"> <li>基礎プラズマ実験装置によるデータ取得</li> <li>原子分子過程の理解とモデリング</li> <li>ダイバータプラズマシミュレーションへの適用</li> </ul>	デタッチメントプラズマシミュレーションに必要なデータと重要過程の抽出	シミュレーションの精度を上げるための詳細な物理過程の解明と精密な物理モデルの提示	SOL, MHD, ELM ダイバータ一物理 シミュレーション	大型トカマク装置（JT-60SA、ITER、海外装置等）、LHD、基礎実験装置、定常高密度プラズマ装置（新設）	
(3) 非拡散輸送現象（Blob 等）の解明	<ul style="list-style-type: none"> <li>大型磁場閉じ込め装置のデータ整理</li> <li>基礎プラズマ実験装置による物理過程の解明</li> <li>非熱拡散輸送のモデリングと材料表面への影響評価</li> </ul>	現有装置のデータ整理と、基礎プラズマ実験装置による物理過程解明	実機トカマク装置や高密度線型プラズマ装置（新設）を利用して、原型炉での予測につながる成果	SOL, MHD, ELM ダイバータ一物理 PWI	大型トカマク装置（JT-60SA、ITER、海外装置等）、LHD、基礎実験装置、定常高密度プラズマ装置（新設）	
(4) デタッチメントプラ	<ul style="list-style-type: none"> <li>中性粒子衝突の理解</li> </ul>	基礎プラズマ	実機トカマ	SOL, ダイバ	大型トカマ	

プラズマ中のエネルギー輸送の解明	<ul style="list-style-type: none"> <li>低エネルギーでの金属壁におけるエネルギー反射係数</li> <li>輻射輸送の解明とそのデタッチメントプラズマへの影響</li> </ul>	実験装置での現象の解明	クや高密度線型プラズマ装置（新設）での現象解明	ター物理シミュレーション	ク装置（JT-60SA、ITER、海外装置等）、LHD、基礎実験装置、定常高密度プラズマ装置（新設）	
(5) デタッチメントプラズマのリスク管理の視点に立脚した適用性評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>デタッチメントプラズマ制御が失敗した場合のリスク評価（ダイバータへの熱負荷評価）</li> <li>ELMのデタッチメントプラズマへの影響評価</li> </ul>		リスク評価完了→ダイバータ機器設計や運転シナリオに反映		大型トカマク装置（JT-60SA、ITER、海外装置等）、LHD、基礎実験装置、定常高密度プラズマ装置（新設）	
<u>3.1.2 デタッチメントプラズマの実証と検証</u>						
(1) 直線プラズマ装置でのデタッチメントプラズマの実証	デタッチメントプラズマにおける（水素、ヘリウムと不純物混合時の）実験検証とモデリングの改善、放射損失の寄与評価とその制御	基礎実験装置での実証と原型炉概念設計に必要なレベルの基礎データベース	定常高密度プラズマ装置（新設）での実証	ダイバーター物理/PWI/	基礎実験装置、定常高密度プラズマ装置（新設）	
(2) トカマク装置でのデタッチメントプラズマの実証	<ul style="list-style-type: none"> <li>金属壁装置におけるデタッチメント条件</li> <li>安定した完全デタッチメント</li> <li>X-point MARFEの安定性</li> <li>主プラズマ性能と X-point MARFEの両立性</li> <li>統計的磁気面 SOL における放射 RMP</li> </ul>	JET、AUG、等の現在稼働中の実機でのデータ取得→基礎物理の理解とシミュレーションの検証	JT-60SA 装置や ITER での実証	SOL/ ダイバーター物理工学/PWI/計測	大型トカマク装置（JT-60SA、ITER、海外装置等）、LHD	大型トカマク装置実験については海外の成果を活用 <ul style="list-style-type: none"> <li>JET-ILW 実験</li> <li>ASDEX</li> </ul>

	対応 ・Wダイバータでの実時間制御法の確立と定常運転への外挿性の実証	のために重要				
<u>3.1.3 ダイバータプラズマのモデリングとシミュレーション</u>	・Sensitivity Analysis を行い、シミュレーション結果に影響を及ぼす重要なパラメータや物理過程を抽出する。 ・磁場閉じ込め実験データ（特にデータタッチメントプラズマ）を再現できる様なシミュレーションコードの整備	原型炉の基礎設計に使用できるレベルのダイバータのシミュレーションコードの整備と検証（実機実験のデータタッチメントプラズマの再現）		ダイバータ ー物理シミュレーション	計算機施設	海外との共同研究により、必要なデータを取得し、信頼性の向上（JET、AUG、DIII-D）
	・原型炉設計に必要な信頼性を有するシミュレーションコードの開発とその妥当性検証		精密な物理モデルの適用と原型炉ダイバータプラズマの信頼性のある予測		大型トカマク装置（JT-60SA、ITER、海外装置等）、LHD、計算機施設	
<u>3.1.4 不純物が燃焼プラズマに及ぼす影響の解明</u>	・大型磁場閉じ込め装置による実験 ・エッジプラズマ冷却用不純物や、壁不純物（特にタンゲステン）の輸送・蓄積機構の解明と制御法の提案	コードの整備、実験データの整理		SOL, MHD, ELM ダイバータ ー物理 シミュレーション	LHD 海外装置	海外の成果を活用
	・大型トカマク（ITER、JT-60SA、等）による運転実証（ダイバータ熱負荷除熱、炉心プラズマ特性維持、He 排気、ダイバータ対向材料寿命のを両立） ・炉心プラズマ・SOL 統合コードによる不純物影響評価		JT-60SA や ITER での実証。 統合モデルでの不純物挙動の理解		JT-60SA(W ダイバー タ)、ITER	

			と原型炉設計への貢献			
<u>3.1.5 原型炉におけるELM制御の指針とダイバータ板への影響</u>	・繰り返しパルス熱・粒子負荷 (ELM想定)によるプラズマ対向材料の損耗と寿命評価	ELM制御指針の提示→ELM制御手法の検討と実機での実証 (炉心プラズマグループ)		PWI/ 対向材料・構造材料 /	パルスプラズマ照射装置、熱負荷試験装置	
<u>3.1.6 ディスラプション高熱負荷によるダイバータ板への影響</u>	・パルス熱・粒子負荷 (ディスラプション想定)によるプラズマ対向材料の損耗と寿命評価	単パルス高熱負荷影響 (表面溶融想定)の評価と、対向機器の継続使用可能指針の提示		PWI/ 対向材料・構造材料 /	パルスプラズマ照射装置、熱負荷試験装置	
<b>3.2 熱除去特性</b>						
<u>3.2.1 タングステン・銅ダイバータ機器の限界除熱特性の取得</u>	・Wダイバータ機器の高温高圧水条件及び片面加熱場での限界熱流束試験と熱伝達試験 (銅合金管:分散強化銅と無酸素銅については一部データ取得済み) ・先進的 W-Cu 機器構造の開発 (銅合金に機械強度を求めない構造の開発、等)	中間 C&R までに行う		除熱・機器製作技術/対向材料・構造材料	熱負荷試験装置	
<u>3.2.2 タングステン・低放射化材料ダイバータ機器の限界除熱特性の取得</u>	・Wダイバータ機器の高温高圧水条件及び片面加熱場での限界熱流束試験と熱伝達試験 (フェライト鋼管:F82Hについては一部データ取得済み) (低放射化フェライトのヒートシンク)のビーム照射実験と熱構造解析	中間 C&R までに行う		除熱・機器製作技術 対向材料・構造材料	熱負荷試験装置	

<p>3.2.3 <u>ダイバータ機器の構造・材料設計基準策定</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全性や保全性の観点を取り入れたダイバータ機器の構造設計基準策定</li> <li>・材料（主として構造材）の規格化のタイミングと必要期間の検討</li> <li>・接合材（微量）として許容できない元素の決定と、それを踏まえた接合材の開発</li> <li>・圧力境界を構成する材料の溶接技術開発</li> <li>・材料開発に要する期間と原型炉建設とのタイミングの検討</li> </ul>		<p>設計基準を策定</p>	<p>除熱・機器製作技術/対向材料・構造材料</p>		
<p>3.2.4 <u>実環境におけるタングステンダイバータの特性の取得</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Wダイバータ（銅合金のヒートシンク）の高パワートカマク装置（JT-60SA、ITER）やLHD装置における実証実験</li> <li>・定常運転を模擬した超長時間のプラズマ曝露（定常高密度プラズマ装置（新設））</li> </ul>		<p>実機での実証実験と、高密度プラズマ装置での限界特性評価</p>	<p>除熱・機器製作技術/対向材料・構造材料</p>	<p>JT-60SA(Wダイバータ), ITER、LHD(Wダイバータ)、定常高密度プラズマ装置（新設）</p>	<p>ITERよりも早く Tore Supra (WEST 計画) 及び EAST が水冷固体壁ダイバータを装荷して放電実験を開始する見通しであり、そのデータも活用</p>
	<p>(1) 負荷および破損モードの定義</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ダイバータ配管にかかる負荷の定義</li> <li>・負荷より予想される破損モードの定義</li> </ul> <p>(2) 既存銅合金の特徴およびその非照射・照射後特性</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・CuCrZr を中心とした既存 Cu 合金を定義</li> </ul>	<p>中間 C&amp;R までに行う</p>				

	(3) 先進銅合金の特徴およびその非照射・照射後特性 ・W 繊維強化銅合金など					
	・中性子照射された機器の限界特性の評価（銅合金の限界と、タングステンの核変換による熱伝導低下による限界）。		移行判断まで		原子炉照射、中性子照射されたダイバータ材料・機器の熱負荷試験装置（新設）	
<u>3.2.5 先進冷却方式ダイバータの開発</u>	・液体金属ダイバータ（対向材料、冷却材料）の検討（基礎的な伝熱特性データの取得、構造材との共存性データの取得、プラズマ及び磁場との適合性データの取得） ・コスト低減の観点から Zr（あるいは V, Ti）アーマーの検討 ・液体金属冷却 SiC との組み合わせ ・ヘリウムガス冷却ダイバータの検討	先進ダイバータの有力候補概念を選択し、研究計画を策定。	工学的成立性を検証。原型炉後期や商用炉を見据えた検討は継続。	除熱・機器製作技術/対向材料・構造材料	液体金属循環設備を備えた熱負荷印加装置	NSTX での液体金属実験 ヘリウム冷却は欧州が協力に実施してきた実 ARES 績あり
<b>3.3 材料開発</b>						
<u>3.3.1 プラズマ対向材料特性の取得</u>	・パルス熱負荷による表面損傷・損耗データの取得 ・プラズマ照射（水素同位体、ヘリウム）による表面損傷・損耗データの取得 ・熱・粒子同時照射効果のデータ取得	・熱・粒子同時照射環境下での表面状態変化と損耗評価→寿命評価やダイバータ機器設計に反映 ・ディスラプション様パルス熱負荷影響の評価（蒸気	照射材の熱・粒子同時照射影響評価→原型炉ダイバータ設計における機器設計、寿命評価、及びプラズマ影響（統合コードを通じて）に反映	PWI 対向材料・構造材料	高密度プラズマ・パルス熱負荷（パルスプラズマ）同時照射装置、基礎実験装置、定常高密度プラズマ装置（新設）	

		遮蔽効果の評価含む) →デ イスラプシ ョン制御指針に 関連 (炉心プ ラズマ研究と 協力)				
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ダイバータ構成要素の候補材料の特性の文献調査と未取得データの整理</li> <li>・放射化の評価と放射化物の管理計画策定</li> <li>・材料試験計画の立案</li> </ul>	中間 C&R まで に行う				
	<p>(1) 負荷および破損モードの定義</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プラズマ対向材料にかかる負荷を定義する。</li> <li>・負荷より予想される破損モードを定義する。</li> <li>・照射効果を含む。</li> </ul> <p>(2) 既存タングステン材料の特徴およびその非照射・照射後特性</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・これまで開発されてきたタングステンおよびタングステン合金を定義(特徴の整理)</li> <li>・それぞれの特性データ取得状況の整理</li> </ul> <p>(3) 先進タングステン材料の特徴およびその非照射・照射後特性</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・多層タングステン、タングステン繊維強化タングステン等</li> </ul>	中間 C&R まで に行う				
	・炭素系材料のプラズマ対向材料とし	中間 C&R まで				

	での評価	に行う				
3.3.2 <u>ダイバータ機器材料の耐中性子照射特性の取得と耐照射性能の高い材料開発</u>	・タンゲステン材料の照射影響の解明と耐照射性能の高い材料開発	中間C&Rまでに、低照射量(1dpa程度)での特性を解明し、材料開発の指針を示す	原型炉に外挿可能な高照射量での特性の解明と、原型炉で使用可能な材料開発	除熱・機器製作技術 対向材料・構造材料	原子炉照射、中性子照射されたダイバータ材料・機器の熱負荷試験装置(新設)	
	・照射後の対向機器の熱除去特性(限界除熱性能)と耐照射性能の高い対向機器の開発 ・銅合金ヒートシンクの原子炉照射による物性値変化の測定 ・接合部(対向材-冷却管等)にかかる負荷の定義、接合部の特徴および非照射・照射後特性 ・銅合金以外の冷却配管材料の照射特性		移行判断までに行う		原子炉照射、中性子照射されたダイバータ材料・機器の熱負荷試験装置(新設)	
3.3.3 <u>対向材料のプラズマ照射損傷モデリングと実証</u>	・対向材料の損傷・表面損耗・亀裂破壊のモデリングと対向材料寿命評価	熱・粒子負荷による表面損傷の分類とそのモデル化	モデルに基づいた寿命評価と、核融合模擬環境におけるモデルの実証	PWI 除熱・機器製作技術 対向材料・構造材料 シミュレーション	原子炉照射、中性子照射されたダイバータ材料・機器の熱負荷試験装置(新設)	
3.3.4 <u>ダイバータ機器材料の保全および補修技術</u>	・メンテナンス、検査、補修に関わる技術の整理 ・原型炉における保全技術の見通しをつける		移行判断までに行い、原型炉建設までに技術開発			
3.4 <u>粒子制御</u>						

<p>3.4.1 プラズマ対向材料における水素同位体挙動基礎データの取得</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>核融合炉環境下での対向材料の水素吸蔵、再放出、透過の評価実験</li> <li>中性子負荷の影響調査</li> <li>全金属装置における真空容器内インベントリ</li> <li>再堆積層の影響</li> </ul>	<p>非照射材と照射材（低 dpa）の基礎データ取得→水素挙動シミュレーションに反映</p>	<p>原型炉条件に適用できるデータ取得（照射材（高 dpa 材）、高フルエンス水素イオン照射）→水素挙動シミュレーションの高度化に貢献</p>	<p>PWI 対向材料・構造材料</p>	<p>原子炉照射、基礎実験装置、定常高密度プラズマ装置（新設）</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>日米 PHENIX で実施</li> <li>オークリッジ、ユーリッヒに計画あり</li> <li>PWI 協定の活用</li> </ul>
<p>3.4.2 実環境における水素リサイクリング特性の取得</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機（磁場閉じ込め装置）における粒子バランスデータの取得とその支配メカニズムの理解</li> <li>全金属装置における真空容器内インベントリデータ収集（高温壁データ必要）</li> </ul>	<p>壁材料影響や温度依存性の基礎的データ取得→ダイバータシミュレーションへの反映、水素挙動シミュレーションへの反映</p>	<p>原型炉へ外挿可能な金属壁で高パワー長時間放電条件でのデータ取得→ダイバータシミュレーションや水素挙動シミュレーションの高度化に貢献</p>		<p>磁場閉じ込め装置（LHD、QUEST、JT60SA、ITER、等）</p>	<p>大型磁場閉じ込め装置実験については、中間 C&amp;R までは、海外の成果を主に活用（ASDEX、JET-ILW 等）</p>
<p>3.4.3 炉環境で使用可能な真空排気装置の開発</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>既存のポンプの使用可否検討</li> <li>炉環境で使用可能な真空排気装置仕様の検討</li> <li>連続運転可能で、トリチウムインベントリを高めないポンプ</li> <li>水素同位体リーク極少</li> </ul>	<p>原型炉環境で使用可能な排気装置の選定と基礎設計</p>	<p>原型炉で使用可能な排気装置の実証</p>	<p>工学統合/除熱・機器製作技術/シミュレーション</p>	<p>メーカーの協力</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>KIT にて水銀拡散ポンプの開発</li> </ul>

<p>3.4.4 <u>水素リサイクリング・蓄積・透過のシミュレーション</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・核融合炉環境下での水素挙動のモデリングとシミュレーションコード整備</li> <li>・原型炉環境下での水素リサイクリング特性・トリチウム吸蔵・トリチウム透過の評価</li> </ul>	<p>シミュレーションコード整備と現有実験データの対応性評価</p>	<p>精度の高い水素（特にT）挙動の評価と原型炉設計への影響評価（安全性、ブランケット、燃料処理系、炉心プラズマ、との連携）</p>	<p>PWI 除熱・機器製作技術 対向材料・構造材料 安全性評価 トリチウム処理系</p>	<p>計算機環境</p>	
--	---	------------------------------------	--	---	--------------	--

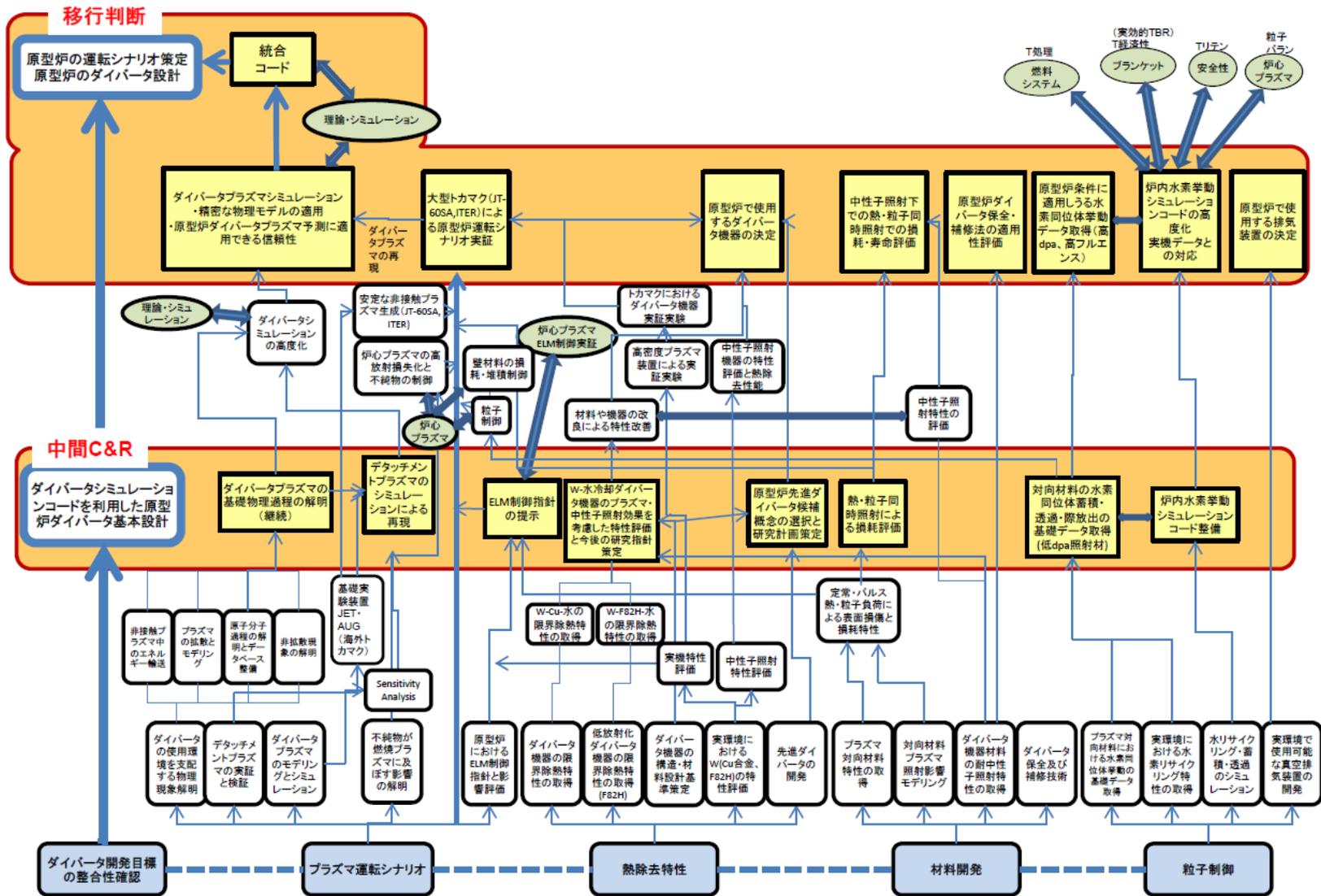


図1 ダイバータ研究開発のチャート



参考資料

各専門分野の課題と研究方針

## 目次

1. ダイバータ研究の重要分野について -----	A1
1. 1 日本の原型炉 (DEMO) のダイバータ検討の経緯と概要 (朝倉委員) --	A1
1. 1. 1 原型炉ダイバータ研究の現状 -----	A2
1. 1. 2 原型炉に向けた研究課題 -----	A7
1. 1. 3 今後の研究方針 -----	A11
1. 2 デタッチダイバータプラズマ (大野委員) -----	A14
1. 2. 1 研究の現状 -----	A14
1. 2. 2 原型炉に向けた研究課題 -----	A15
1. 2. 3 今後の研究方針 -----	A17
1. 3 対向材料・機器照射影響 (長谷川委員、谷川委員) -----	A17
1. 3. 1 研究の現状 -----	A17
1. 3. 2 原型炉に向けた研究課題 -----	A27
1. 3. 3 今後の研究方針 -----	A29
1. 4 ダイバータプラズマシミュレーション (中島委員、星野専門家) ---	A30
1. 4. 1 研究の現状 -----	A30
1. 4. 2 原型炉に向けた研究課題 -----	A33
1. 4. 3 今後の研究方針 -----	A35
1. 5 水冷却-固体対向材料ダイバータ機器開発 (鈴木委員) -----	A37
1. 5. 1 研究開発の現状 -----	A37
1. 5. 2 原型炉に向けた研究課題 -----	A38
1. 5. 3 今後の研究方針 -----	A39
2. ダイバータ研究開発環境の現状 -----	A40
2. 1 プラズマシミュレータ研究 (坂本 (瑞) 委員) -----	A40
2. 1. 1 研究の現状 -----	A40
2. 1. 2 今後の研究方針 -----	A42
2. 2 核融合科学研究所におけるダイバータ研究・開発と関連設備 (増崎委員) -----	A42
2. 2. 1 LHD 実験研究 -----	A43
2. 2. 2 ヘリカル型原型炉ダイバータ研究 -----	A44
2. 2. 3 原子・分子過程研究 -----	A45
2. 2. 4 周辺プラズマシミュレーション -----	A46
2. 2. 5 PWI シミュレーション -----	A46
2. 3 JT-60SA におけるダイバータ研究 (仲野専門家) -----	
2. 3. 1 JT-60SA の現状と課題 -----	
2. 3. 2 今後の研究方針 (原型炉の課題を念頭に置いて) -----	

## 1. ダイバータ研究の重要分野について

### 1. 1 日本の原型炉 (DEMO) のダイバータ検討の経緯と概要

日本のトカマク原型炉設計は、近年、BA 原型炉設計活動(Demo Design Activity)とともに原型炉設計のため特に開発が必要な課題を中心に検討が進められている[A1. 1-1]。その中で、核燃焼プラズマから排出される熱流とプラズマ粒子の処理を行うダイバータの設計は、核融合炉の実現に向けた最重要な課題である。日本の原型炉概念は以前と同様に ITER と同程度のプラズマ電流( $I_p = 13-15$  MA)で最終的に定常プラズマ運転を目指しているが、2014年7月にまとめられた「合同コアチーム(核融合原型炉開発のため技術基盤構築中の役割を担うチーム)」による報告書の2-4節「原型炉に求められる基本概念」に従い、“21世紀中葉までに確実に実用化のめどを得るため、現在の技術基盤及び今後の技術見込を考慮した”修正が検討されている。ダイバータ検討の現状は1.1.1に記述するが、ITERと同程度の大きさで約3GWの核融合出力を目指すSlimCSの設計概念[A1. 1-2, 3, 4]を修正し、2013年より1.5GWレベルの核融合出力で8-9mの主半径( $R$ )とした原型炉(新たな原型炉)を想定し、ITERの物理・工学設計概念の延長として検討が進められている[A1. 1-5]。新たな原型炉の設計概念の記述

は省略するが、工学検討例とプラズマパラメータ例を図A1.1-1に示す。これに相当するコアプラズマから周辺部へ排出される熱流はITERの数倍であり、さらに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、プラズマをダイバータ板前面の広い領域でより低温化する物理設計が望まれる。また、中性子照射量(フラックス)の増加以上に定常運転ではその時間積分量(フ

ルーエンス)が1年で数十倍に達するため、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、さらには寿命の評価と交換を前提としたプラント設計が望まれる[A1. 1-6, 7]。

ITERでは不純物ガスを入射し主にダイバータ部での放射損失を高め、スクレepオフ層(SOL)へ排出されたパワー( $P_{sep}$ :約100MW)のうち50-60%程度を放射損失させると共にプラズマの低温化してデタッチメントプラズマを発生させることにより、定常的な熱負荷をダイバータ板の冷却設計(10MW/m<sup>2</sup>程度)以下で制御可能とシミュレーションにより予想されて

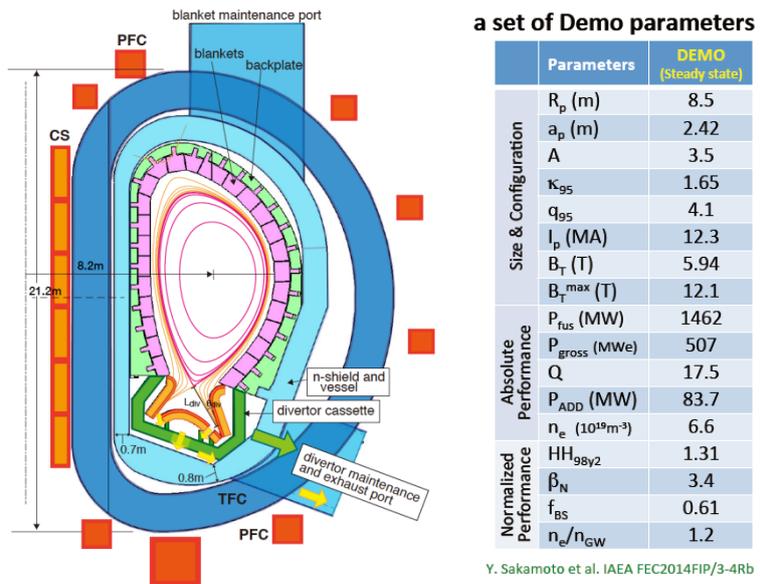


図 A1.1-1: 主半径 8.2 m とした原型炉の断面図 (工学検討例) と主要プラズマパラメータ (物理設計例)

いる[A1.1-8]。一方、上記の原型炉概念では、ITERと比較して3倍程度大きい約300MWの熱エネルギーが主プラズマ中心部から周辺部へ排出されるため、ダイバータの冷却設計がITER程度とすると、排出される熱エネルギー全体の80%以上をダイバータだけでなく主プラズマ周辺部でも放射損失を増加させる必要がある。その放射損失パワーはダイバータ板及び第一壁への熱負荷となるとともに、中性子照射による核発熱もITERより増加する。従って、原型炉における熱排出シナリオでは、ITER以上に主プラズマ周辺部での放射損失を増加すること、およびダイバータにおいてプラズマをデタッチ化し熱負荷を低減（および集中を緩和）することが必要であるが、プラズマパラメータへの要求とダイバータでの熱処理の物理・工学設計に対して矛盾しない指標を設定する必要がある。

原型炉では核融合反応で生成されたアルファ粒子（ヘリウム）の発生量もITERと比較して約3倍増加するが、ダイバータは低温化したヘリウム灰（不純物）を排気する重要な役割がある。ダイバータ板への熱負荷低減を行う物理・工学設計と同時に、デタッチメントプラズマを維持した状態でヘリウムや不純物イオンのコアプラズマへ逆流し燃料希釈しないよう、十分な排気性能が得られるダイバータ形状、排気経路と真空ポンプの工学設計が不可欠である。

日本のトカマク原型炉では加圧水冷却を基本としているが、中性子照射の増加によりダイバータの冷却設計で使用する銅合金冷却配管、およびモノブロックとの接合材（緩衝材）等の寿命（特に、構造材料強度の低下と繰り返し疲労の加速）が大きな課題となる。従って、銅合金を使用する場合、ダイバータターゲットの効率的な交換と廃棄あるいは再利用の手法を示す必要がある。一方、銅合金に代わる冷却配管（例えば、熱伝導の落ちる低放射化フェライト鋼）についても原型炉における低熱負荷部での使用や商用炉への適応を見据え、材料の熱伝導・強度特性および熱処理設計の改善（5-10 MW/m<sup>2</sup>）などの開発戦略が必要であるとともに、ダイバータへの最大熱負荷をさらに低下するプラズマ運転の開発およびダイバータ設計概念を示す必要がある。

### 1. 1. 1 原型炉ダイバータ研究の現状

日本におけるトカマク原型炉のダイバータ概念設計は、BA原型炉設計活動(DDA)の最重要課題として進められており、SlimCSのダイバータ設計で明らかにした課題と新たな原型炉でのダイバータ設計の現状(2014年)は「Intermediate Report of BA DEMO Design Activity」[A1.1-1]の第4章(物理検討)および第5章(工学検討)に記述されている。ここでは図A1.1-1に示す新たな原型炉でのダイバータ基本概念について概要を述べる。ダイバータはプラズマ下方にヌル点をもつシングルヌルダイバータを基本と考えており、斜め下ポートから遠隔保守交換を行う[A1.1-9]。原型炉のダイバータの物理及び工学概念は、基本的にITERのダイバータ設計を参考として、前節で述べた大きな熱流を低減する物理設計、および中性子照射に対応する工学設計を検討中である。

## 原型炉ダイバータの物理概念検討の状況

ITER ( $R = 6.2\text{m}$ )ではアルファ加熱および外部追加熱パワー ( $P_\alpha = 100\text{MW}$ 、 $P_{\text{add}} = 50\text{MW}$ )のうち約  $50\text{MW}$  を主プラズマから放射損失 ( $P_{\text{rad}}^{\text{main}}$ : 制動放射、シンクロトロン放射、不純物によるプラズマ周辺部での線放射) し、主プラズマから SOL に排出された  $P_{\text{sep}} = 100\text{MW}$  をダイバータで放射損失により散逸し、プラズマによる熱負荷を  $10\text{MW/m}^2$  以下に低減するよう設計された。この際、「ダイバータの熱処理パラメータ」として  $P_{\text{sep}}/R$  を指標とすると  $16\text{MW/m}$  程度になる。新たな原型炉 ( $P_\alpha = 292\text{MW}$ 、 $Q = 17.5$ 、 $R = 8.5\text{m}$ )では、主プラズマ周辺部での放射損失を増加して  $P_{\text{sep}} = 200\text{MW}$  まで低減した場合でもダイバータ設計への要請 ( $P_{\text{sep}}/R = 23.5\text{MW/m}$ )は ITER よりも厳しい。ダイバータ形状 (レッグ長、高熱負荷ターゲットの傾斜、バップル板およびドーム形状、排気溝の位置と大きさ) の設計では、ITER ダイバータ概念を基にダイバータコード (SONIC[A1.1-10, 11]) によるシミュレーションを行い、デタッチメントプラズマの発生・維持に必要で十分なダイバータレッグ長 ( $L_{\text{div}}$ ) を検討している。具体的には、図 A1.1-2 (左) に示す  $L_{\text{div}}$  を  $2\text{m}$  程度 (ITER の約 2 倍) から開始して段階的に ITER 程度まで短くしたそれぞれのダイバータ形状について、放射損失パワーおよび SOL での密度等の制御パラメータを変え、ダイバータ熱負荷を  $10\text{MW/m}^2$  程度以下に維持できる運転領域を明らかにすることを考えている。特に、熱流の大きくなる外側ダイバータではデタッチダイバータを発生しやすくするため、ITER よりもダイバータ板を大きく傾斜すると共にドームとの間に V 型の形状「V 型コーナー」を設置している。ダイバータシミュレーションでは、主プラズマ周辺部 (core-edge boundary:  $r/a = 0.95$ ) に  $P_{\text{out}} = 250\text{MW}$  排出された条件では、その  $80\%$  ( $f_{\text{rad}} = P_{\text{rad}}/P_{\text{out}}$ ) をアルゴンガスパフにより主プラズマ周辺領域とダイバータで放射損失させる運転を検討した結果、 $L_{\text{div}} = 2\text{m}$  の場合には比較的低い SOL 密度においても、最も熱流の大きなストライク点近くで効率的にデタッチダイバータが発生し、プラズマによる照射に放射損失パワーを加えた熱負荷ピーク  $7\text{MW/m}^2$  が得られた [A1.1-12]。このダイバータ形状に対するシミュレーション結果では、ITER と比較して 2 倍の熱流 ( $P_{\text{div}} = 219\text{MW}$ ) を処理可能と考えられる。さらに、定常運転を行う原型炉では、ダイバータへのプラズマ粒子のフルーエンスが ITER よりも年間数十倍となるため、特に不純物イオンによるダイバータ板の損耗が大きな問題となる。図 A1.1-2 の内側ダイバータではダイバータ板の広い範囲でデタッチメントプラズマとなり熱負荷ピークは  $2\text{MW/m}^2$  に低下しているが、一方外側ダイバータではストライク点付近の  $10\text{cm}$  程度までデタッチメントプラズマ (数 eV) が発生している。さらにダイバータ板の広い範囲で得ることが必要であり、ガスパフにより SOL 密度の増加およびダイバータ板の形状修正により制御可能と考えている。これらの経験を生かし、次に  $L_{\text{div}} = 1.6\text{m}$  (ITER の 1.5 倍) と短縮したダイバータ形状においても、SOL 密度および  $f_{\text{rad}}$  に対するデタッチダイバータの運転領域を明らかにする予定である。さらに水素同位体粒子およびヘリウムガスの排気評価のため、ヘリウム及び水素同位体の弾性衝突モデルの整備を行っており、排気経路とターボポンプの仕様の工学概念検討も進めている。

上記のダイバータ設計への要請 ( $P_{sep}/R = 23.5\text{MW/m}$ ) では、主プラズマでの放射損失は  $P_{rad}^{main} = 175\text{MW}$  (制動放射とシンクロトロン放射:130MW、周辺部での不純物輻射:45MW) で総加熱パワーの 47% に達する。上記のプラズマ設計における密度設定 ( $6.6 \times 10^{19}\text{m}^{-3}$ ) は比較的低い、いわゆるグリーンワルド密度限界 ( $n^G = I_p/\pi a^2$ ) の 1.2 倍に達しているため、SOL プラズマの密度も  $(2-3) \times 10^{19}\text{m}^{-3}$  となり、ITER でデタッチダイバータが得られる密度 (約  $3.5 \times 10^{19}\text{m}^{-3}$ ) を得ることは難しいと思われる。不純物パフを増加すれば放射損失を高めることは可能であるが、主プラズマでの燃料希釈が問題となるため、 $n^G$  がより高いプラズマ物理設計 (主に小半径、大半径、楕円度およびプラズマ電流など) に修正して運転密度を高めることにより、 $P_{rad}^{main}$  を増加することが望まれる。また、ITER より高電子温度の原型炉の主プラズマでは、高電荷のイオンほど放射パワーが増加するため、クリプトンやキセノンを使用することも考えられる。更に 75MW 程度までの増加では  $P_{sep}$  は H-L パワー閾値よりも十分高く、デタッチメントプラズマの生成が容易になると思われる。原型炉における高密度の運転は、ヘリウムや不純物による燃料希釈の低減および主プラズマ周辺部での放射損失の増加に有利である一方、ITER の運転領域を越える高密度 (高  $n_e/n^G > 0.8$ ) あるいは高放射損失領域 (高  $f_{rad} > 0.7$ ) でのプラズマ閉じ込め劣化はデータベースとしては未だ整理されていない。BA 原型炉設計活動 (DDA) でも、原型炉におけるプラズマ物理検討において高密度・高放射損失の主プラズマにおけるエネルギー閉じ込め則とヘリウム及び不純物輸送の検討は課題のままとされており、高入射パワー実験が可能なダイバータトカマク装置への働きかけが必要と考える。原型炉設計特別チームでは、ダイバータシミュレーションと組み合わせたコアプラズマでの不純物輸送解析を開発・計画中であり、入射不純物イオンの輸送およびヘリウム輸送の評価を行いたいと考えている。

### 原型炉ダイバータの工学概念検討の状況

ダイバータ形状 (特にそのサイズ) とカセット設計は、原型炉全体の設計と遠隔保守に大きく影響する。現在は、ITER ダイバータの設計概念 (加圧水冷却・W モノブロック構造)

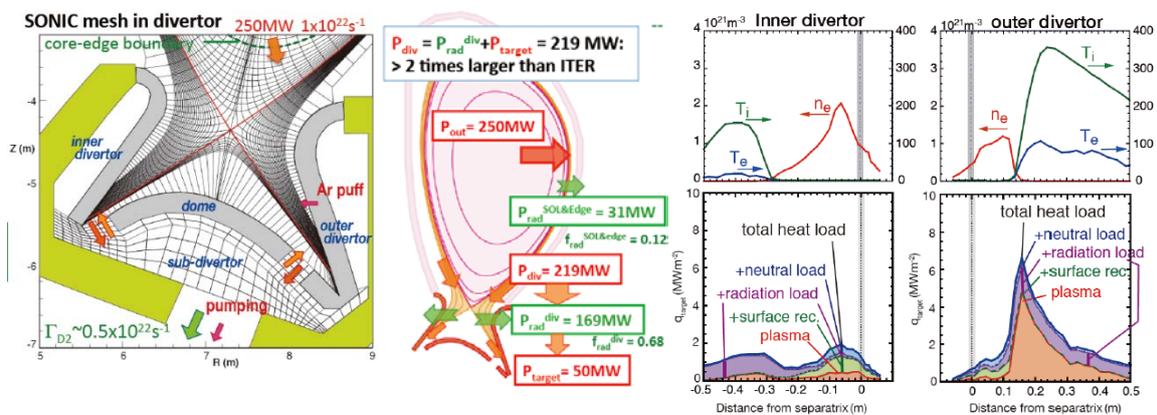


図 A1.1-2 (左) レッグ長を  $L_{div}=2.0\text{m}$  としたダイバータ形状における SONIC 計算用メッシュ、(中央) 主プラズマ周辺部 ( $r/a=0.95$ ) へ  $P_{out}=250\text{MW}$  を排出し、その 80% をアルゴンパフにより放射損失した計算結果例。(右) 内側と外側ダイバータにおけるプラズマ温度・密度および熱

の延長で基本設計を進めている[A1.1-12]。現在、ダイバータ板とカセット内での冷却配管の設計概念、および図 A1.1-3 に示す外側ストライク点付近で最大 10MW/m<sup>2</sup> のプラズマ熱負荷分布および核発熱（タングステンで 3.6-4 MW/m<sup>3</sup>）を想定した熱除去設計を検討した。これは前節で評価した放射損失 80% で得られた結果よりも厳しい条件に相当する。原型炉ダイバータでは核発熱も含めた熱排出が必要となるが、特にストライク点付近では中性子照射が比較的低下するため(内側・外側ターゲット部の下側約 1m で銅合金配管への displacement per atom は、それぞれ一年間で 1, 2 程度以下)、ITER と同様に熱伝導の良い銅合金配管（スワールテープを挿入）を部分的に使用することが可能と考えられる。一方、ダイバータ上部のバッフル部や排気溝を設置するドーム部へは放射損失による熱負荷と核発熱のため熱除去性能は最高 3MW/m<sup>2</sup> 程度であるが、高速中性子照射のため低放射化フェライト鋼（F82H）冷却配管の使用を考えている。

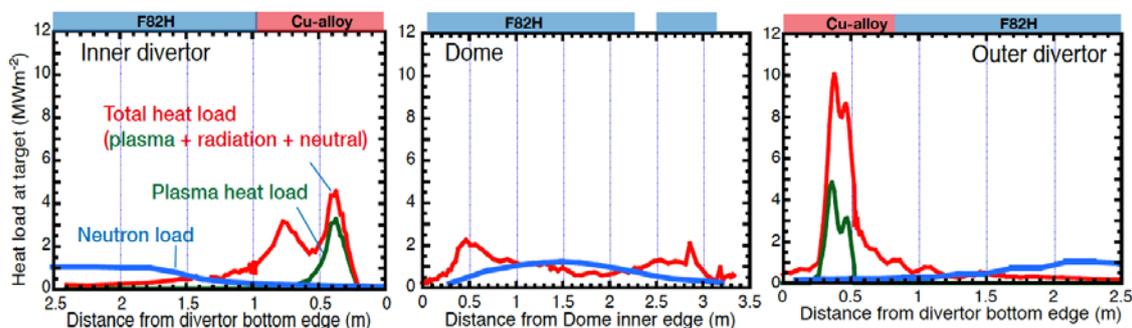


図 A1.1-3: ダイバータ板表面へのプラズマと放射損失による熱負荷分布（緑：プラズマ熱負荷のみ、赤：合計）および中性子エネルギーフラックス（青）

図 A1.1-4 にはダイバータカセット（トロイダル方向 7.5 度に相当）へダイバータ板および以下の冷却水条件に対応する冷却配管を組み込んだ概念図を示す。カセットで発生する核発熱を冷却する配管も検討中である。モノブロックの大きさは ITER と同程度とし、内外それぞれ 34/47 列を配している。高い中性子照射環境で使用するため、銅合金冷却配管（内径 9mm）へは ITER(75-100℃) よりも高温の加圧水（200℃、5MPa）を、フェライト冷却配管へは PWR 原子炉の冷却水に相当する 290℃、15MPa の加圧水を使用する。図 A1.1-5 に 2 つの冷却水系における流速と温度上昇の評価を示す。銅合金配管系では、外側ターゲットでの除熱条件により流速（9.7m/s）が決まるが、内側ターゲットでは冷却ユニットが少なくなる

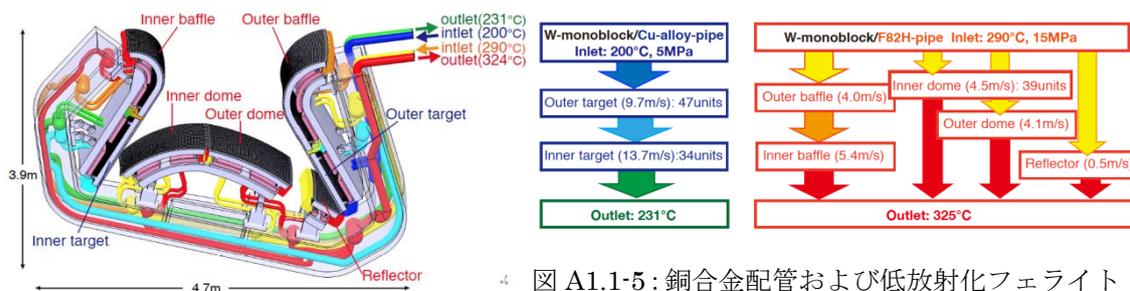


図 A1.1-4: ダイバータカセット内の配管  
図 A1.1-5: 銅合金配管および低放射化フェライト配管の冷却水ルートと流速に対する温度上昇の

ため流速は 13.7m/s まで増加し、温度は最終的に 231°C に達する。この値は限界熱流束に相当する 260°C よりも低い。フェライト配管系では発電に使用するためブランケットと同様の 325°C まで上昇する設計としたが、最大流速は内側バップルで 5.4m/s 程度である。48 個のカセット全体の冷却水量 (3.3m<sup>3</sup>/s) は ITER の約 3 倍に相当する。

上の熱除去設計の検討と合わせ、以下のタングステン・モノブロック構造における熱輸送と温度分布の評価結果より、10MW/m<sup>2</sup> を越える定常熱負荷にも対応可能と考えられる。3 次元有限要素法による熱輸送解析を行い、ITER と同程度の大きさのモノブロックターゲットについて妥当性を検討した。図 A1.1-6 にストライク点におけるプラズマおよび放射損失パワーによる熱負荷条件 (最大 10MW/m<sup>2</sup>) と解析結果 (モノブロック表面およびストライク点での断面温度分布) を示す。プラズマ入射側のエッジを保護するためにわずかな段差を設ける構造としたところ、反対側の表面温度が最高 (1021°C) となるが、タングステンの再結晶温度 (1200°C) 以下である。また、銅合金冷却配管における銅緩衝材側の最高温度は 331°C であり、中性子照射の比較的低い条件では構造強度を保つことができると思われる。図 A1.1-7 にストライク点でのモノブロック表面および銅合金配管の両面での熱流分布を示す。冷却水への最大熱流束 18MW/m<sup>2</sup> は、限界熱流束の 2/3 に相当するが過出力などを見込んだ尤度内と考えられる。モノブロックと銅緩衝材の接合部では局所的に 25MW/m<sup>2</sup> に達するが ITER の熱負荷試験とその解析評価を参考にすると許容範囲内と思われる [A1.1-13]。上記のダイバータ形状の修正に対応したダイバータ設計 (冷却配管を考慮したダイバータ構造) や交換手法、温度履歴や繰り返し熱負荷を考慮した弾塑性解析を行い、モノブロック及び銅合金配管におけるひずみの進展や応力の評価を進める予定である。

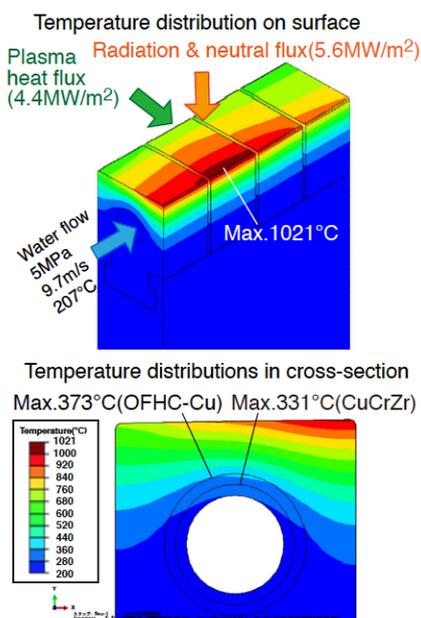


図 A1.1-6: 最大 10MW/m<sup>2</sup> 熱負荷分布条件における温度分布

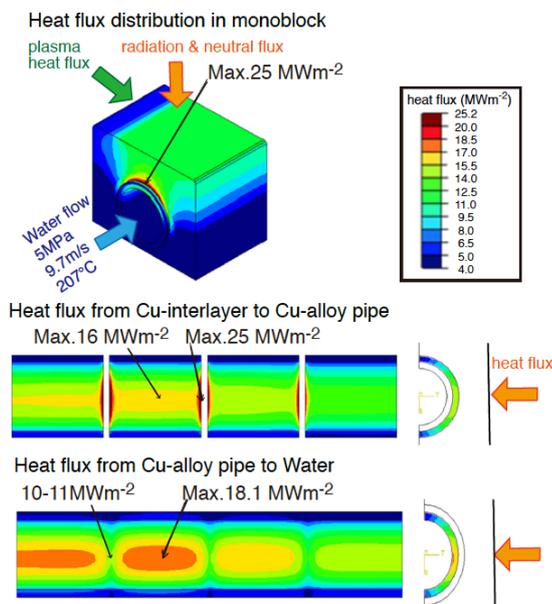


図 A1.1-7: モノブロック表面 (上) 及び銅合金配管の表裏 (下) における熱流分布

現在は、原型炉の運転初期においては既存の構造材およびアーマー材料を使用する前提で最大 10-15MW/m<sup>2</sup> の熱除去能力をもつダイバータの工学概念を検討しているが、ITER ダイバータと比較して配管や構造は複雑であり、さらなる工学・材料開発（既存ベースの延長）は求められる。さらに、タングステン対向材の損耗・溶融および銅合金配管を使用した箇所は1-2年毎に遠隔交換が必要となる。したがって、原型炉の運転後期では、主プラズマパラメータ（放射損失の増加等）と共に、デタッチメントプラズマ制御およびダイバータ形状の開発が必要であり、原型炉設計の際にはそれをも見越したシナリオ（ダイバータサイズ・形状および冷却機器の設計）の検討が必要と考える。最大熱負荷を 4-5MW/m<sup>2</sup> 程度まで低下できれば現状の材料からの選択により銅合金に代わる冷却配管を使用した工学設計が可能と思われるが、同時に、冷却配管や緩衝材（接合法）の開発を行い 10MW/m<sup>2</sup> に近い熱除去能力を得ることが切に望まれる。これにより PWR 条件の加圧冷却水系統のみとなり、冷却配管やカセット内の構造も単純化さらに交換周期および稼働率も増加可能となる。

#### 1. 1. 2 原型炉に向けた研究課題

[1] 原型炉ダイバータ設計 (A:中間 C&R まで、B:移行判断時期まで、C:原型炉建設まで)

[1-1] ダイバータ設計概念と基本コンセプトを決定 (A)

- ・ ITER と同様なシングルヌルダイバータを基本として、主プラズマパラメータ設計と矛盾しない「ダイバータの熱処理パラメータ」 $P_{sep}/R$  の設定（おそらく 20-25MW/m 程度）とデタッチメントプラズマ制御に必要なダイバータサイズの評価を行うとともに、十分なヘリウム及び粒子排気性能をもつダイバータ形状の指針を示す。ブランケットと同じ加圧冷却水を使用して、ITER の工学設計及び R&D 技術基盤（既存の材料データベース）の延長とするダイバータ冷却ユニット設計、およびダイバータの交換手法（遠隔保守）の指針を示す。
- ・ ダイバータプラズマシミュレーション (SONIC) の信頼性を高めるとともに、デタッチメントプラズマ運転（制御）領域を示す。具体的には、(国外装置を活用した) トカマク実験装置や (国内外の) 基礎実験装置で実現されたデタッチメントプラズマの実験結果をシミュレーションで再現するとともに、SOLPS 等のダイバータコード間のベンチマークを行う。現在不足している物理機構のモデリングおよびコード開発を加速して、中間 C&R 時点では予測性能を向上するための開発要素の優先度を判断する。

[1-2] 原型炉運転の初期・後期の段階的なダイバータ開発目標を示す (B/C)

- ・ 初期ダイバータの工学設計・材料開発（既存ベースの延長）を行い、中性子環境下において高熱負荷 (10-15MW/m<sup>2</sup>) の熱除去能力を持つことを示す (B)。
- ・ トカマク実験および統合シミュレーションコード予測により、高放射放射損失と高密度（コアとエッジ）およびプラズマ閉じ込め性能等のプラズマ設計とダイバータ設計の整合性を示す。移行判断までに、JT-60SA 実験などや ITER でも実証が難しいと思われる

る原型炉ダイバータ形状やサイズの決定には、精度を高めた統合シミュレーションによりコアプラズマとダイバータ運転領域を示すことにより行う(B)。

- ・ダイバータの交換手法（遠隔保守）、その時期および廃棄・再利用に関する設計案を示す(B)。
- ・（商用炉につながる）運転後期におけるダイバータ設計概念と物理・工学ベースを示す(B/C)：  
放射損失を高めた高閉じ込めプラズマ開発、完全デタッチに近いダイバータの制御、銅合金配管に代わる高熱負荷(5-10MW/m<sup>2</sup>)に対処可能な冷却ユニットの材料・技術開発を行う。

### [1-3] 原型炉ダイバータ設計の（先進概念を含めた）オプション検討（A/B）

- ・ダブルヌルあるいは先進磁場配位ダイバータなど、近年開始されている小型及び中型装置における最新の実験結果の考察、およびシミュレーション開発・モデリング研究を進め、その物理概念の有効性を評価し、物理・工学設計の観点から優先度を評価し(A)、オプションとして設計案を提示する(B)。
- ・既存あるいは新たな高熱対向機器（ヘリウム冷却、液体金属など）の物理概念、プラズマ耐高性能とシミュレーション開発・モデリング研究、工学・材料開発の可能性を検討・評価し(A)、オプションとしての開発・R&Dの可能性を提示する(B)。
- ・デタッチメントプラズマがダイバータレッグで制御できない場合(X点 MARFE)における主プラズマ性能の評価と定常運転のための制御手法、およびダイバータ設計の修正等を検討する(A/B)。
- ・ダイバータ、ブランケットおよび原型炉全体の冷却媒体に関する冷却能力の評価と経済性、トリチウム経済性、安全性に関する検討を行う(B)。

### [2] 原型炉ダイバータの物理および工学設計の重要課題と解決

#### [2-1] デタッチメントプラズマ生成実証（熱負荷の低減と低温・低損耗化）と制御 (A:60-70%)

- ・基本ダイバータ形状とデタッチダイバータ運転パラメータ領域のまとめ(シミュレーション)
- ・デタッチメントプラズマの実験検証とモデリング改善、放射損失の制御（直線装置）
- ・金属ダイバータにおいてデタッチ領域の拡張とダイバータレッグ内での制御(実験装置)
- ・原型炉を模したデタッチメントプラズマ制御（計測と帰還制御）の開発（実験装置）

#### [2-2] デタッチメントプラズマのモデリングの改善と開発（SONIC 開発を視野）

- (A:実験データに基づく物理モデル改善とベンチマークによる信頼性の検証：70-80%)
- (B:コード拡張と統合化)

- ・ 現在不足している物理機構のモデリングおよびコード開発を加速：原子分子過程と衝突散乱過程モデル、SOL 拡散、プラズマドリフトと SOL 流、光吸収効果、MAR の検討など
- ・ SOLPS や実験 (JET-ILW や JT-60SA) との比較ベンチマークによる改善と信頼性の検証
- ・ SONIC 開発：複数種粒子輸送、ダブルヌルおよび先進磁場配位、外側 (Far) SOL への対応
- ・ 主プラズマ、ダイバータ及び PWI 過程モデルと統合したコードの開発

### [2-3] プラズマ拡散の検証とモデリング

(A: 現状の実験データに基づく原型炉での評価とベンチマークによる信頼性の検証：70-80%)

- ・ ITER 熱流分布スケールから原型炉への適応検討 (実験装置、シミュレーション)
- ・ デタッチダイバータでの散逸ファクター検討：形状依存性 (実験装置、シミュレーション)
- ・ 高密度 SOL 分布への Blob 寄与と拡散係数分布の評価 (実験装置、シミュレーション)

### [2-4] 高閉じ込め性能プラズマ実験での放射損失および周辺密度の限界、運転領域の指針

(A: 実験装置、データベース、シミュレーションによる原型炉条件での検討：70%)

(B: 高放射損失および高密度プラズマの制御研究を含め 80-90%)

- ・ 原型炉における主プラズマでの放射損失と閉じ込め性能データベースの検討と排出パワーの評価：ガス種の選択、燃料希釈への影響、LH 遷移付近の運転
- ・ 密度限界と閉じ込め性能データベースの検討：密度分布制御と密度限界の理解
- ・ 燃料希釈との整合と不純物輸送・蓄積制御の研究：[2-5] と共通

### [2-5] 不純物が燃焼プラズマに及ぼす影響の解明と制御手法の検討

(A: 実験装置、シミュレーションによる原型炉条件での評価と制御手法の検討：70-80%)

(注) 実験装置は第一壁およびダイバータ板が高 Z 材であることが望ましい (AUG、他?)

- ・ タングステンおよび高 Z 不純物のプラズマ蓄積機構の解明とモデル構築
- ・ 主プラズマでの放射損失、不純物輸送と運転領域の検討 (希釈限度と運転密度・分布)
- ・ 不純物蓄積の測定と制御方法の検討 (EC、IC、 $\alpha$  粒子加熱効果、周辺密度制御)
- ・ 高 Z 不純物分光及び密度評価のデータベース

### [2-6] 原型炉における ELM 緩和の指針とダイバータ (及び第一壁) への影響

(A: 実験装置、データベース、シミュレーションにより原型炉条件での検討と方針：70-80%)

(B: 高放射損失および高密度プラズマでの整合性を含めた概念設計：80-90%)

- ・外部制御手法の検討（ペレット、ECH、他：容器内コイル設置は検討しないことを優先）
- ・Grassy やQH プラズマ条件を反映した原型炉オプションと緩和・抑制レベルの検討
- ・高放射損失および高密度プラズマおよび閉じ込め性能との整合性の検討
- ・デタッチメントプラズマにおける緩和・非緩和 ELM による対向材溶融・蒸発の影響の評価

#### [2-7] 熱除去と両立するヘリウム・粒子排気シナリオ策定

(A: 実験装置、データベース、シミュレーションにより原型炉条件での評価・整合性：70-80%)

(B: プラズマ運転シナリオ、対向機器の寿命、排気系設計を含めた整合性)

- ・緩和された ELM および完全デタッチダイバータにおける He 排気( $C_{He}$ 、enrichment) 検討
- ・ドーム形状および排気溝位置を評価すると共にダイバータ形状への反映
- ・ヘリウム・粒子フラックス及びフルーエンスの評価と対向材寿命の評価
- ・排気ポート・遮蔽とポンプ仕様（トリチウム再生などを含め）との整合

#### [2-8] ITER ダイバータの設計概念(加圧水冷却・Wモノブロック構造)の延長で基本設計

(A: 原型炉条件での設計およびコンポーネントの熱・強度試験：70-80%)

(B: 概念設計、対向機器の交換や処理を含めたプラント整合性：80-90%)

- ・初期ダイバータの設計概念（タングステン材の改善・比較・開発、銅合金および F82H 冷却配管、接合技術、ダイバータカセット構造など）の詳細検討
- ・銅合金(構造材)および無酸素銅(緩衝材)の高速中性子照射評価、さらに銅合金の特性（中性子負荷環境での構造材および熱特性）の改善研究
- ・バッフルとドーム部（高中性子フルーエンス照射）での支持構造、構造材及び接合等の検討
- ・対向材およびヒートシンク寿命の評価および遠隔保守周期・設計
- ・モックアップによる熱照射試験と中性子照射による性能変化の検討

#### [2-9] 後期ダイバータの概念設計

(A: 大きな追加変更が必要な場合はそれを見越した初期設計が必要：60-70%)

(B: 概念設計、対向機器の交換や処理を含めたプラント整合性：80-90%)

- ・主プラズマでの放射損失を増加したプラズマ設計、ダイバータ形状や制御手法の改善、現状の冷却管(F82H等あるいはW補強銅合金など)構造材のR&Dによる設計案、さらにダブルヌルや先進磁場ダイバータを追加設置可能な設計案(大方針はA時点で決まる)
- ・銅合金以外で最大熱負荷  $10\text{MW}/\text{m}^2$  程度可能な冷却設計の新提案、冷却配管・接合材料

## 開発

### [2-10] ダイバータオプションおよび先進磁場配位ダイバータの検討

(A: 大きな追加変更が必要な場合はそれを見越した初期設計が必要：50-70%)

(B: 概念設計、対向機器の交換や処理を含めたプラント整合性：80-90%)

- ・ダブルヌルダイバータによるプラズマ及び工学設計への影響評価
- ・先進磁場配位ダイバータの物理実験、シミュレーション結果と工学設計の影響評価
- ・ヘリウム冷却概念によるプラズマ及び工学設計への影響評価
- ・液体金属ダイバータープラズマ対向性能や工学設計の検討が必要

### 1. 1. 3 今後の研究方針

特に中間 C&R までの原型炉ダイバータの研究方針についてまとめる。

#### [1] 基本（シングルヌル）ダイバータ設計概念と基本コンセプトを決定するために デタッチダイバータ物理の理解とモデリングの開発：

（国外装置を活用した）トカマク実験装置や（国内外の）基礎実験装置で実現されたデタッチメントプラズマの実験結果をシミュレーションで再現するとともに、SOLPS 等のダイバータコード間のベンチマークを行う。現在不足している物理機構（原子分子過程、プラズマドリフト、プロブ拡散影響など）のモデリングおよびコード開発（複数種の不純物輸送、コアプラズマや不純物輸送コードとのカップル、高  $Z$  不純物イオンの輸送、外側 SOL プラズマ輸送の扱いなど）を加速して、中間 C&R 時点で予測性能を向上するための開発要素の優先度を判断する。基礎実験装置におけるデタッチダイバータ実験を利用してプラズマ粒子・熱輸送モデルおよび再結合の原子分子過程モデル検証で確認や修正を行う。また、ダブルヌルあるいは先進磁場配位ダイバータオプションの検討には SONIC コードの改造が必要である。これらの研究・開発に必要なリソース（開発者および研究者および計算機資源）の追加確保が必要である。

#### 原型炉プラズマ運転およびダイバータ設計・制御に必要な実験：

原型炉での主プラズマパラメータ設計と矛盾しない「ダイバータの熱処理パラメータ」 $P_{sep}/R$  の設定が必要である。高パワー加熱設備をもつ海外の主要トカマク装置において、原型炉ダイバータ設計に必要な実験（周辺部における放射損失および密度の増加と閉じ込め性能、デタッチメントプラズマの制御、ダイバータ形状に関する実験など）提案と共同研究参加を進め、整合性のある原型炉ダイバータの開発目標を定める際の最新の知見を蓄積する。

現状の原型炉プラズマの物理設計（小半径、大半径、楕円度およびプラズマ電流など）

は修正が必要と思われるが、その際、密度を高めることにより主プラズマ周辺部での放射損失を増加することが望まれる。高密度プラズマでの運転は、不純物による燃料希釈の低減および放射損失の増加に有利である一方、高パワー加熱実験にて ITER の運転領域を越える高密度 ( $n_e/n^{\text{GW}} > 0.7$ ) あるいは高放射損失領域 ( $f_{\text{rad}} > 0.7$ ) でのプラズマ閉じ込め劣化のデータベースが望まれる。

#### ダイバータサイズ（形状）とデタッチ運転領域の検討：

実験では検証できない ITER よりも長いダイバータ設計及びプラズマパラメータは、現状の SONIC コードを使用して、ダイバータ長を 2m 程度（ITER の約 2 倍）から ITER 程度まで短くした代表的なダイバータ形状について、放射損失パワー、SOL での密度等の制御パラメータを変え、ダイバータ熱負荷を 10 および 5MW/m<sup>2</sup> 程度以下に維持可能な運転領域を明らかにする。それに伴う閉じ込めプラズマでの不純物蓄積、ダイバータ温度、排気性能なども検討を行う。

#### ELM 制御に関する検討：

ITER で提案されている外部制御手法の検討（ペレット、ECH、他：容器内コイル設置は検討しないことを優先）と同時に、Grassy や QH プラズマ条件を反映した原型炉プラズマ設計オプションを検討（ペDESTAL プラズマの不安定性解析、及び制御可能性）する。さらに緩和・抑制レベルについても評価を進める。ITER (ITPA) への寄与と同時にデタッチメントプラズマにおける緩和・非緩和 ELM による対向材溶融・蒸発の影響の評価を進める。

#### 粒子排気の検討：

代表的な原型炉ダイバータ形状について、水素同位体粒子およびヘリウムガスの排気評価のため、重水素およびヘリウム輸送を含めた複数不純物輸送を扱える SONIC コードを開発する。現在、ヘリウム及び水素同位体の弾性衝突モデルの整備を行っており、今後、ダイバータ形状の改善及び排気溝の影響を検討、および排気経路とターボポンプの仕様の工学検討も進める。

#### ダイバータヒートシンク及びカセットの基本工学設計の検討：

ITER ダイバータの設計概念（加圧水冷却・W モノブロック構造）の延長で基本設計を進めている。

- ・物理検討の進展を踏まえダイバータ形状に合わせた、2 系統の冷却水系統を持つダイバータ（W-銅合金冷却配管、W-F82H 冷却配管）およびカセット構造の修正・改善を行う。
- ・冷却ユニットの熱輸送解析とともに温度履歴や繰り返し熱負荷を考慮した弾塑性解析を行い、モノブロック及び銅合金配管におけるひずみの進展や応力評価を進め限界熱負荷を評価する。

- ・ダイバータ熱輸送解析をもとに、中性子照射による影響について現状のデータ等を参考に、ヒートシンクの構造及び熱冷却性能の劣化の概要を評価する。
- ・銅合金配管及び緩衝材に使用する銅合金・銅材・複合材について中性子負荷の検討や開発状況を調査する（開発対象として加速することが必要である）。
- ・カセットの冷却設計、制御されたディスラプションによる渦電流・ハロー電流などを考慮した構造検討を進め、ダイバータのサイズや重量、さらには崩壊熱を評価する。同時に、ダイバータカセットの核発熱の冷却検討を行う。原型炉全体の設計と遠隔保守設計に大きく影響する。

[2] 後期原型炉ダイバータ設計に必要な物理・工学データベースの検討：

- ・[1] で進められる実験検討とシミュレーションをもとに、主プラズマでの放射損失を増加したプラズマ設計案を示す。それに矛盾しない銅合金および銅緩衝材を使用しないダイバータ物理・工学検討と寿命・交換時期の検討を行う。また、材料・工学開発の対象として加速することが必要である。
- ・ダイバータ形状や制御手法の改善オプション等を示す。
- ・現状で可能な構造材(F82H 等あるいはW補強銅合金など)によるヒートシンク設計を検討する。

[3] 原型炉ダイバータ設計のオプション検討（基本概念設計との比較に必要な物理・工学データベースの検討） [2-9 および 2-10]

- ・海外実験装置からの実験データおよびシミュレーションにより、ダブルヌルダイバータによるプラズマ性能（高放射損失・高密度でのHモードや閉じ込め性能など）と平衡制御、接触及びデタッチダイバータにおける熱負荷分布特性、工学設計への影響を評価。
- ・近年、海外小型・中型装置で研究が進展している先進磁場配位ダイバータ実験から新たな進展情報を取り入れると共に共同研究や実験提案などで寄与を行う。また、シミュレーションの開発を行い熱負荷低減性能と原型炉での工学設計への影響を評価する。
- ・ヘリウム冷却概念によるプラズマ及び工学設計、炉設計全体への影響を評価する。
- ・液体金属ダイバータなど：モデリングの開発も含めプラズマ対向性能や工学設計の検討が必要。
- ・既存あるいは新たな高熱対向機器（ヘリウム冷却、液体金属など）の物理概念、プラズマ対向性能、シミュレーション開発・モデリング研究、工学・材料開発の可能性を検討・評価する。

特に、こうした研究では国外の装置への継続した専門家の派遣（タスクとして課題を実施してもらう）および原型炉に必要な実験提案を行うための新たな枠組みが必要。

参考資料 1. 1 章 参考文献

- [A1.1-1] The DDA Unit of the IFERC Project Team (Rokkasho, Japan) “Intermediate Report of BA DEMO Design Activity” (2015)
- [A1.1-2] 飛田健次他：「核融合原型炉 SlimCS の概念設計」(JAEA-Research 2010-019) .
- [A1.1-3] K. Tobita et al., Nucl. Fusion 49 (2009) 075029.
- [A1.1-4] N. Asakura, et al., Nucl. Fusion 53 (2013) 123013.
- [A1.1-5] Y. Sakamoto, et al., 25th IAEA Int. Conf. on Fusion Energy (St. Petersburg, Russia, 2014) FIP/3-2Rb.
- [A1.1-6] 朝倉伸幸他：プラズマ・核融合学会誌特集号, 87(2011) 98.
- [A1.1-7] 坂本瑞樹, 大野哲靖, 朝倉伸幸, 星野一生, プラズマ核融合学会誌 **90** (2014) 479.
- [A1.1-8] A.S.Kukushkin. et al., J. Nucl. Mater. 337-339 (2005) 50.
- [A1.1-9] H. Utoh, et al. to be published in Fusion Eng. Des. (2015).
- [A1.1-10] H. Kawashima, et al., Plasma Fusion Res. 1 (2006) 031.
- [A1.1-11] K. Shimizu, et al., Nucl. Fusion 49 (2009) 065028.
- [A1.1-12] N. Asakura, et al., 12th Int. Sym. Fusion Nuclear Technology (Jeju, Korea, 2015) 05A.
- [A1.1-13] 鈴木哲, プラズマ核融合学会誌 **87** (2011) 607.

1. 2 デタッチダイバータプラズマ

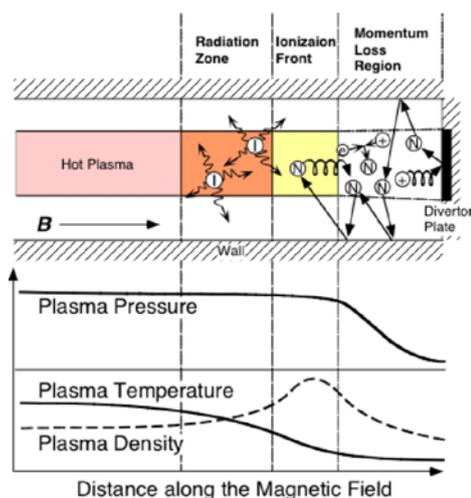
1. 2. 1 研究の現状

ダイバータ板への熱負荷は下記のように表すことができる。

$$q_d = \Gamma_d \left[ (\gamma + M_d^2) T_d + E_1 \right], \quad (1)$$

ここで  $\Gamma_d = M_d n_d C_s$  はダイバータ板への粒子束であり,  $M_d$  はプラズマ流のマッハナンバー (イオン音速に対する) である。  $C_s$  はいわゆるシースにおけるエネルギー伝達係数 (約 7 程度) を表す。また  $E_1$  はイオンが持つ電離エネルギーである。  $n_d$  と  $T_d$  はダイバータ領域における密度と温度を表す。式 (1) より放射冷却によりプラズマの温度  $T_d$  が低下しても, ダイバータ板表面での表面再結合過程によるイオンが持つ電離エネルギー放出分が大きいため, 単純なプラズマの冷却はダイバータ板への熱負荷低減に不十分であることがわかる。そのため, ダイバータ板への熱負荷を減少させるためには, プラズマの粒子束を減少させる必要がある。

ダイバータプラズマの冷却をさらに進め, 電子温度が 1 eV 程度まで低下させると, プラズマはダイバータ板へ到達する前に体積再結合過程



図A1.2-1 デタッチダイバータ現象の説明図

によりガス化する。この時、ダイバータ板への粒子束が減少し、ダイバータ板への熱負荷が著しく低減する。これを、デタッチダイバータという（図 A1. 2-1）。

デタッチダイバータに関する先駆的な実験は米国 PPPL の直線型装置 QED において行われた。その後多くの直線型装置で基礎研究が行われ、デタッチダイバータ物理の理解が進んだ。また、 Alcator C-Mod, DIII-D, ASDEX-U, JET, JT-60U などの中・大型トカマク装置において、体積再結合過程を伴うデタッチダイバータプラズマ生成とダイバータ板への粒子・熱負荷低減が観測された。これらの成果をもとに ITER では、ダイバータ板への熱負荷が大きいストライク点付近を非接触化させる部分デタッチダイバータが採用されている。

体積再結合過程として、三体再結合と放射再結合が主要過程と考えられている。一方、水素分子密度が高い場合に分子活性化再結合という新たな体積再結合が存在することが直線型装置 NAGDIS-II で実験的に検証され、 Alcator C-Mod トカマクでも観測されている。しかし、他のトカマク装置ではその寄与は明確ではなく、今後の課題となっている。

デタッチダイバータの制御に関しては、ASDEX-U トカマクにおいて CDH モード (Completely Detached High confinement mode) という運転シナリオが開発され、重水素、不純物ガスパフのフィードバック制御を行うことにより、デタッチダイバータによるダイバータ板への熱負荷低減と高閉じ込め炉心プラズマの両立が実証された。その後、同様の取り組みが多くのトカマク装置でなされている。しかし、デタッチダイバータの放射領域は位置的に不安定であり、放射領域がダイバータレッグに沿って X 点に移動し (X 点 MARFE の発生)、炉心プラズマ性能が劣化することが観測されている。この放射領域の位置不安定性は、原子・分子過程やダイバータ領域の磁場構造から説明がなされている。ダイバータ配位のトカマク装置では、ダイバータ板に向かって磁力線間隔が狭まりプラズマも 2 次元的に収束する傾向にあり、そのためダイバータ板に向かうにつれて中性ガスとの相互作用が弱まる。このため、放射領域は最もプラズマが広がっている (中性ガスとの相互作用が大きい) X 点方向に移動すると磁場構造の観点からは理論的に説明されている。このデタッチダイバータプラズマの安定維持制御は最も重要な課題である。

ダイバータ板での受熱面積の増大とデタッチダイバータプラズマの安定維持のために、Snowflake や Super X という先進ダイバータ概念が提案されている。Super X ダイバータ配位では、磁力線間隔はダイバータ板に向かって広がるので、放射領域をダイバータ板近傍に安定維持することが可能だと考えられている。しかし、デタッチダイバータプラズマ生成に対する先進ダイバータ概念の有効性の検証はまだ行われておらず、今後の課題となっている。

## 1. 2. 2 原型炉に向けた研究課題 (A: 中間 C&R まで、B: 移行判断時期まで、C: 原型炉建設まで)

前節で述べたようにデタッチダイバータの物理的理解は、直線型装置、トカマク装置などの環状磁場閉じ込め装置における実験、2次元流体コードによるシミュレーション解析

により著しく進んできた。しかし、原型炉でのデタッチダイバータの適用可能性を明確にするためには、下記の研究課題について明らかにする必要がある。

(1) 金属壁におけるデタッチダイバータの維持・制御

これまでの環状磁場閉じ込め装置におけるデタッチダイバータ実験は、炭素壁で行われてきた。炭素は不純物放射源として優れた特性を持つため、非接触プラズマの生成に大きく寄与している。一方、原型炉はタングステン材を基本とした金属壁であり、これまでの炭素不純物を前提としたデタッチダイバータ生成は有効ではない。ネオン、アルゴンなどの不純物ガスの導入が不可欠であり、適切な不純物ガスの選定ならびに導入方法の検討、さらに金属壁におけるデタッチダイバータの特性の解明が必要である (A/B)。

(2) 高密度領域でのデタッチダイバータ中のエネルギー輸送過程の理解

原型炉におけるデタッチダイバータは  $10^{21}\text{m}^{-3}$  を超える高密度プラズマ(高リサイクリング高中性ガス圧)になると想定される。このような環境下では、電子、イオン、中性粒子との温度緩和が大きく、プラズマからのエネルギー輸送は中性粒子挙動で規定される。このとき中性粒子-中性粒子間衝突の理解が重要となる。また、低エネルギー領域(数 eV 以下での)金属壁でのエネルギー反射係数の基礎データも不可欠である。たとえば、中性粒子輸送が拡散的であり、また壁での反射時のエネルギー損失が小さい場合、中性粒子温度が高くなり、電子温度、イオン温度の低下を妨げることが考えられる。実際、SlimCS を対象とした SONIC 流体コードによるシミュレーション結果では、中性粒子温度が 1eV となり、電子温度、イオン温度の下限値を規定し、体積再結合過程の進行を阻害している結果が得られている。また、原型炉におけるデタッチダイバータプラズマではライマン  $\alpha$  光の平均自由行程が 1mm 程度となり、光学的に厚くなり、輻射輸送の効果がデタッチダイバータプラズマ生成に与える影響についても明らかにする必要がある (A/B)。

(3) 原型炉設計のリスク管理の視点に立ったデタッチダイバータの適用可能性評価

デタッチダイバータによるダイバータ板への熱負荷低減効果の有効性を明らかにするとともに、デタッチダイバータ制御が失敗した場合のリスク評価を行う必要がある。たとえば、上記の放射損失領域の位置不安定性が発生した場合、また ELM 等の熱パルスによりデタッチダイバータでの再結合過程がクエンチした場合のダイバータ板への熱負荷・粒子負荷を見積もり、ダイバータ板としてどの程度の除熱性能を担保しておけば良いのかについて明確にする (A/B)。

(4) 原型炉のデタッチダイバータ性能を予測可能なシミュレーションコードの開発

原型炉におけるデタッチダイバータに関する課題として、本課題が第一義的に最も重要な課題である。最新の原子・分子過程、中性粒子輸送（中性粒子-中性粒子間衝突）、輻射輸送過程、金属壁でのエネルギー反射過程などの原型炉条件に即した基礎データを取り込み、排気も考慮したダイバータ形状の最適化を行う必要がある。また、現在のダイバータシミュレーションコードは定常状態を解くものであるが、デタッチメントプラズマの安定性、制御（また熱流制御のリスク評価）を行うためには、非定常な非接触ダイバータのシミュレーションが必要となることに留意する必要がある（B）。

### 1. 2. 3 今後の研究方針

原型炉のための非接触ダイバータ研究として、ダイバータシミュレーションコードを高精度化し、原型炉設計に資する予測性能を有するコードとして確立することが最も重要である。このため、人的、計算機資源の集中的な投入が必要である。

さらに、原型炉に相当する高密度領域での原子・分子過程、エネルギー・粒子反射などの壁への熱流入過程、輻射輸送、中性粒子輸送（温度）に関する基礎データを、定常高密度ダイバータプラズマシミュレータによる基礎実験により取得することが必要である。

これらの基礎データをダイバータシミュレーションコードに取り込み、単純な幾何学的配位である定常高密度ダイバータプラズマシミュレータにおける非接触ダイバータプラズマ実験の完全再現を行い、設定パラメータへの敏感度評価を含めたシミュレーションコードの信頼性を確認する。

非接触ダイバータの動的挙動の解析が可能な非定常シミュレーションコードの開発も進める必要がある。ダイバータプラズマシミュレータにおいて、非接触ダイバータプラズマへのパルス熱負荷印加実験、接触-非接触遷移実験を実施し、開発したシミュレーションコードによる解析結果と比較検討し、コードの信頼性を検証する。

さらに、JT-60SAにおいて早期にタングステン壁での非接触ダイバータプラズマ生成実験を行い、開発されたシミュレーションコードにより、タングステン壁非接触ダイバータプラズマ実験のシミュレーションを実施し、特に形状効果に対するコードの信頼性を最終的に検証する。

## 1. 3 対向材料・機器照射影響

### 1. 3. 1 研究の現状

#### ○タングステン（W）

ITERのD-T運転時及びDEMOにおいては、プラズマ対向材料であるWは先述の熱負荷に加え、核融合反応によって生じる中性子などの粒子線の照射を受ける。原子炉で中性子照射されたW及びW合金の熱負荷試験がPintsukらによって実施されている[A1.3-1]。HFR（High Flux Reactor、オランダ）において200°Cで約0.6 dpaの損傷を与えたタングステンに

対して、ELM を模擬した  $0.26 \sim 1.31 \text{ GW/m}^2$  の熱負荷を 10 サイクル与えた後に、試料表面に形成したき裂の幅を測定したところ、中性子照射材では非照射材に比べき裂の密度が高くなり、き裂間の距離は 1/2 程度に短くなったと報告している。また、き裂の幅も非照射材に比べ照射材の方が短いことが明らかにされている。このようなき裂の密度と幅に中性子照射の影響が認められた原因について、文献中で詳しくは述べられていない。この条件では中性子照射による脆化、熱負荷による加熱の結果としての欠陥の回復、回復した部分におけるき裂発生のメカニズムなど未解明な部分が多く、容易には説明が付かない。材料の照射挙動は温度や照射量だけでなく、熱応力や繰り返しひずみによる疲労の条件によっても異なるため、低温・低照射の損傷がどこまで実機条件を模擬できているかは疑問である。

ダイバータの予想される環境は、図 A1.3-1 のように冷却材温度からプラズマ対向面まで幅広い温度範囲で、大きな温度勾配がある条件で中性子照射をされるという特徴がある。DEMO 炉では定常運転を前提としているので、ELM やディスプレイーションのような非定常で急激な熱負荷は想定しないとしても、起動、停止、寿命期間中でもメンテナンスなどがあれば、定常運転時の温度よりも低い温度でそれなりの応力やひずみの負荷が想定される。

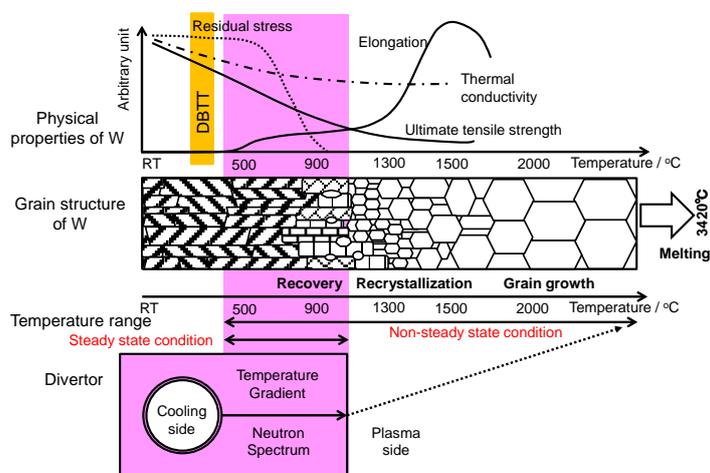


図 A1.3-1 ダイバータタイルにおける使用条件の特徴

があれば、定常運転時の温度よりも低い温度でそれなりの応力やひずみの負荷が想定される。特定の狭い温度領域だけの照射データでは十分な挙動予測とはならないであろう。また、中性子照射挙動は、後述のように照射される温度によって材料中に形成する損傷組織が大きく異なり、従ってそれによる強度や伸びのような機械特性も異なってくる。従って図 A1.3-1 にあるようなダイバータ用の W 部材の中性子照射挙動の予測のためには、冷却材温度で照射されたものに対してはひずみ負荷試験を、対向面付近の温度照射材では熱負荷試験をというような別々な環境での評価が有効かもしれない。

これまでの W の中性子照射挙動の研究は鉄鋼材料にくらべて多くはない。1970 年代のアメリカの宇宙用原子炉の燃料被覆管用材料としての研究があるが、この炉では運転を始めて温度が上がった後は定常的な温度での使用を想定しているためか、高温でのクリープ強度やスエリングなどの特性が調査されている。それによると中性子照射により降伏応力の増加と延性の低下といった機械特性の変化が報告されている。

中性子照射量を定量的化するために使われているパラメータとして中性子によるはじき出し量を表す dpa (displacement per atom) がある。この値は実際に材料中に残る照射欠陥の量を表すパラメータではないが、中性子の照射量に対応したパラメータとして広く使

われている。このはじき出し損傷量は中性子のエネルギーにも依存する。そのため各炉における dpa はそれぞれの炉のスペクトルをもって導くべきであるが、論文に dpa が明記されていない場合もある。そこでこれまで研究に使われてきた下記の原子炉について、計算コード NPRIM 1-3 [A1. 3-24] によって W に 1dpa の損傷を与える中性子照射量を以下に示す。計算に用いた W のはじき出しのしきいエネルギーは 90eV である。これらの例を元にまとめると、多くの炉で Fe またはステンレス鋼の dpa 値を出していることが多いが、はじき出しのしきいエネルギーが 40eV の鉄 (Fe) とくらべると、W の 1dpa はおおむね Fe の 3.7dpa に相当する。

JMTR	$5.7 \times 10^{25}$	n/m <sup>2</sup>	( $E_n > 0.1 \text{ MeV}$ )	(混合スペクトル炉)
HFIR	$6 \times 10^{25}$	n/m <sup>2</sup>	( $E_n > 0.1 \text{ MeV}$ )	(混合スペクトル炉)
Joyo	$8 \times 10^{25}$	n/m <sup>2</sup>	( $E_n > 0.1 \text{ MeV}$ )	(高速中性子炉)

これまでに得られている W の機械特性の中性子照射による変化をまとめる。Rau らは、ORR (Oak Ridge Research Reactor、米国) と ETR (Engineering Test Reactor、米国) で約 70 ° C で最大  $1.2 \times 10^{24}$  n/m<sup>2</sup> ( $E_n > 1 \text{ MeV}$ ) の中性子照射した W の引張試験、およびクリープ試験を行った [A1. 3-3]。中性子照射前後の W の 400 ° C における引張強さ及び伸びの測定で、中性子照射によって降伏応力及び最大引張強さの増加が認められ、その増加量は照射量の増加に伴って大きくなった。その一方で伸びは照射によって低下しており、照射量が高い場合は延性が失われている。クリープ試験については、1100 ° C で負荷荷重を 18.28 kg/mm<sup>2</sup> で一定とした条件下で実験が行われており、中性子照射によってクリープ速度が低下し破断寿命は延びるものの、延性が低下していた。

Gorynin らは SM-2 及び BOR-60 (高速中性子炉、ロシア) で、Rau らよりも照射温度が高い条件で中性子照射を行い、W の降伏応力と伸びの変化を報告している [A1. 3-4]。照射温度が約 330~370 ° C 及び 400~450 ° C で照射量が約  $10^{25}$  n/m<sup>2</sup> 及び  $1.5 \times 10^{26}$  n/m<sup>2</sup> 照射した場合、加工まま 及び 1200 ° C または 1600 ° C で 1 時間熱処理 (再結晶熱処理) した 3 種類の W について中性子照射した。加工ままの W は、中性子照射後に脆性破壊し、破壊応力は中性子照射前の 1/10 程度まで低下した。熱処理した W では、中性子照射によって強度が上がる傾向がみられるものの、加工まま材と同じく脆性破壊している。

Steichen ら及び Krautwasser らは、材料の脆化の程度を示す指標の一つである延性-脆性遷移温度 (Ductile-Brittle Transition Temperature, DBTT) の中性子照射による変化を、中性子照射した W の引張試験及び曲げ試験によって評価している。Steichen らは、EBR-II (Experimental Breeder Reactor-II、米国) において、371~388 ° C で、 $0.4 \sim 0.9 \times 10^{26}$  n/m<sup>2</sup> ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ ) の条件で中性子照射し、種々の温度で引張試験を実施し、降伏応力及び伸びの温度依存性を評価した [A1. 3-5]。中性子照射によって W の降伏応力が増加すると共に、伸びが低下するという結果が得られ、中性子照射によって W の DBTT は 65 ° C から 230 ° C へ上昇したことが報告されている。Krautwasser らは、3 点曲げ試験によって W の中性子照

射による DBTT 変化を評価しており、その照射量依存性を報告している。中性子照射は FRJ2 及び HFR (ベルギー) で実施されており、照射量は最大で  $56 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$  である。やはり W の DBTT が中性子照射量の増加に伴って上昇していた [A1. 3-6]。さらに照射量が  $44 \sim 56 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$  に達すると、W の DBTT は  $880^\circ \text{C}$  まで上昇しており、W が脆性的に破壊する温度域が中性子照射によって高温側へ大きく拡大していた。

延性から脆性に遷移する温度については、引張りや曲げ、衝撃試験法など、試験片の大きさ・形状、ひずみ速度、応力負荷条件などの試験方法によって異なるデータが出てくる。一般にひずみ速度が速いものほどこの遷移温度は高くなる傾向がある。ブランケット構造材料であるフェライト鋼などではシャルピー衝撃試験法で試験片サイズについても標準化が図られているが、W では製法の違いによって素材の大きさや形状、組織の異方性などがあることや、試験温度が室温から数百 $^\circ\text{C}$ まで加熱方法や試験雰囲気 (大気、不活性ガス、真空) などと複雑なため、これまでの研究では試験法がまちまちであり、直接的な比較が困難な状況にある。ただ、いずれの場合も照射前後での比較で DBTT が上昇するという傾向は一致している。試験法の標準化に加えて、実機におけるひずみ速度や応力負荷条件などを定量的に明らかにすることも必要である。

これらの中性子照射による脆化の原因として、はじき出し損傷による照射欠陥の形成と、照射誘起析出物がある。はじき出し損傷によって W 中に形成する照射欠陥としては、ボイドや転位ループがあり [A1. 3-7, 8, 9]、これらの照射欠陥が照射温度に応じた集合体を形成することで脆化が起こることが知られている。また、ボイドが成長する温度での照射の場合、ボイドによる体積増加も起こる。これをボイドスエリングという。タングステンの場合、J. Motolich が EBR-II で  $420\text{--}1050^\circ \text{C}$  の温度範囲で  $5.5 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$  ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ ) (9.5 dpa) の照射後に、浸漬による密度測定で実際の体積変化を測定している。それによると、照射温度が  $700\text{--}900^\circ \text{C}$  でスエリングがピークとなり、1.6-1.7%の体積膨張となることを報告している [A1. 3-10]。この際、W-25Re も照射しているが、こちらは  $900^\circ \text{C}$  までのスエリングが 0.2%と純 W よりも小さくなっていた。なお、この研究では微細組織観察の報告はない。照射量から推察するに、後述する試験片の放射化により観察できなかったのではないかと思われる。

W の中性子照射後の特徴として、上記で述べたはじき出し損傷に加えて核変換が大きいことがあげられる。W では中性子との核反応断面積が熱中性子の領域で中性子捕獲反応 ( $n, \gamma$ ) が比較的大きいため核反応が起こりやすく、さらに生成した核種 (W の同位体) は核的に不安定で比較的短い半減期で  $\beta^-$ 崩壊によりレニウム (Re) やオスミウム (Os) に変わる。その量は原子炉の炉型で異なるが、後述するように dpa 当たりで数%になる場合もある。W の特徴は、この核変換が起こりやすいことに加え、照射下のはじき出し損傷との相乗効果により、通常環境下では見られない照射誘起偏析が起こることである。これまでに報告されている W-Re または W-Os の平衡状態図からは、非照射の熱平衡状態における W 中の固溶限は Re は 26%、Os は 5%程度である [A1. 3-12, 13]。この濃度以下ではこれらの元素を含む

合金は W と同じ体心立方構造の単相で存在することが知られている。しかし、中性子照射下では、核変換量の少ない EBR-II 照射下で W-5%Re 合金でも WRe ( $\sigma$  相) や WRe<sub>3</sub> ( $\chi$  相) の析出を起こすことが報告されていた [A1. 3-14]。このような析出物は照射欠陥集合体と同じように転位のすべり運動を阻害し降伏強度を上昇させる (硬化) とともに、析出物は金属間化合物で脆いために破壊の起点になりやすい。従ってこれらの照射誘起析出物形成によっても硬化がおこり、さらには低温領域での延性低下がおこりやすくなり、DBTT の上昇に至ると考えられている。

核変換はこのような組織変化による機械特性の変化の他に、Re は前述の Motolich の W-25Re のスエリングが小さくなったようにボイドスエリング挙動にも影響する。これまでの Hasegawa らの種々の W および W 合金を JMTR、HFIR といった核変換率の高い熱中性子炉での照射と、高速中性子の多い Joyo の原子炉を使った照射研究により、照射温度 800°C までの中性子照射硬化と損傷組織、核変換元素との関係が約 1dpa までの低線量範囲でほぼ明らかになっている [A1. 3-2, 15, 16]。また Re の照射誘起析出については、核変換率の低い Joyo の結果などから、0.4~1dpa の範囲で 5%程度 of Re 合金から起こることが分かっている。JMTR (Japan Materials Testing Reactor) における 600 ° C および 800 ° C の温度条件での 0.15 dpa の中性子照射による微細組織発達及び照射硬化の調査の結果、形成するボイドの直径と数密度が Re を添加することによって減少することが明らかにされ、それによって W-5, 10, 26%Re の照射硬化量が純 W よりも低くなり、照射硬化が抑制されることが報告されている。これらの結果を元に重照射領域までの組織変化の予測が提案されている [A1. 3-2, 16]。また、純 W 及び W-Re 合金の照射硬化量の損傷量依存性を明らかにし、照射硬化に及ぼす材料因子や照射温度、核変換元素生成の影響について、以下のようにまとめられている。

- ①加工転位が材料内部に存在することで W の照射硬化が抑制される。(転位が格子欠陥のシンクとなって、欠陥の数密度を下げるため?)
- ②Re を添加することで純 W の照射硬化が抑制される。(Re と格子間原子との結合しやすさによる?)
- ③W-Re 合金の照射硬化は約 2 dpa で飽和する可能性がある。(W-25Re では 2dpa 程度でほぼ飽和している) [A1. 3-25]
- ④照射硬化量は、微細なボイドや析出物が高密度に形成するために、500~600 ° C の温度領域で大きくなる傾向がある。(空孔の移動開始温度がこのあたりか?)
- ⑤高速炉照射に比べ、核変換の大きな混合スペクトル炉照射では、核変換生成元素の析出効果によって純 W、W-Re 合金の照射硬化量が大きくなる。(析出硬化か?)

照射中にできる析出物は W の特性を劣化させる傾向があるが、本来は Re は非照射環境下では W の低温での延性を増加させ、DBTT を下げ、一方で再結晶温度を上げ、高温強度を上げるという希少な有効元素である。W の百年に及ぶ歴史の中でも、W の特性をこれだけ高める元素はほとんど見つかっていない。一方で、合金化による熱伝導率の低下は大きい。純

金属に固溶元素を添加していくにつれて熱伝導率が低下するのは金属材料でごく一般的な挙動であるが、熱伝導度の低下は冷却能が必要なダイバータにおいては大きなデメリットとなる（W-3%Re で、室温での熱伝導率は純Wの約2/3、1000℃では約9割）[A1.3-17]。このような照射効果の影響については、前述した照射環境でのみ報告されている5%Re程度からの照射誘起析出の問題は照射後特性の解釈をより複雑にしている。一方、高温になった場合、析出が再固溶する可能性もある。脆化や熱伝導率低下など W-xRe 合金のデメリットばかりが目につくが、Re 本来の W の粒界強度や延性発現効果が、照射欠陥集合体が消滅する可能性のある高温では現れてくる可能性も否定できない。

#### ・W の材料改質について

現存する純 W 材料の他に、結晶粒径微細化や結晶粒方位調整などの組織制御あるいは合金元素添加による母相の特性改善や粒界化を使って、(1)DBTT を下げ低温脆性を抑制、(2)再結晶温度の上げ再結晶脆化を抑制、(3)高温強度増加による高温領域での割れ抑制、などを図った W 材料の開発と、それらの材料を含めた中性子照射研究も並行して進めることが必要であろう。そのための知見として、Kurishita による W に TiC を加え、MA (Mechanical Alloying) と TiC による粒界強化を図った微細で安定な結晶粒をもつ W 合金の低温での延性発現[A1.3-18]や、これらの W 合金を高温で超塑性加工を施した材料など[A1.3-19]が参考になる。この他にも大型試料の製作が可能な方法の1つで電球のフィラメント用材料として使われている K ドープによる微小粒 W 合金の室温近傍領域での延性発現などがその鍵となる[A1.3-20]。元々、微小粒組織と結晶粒界上への炭化物、酸化物、あるいは K バブルの分散析出は高温での粒界すべりを抑制して高温強度を上げることが知られている。これらの材料についての照射挙動はまだ約 0.5dpa 程度までしか調べられていないが、純 W とほぼ同じ組織変化と硬さ変化を示している[A1.3-21, 22]。現在までの照射データからこれらの材料の延性発現や伸びなどを予測することは困難であるが、純 W にくらべて劣化する方向ではないことから、W の照射下での脆化抑制の1つの方向を示していると考えられる。固溶型の合金元素については、Re と Ir のみが延性低下を抑制することが知られており、他の元素では難しい可能性が高い。Re は中性子照射環境下では、遅かれ早かれ W 中に形成されるものの、5%程度で析出と析出硬化が起こることから、仮に添加するとしてもあまり多くは添加できないであろう。Ir 添加の W 合金については照射データはこれまでに報告されていない。

結晶粒が W の脆化の主な原因であることから、W から結晶粒界をなくす、つまりダイバータブロックそのものを単結晶化するという考え方もある。超高純度材には室温で延性を示すものもある。また現実に二次再結晶法（再結晶温度よりもさらに高温での結晶粒成長法）での数センチメートル程度の巨大結晶粒組織も製作されている。しかし、これらは W が高融点のため製造時に 2000℃以上、場合によっては融点（3410℃）以上の高温プロセスが必要となるため、電気代など製造コストがかかりすぎることや、残留した島結晶がき裂の発生源になる可能性がある。これらの単結晶または巨大結晶でも DBTT はある。場合によって

は引張りや曲げ試験などにおいて室温で延性を示す場合もある。しかし、ダイバータ機器部材として形状調整や表面研磨のための室温でのグラインダー研削などの加工を行った場合、局所的に大きなひずみや応力が加わる場合があり、そのような場合に結晶中の劈開面に沿ってガラスのような劈開破壊（脆性破壊）を起こす。大きな結晶の場合には、このような局所ひずみや欠けなどによりき裂が入った場合には、き裂進展を止める障害物がないので、瞬時に脆性的に破壊する可能性があり、ダイバータ機器への使用は現実的ではないと考える。

#### ・原子炉での照射の可能性と炉の選択

ここで材料の中性子照射に関わる原子炉について考えてみる。原子炉中での W の核変換反応は主に熱中性子によって起こる。JMTR（日本）、HFIR（米国）、HFR（オランダ）などの一般的な材料試験炉（水冷却炉）は、MeV 領域のエネルギーをもつ核分裂中性子に加えて水によって減速された熱中性子も多い混合スペクトル炉である。これらの炉におけるはじき出し損傷量 (dpa) あたりの W の核変換反応の割合は、1dpa 以下の領域では約 10%/dpa である。これは純 W を 1dpa 照射するとおおよそ W-10%Re 合金になると言うことを示す。一方、JOYO（日本）や EBR-II のような高速中性子実験炉（Na 冷却炉）では、中性子が減速されにくく熱化しにくいいため、核反応率は 1%Re/dpa 以下である。核融合炉もダイバータで予想されている核変換率は 0.2%Re/dpa とかなり小さい。核融合炉の環境を模擬した照射実験をするならば、W の場合、できるだけ高いエネルギーを多く持つ高速中性子炉での照射が必要である。一方、さらにエネルギーの高い 14MeV の核融合中性子の場合は、上記の (n,  $\gamma$ ) 反応だけでなく数 MeV 以上で顕著になる (n,  $\alpha$ ) や (n, p) 反応による水素やヘリウムという元素による影響も考えなければならない。しかし W の場合、Fe 等にくらべるとこれらの断面積は小さいことから、高エネルギー中性子照射によって W 中に発生する He は、ダイバータの寿命終期の 15dpa でも約 10appm と比較的少ないと試算されている [A1.3-23]。現在、ブランケット構造材料である低放射化フェライト鋼における 14MeV 中性子の影響の確認のために強力中性子源 (IFMIF) 照射が計画されている。照射影響による粒界脆化抑制が必要な W においても、粒界に蓄積しやすい He によるヘリウム脆化などが危惧される。本来ならば W も IFMIF での 14MeV 中性子照射を目指すべきであるが、それ以前に鉄鋼材料にくらべて圧倒的に照射実績の少ない W においては、1dpa 程度の低照射領域からの照射欠陥や核変換析出物による DBTT 上昇や低温脆化発現が危惧されていることから、まずは原子炉、特に核分裂による高速中性子を使った挙動把握や対策材料の評価が優先されるべきと考える。

#### ・原子炉での中性子照射によるデータ取得についての検討。

これまで得られた、そしてこの 2~3 年の内に日米協力での HFIR 照射や、米国での小型キャプセル照射試験片の照射範囲をプロットしたのが図 A1.3-2 である。しかし、ダイバータや第一壁で想定されている照射量は、図中の矢印で示すようにさらに広い。これを今後

どのように埋めていくかは大きな課題である。現在、日本国内では 1dpa 以上の損傷量を与えられる材料照射に供せる原子炉は稼働していない。JMTR や HTTR は高い照射温度の実験は可能であるが、W で 1dpa まで照射するには数年かかり、なおかつ熱中性子を多く含む混合スペクトル炉であるため、前述のように 1dpa あたり 10%近い Re が発生する。図 A1.3-3 は世界的にみた研究炉の高速中性子束と熱中性子束のデータである。BR-2 や HFIR などの材料試験炉も混合スペクトル炉であり、近々に DEMO を想定した 10dpa 以上の重照射はかなり困難である。熱中性子遮蔽を行うキャプセルの照射も計画されているが、熱中性子遮蔽材の効果が持続しないため、1～2dpa 程度で一度キャプセルから試験片を取り出し、この強放射性の試験片を新たなキャプセルに再装荷し、照射をするなどの新たな作業が必要となる。

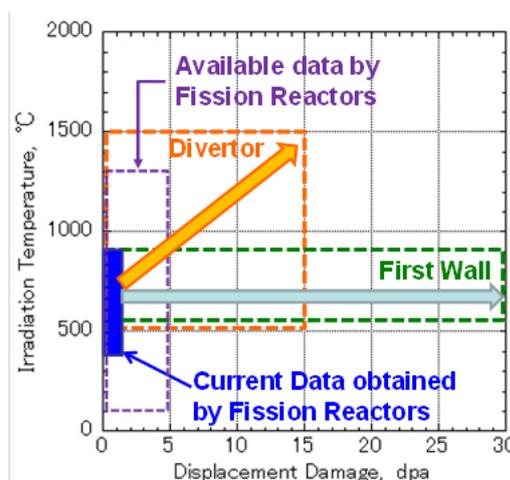


図 A1.3-2 これまでの照射データと核融合炉で必要とされる照射条件の範囲

はじき出し損傷を与えるのが高速中性子であることを考えると、強力中性子源を除くと、核融合炉用の W の照射環境に最も適しているのは Na 冷却の高速中性子炉である。国内では Joyo であり、国外では BOR-60 (ロシア) などである。Joyo は国内にあり、照射キャプセルの取り出し機構のトラブルで東日本大震災前から停止していたが、これらの修理は終わっている。現在は新規性基準にもとづく原子炉の審査への対応で停止しているが、今後研究炉として再稼働できるのであればこの使用がもっとも有効である。

材料照射はただ単に試験片を原子炉に入れれば済むというものではなく、照射キャプセルによる照射条件の評価がどれだけ正確にできるかが重要である。原子炉のキャプセル中の照射雰囲気、照射温度、中性子スペクトルが正確に評価できないと照射データの精度が疑われてしまう。そのため、照射キャプセル作りの技術や経験、そして実績も重要である。Joyo の場合、JAEA による高速増殖炉用に中性子照射した小型試験片による機械特性評価や熱伝導特性評価、そして照射量および照射温度評価など既存技術や実績を活かすことができる。年間の照射期間にもよるが、照射量も材料試験領域で年間 1.5dpa 程度、炉心の燃料領域ならば、年間で 2～3dpa 程度が期待できる。照射温度については、冷却材の Na の温度で決まるが低温側は 450°C、高温側は 750°C の範囲が現実的である。Na と W の共存性については、W が宇宙用高速炉用被覆管として想定されたことや、これまでの試験の結果からも、腐食などの特に大きな問題はないと考えられる。800°C を超える冷却材温度よりも高い温度での照射については、ヒーターまたは加熱による発熱体、あるいは温度制御付きキャプセル照射等が考えられるが、いずれも新たな技術開発が必要となり、当然コストも増加する。高い dpa まで照射した試験片は高い誘導放射能を生ずるが、これらを取り扱える

ホットセルも Joyo のある JAEA 大洗にある。さらに照射後試験のための試験片の長距離輸送を必要とせず、効率的に研究を進められると考える。国外炉の利用についても検討すべきであるが、その場合、中性子束だけでなく照射キャプセルの条件評価手法の精度や、照射後試験設備や手法についても含めた総合的な検討が必要である。

次にダイバータ機器全体の機能の確認としての 25mm 角程度の大型ブロックの照射における課題を検討する。この場合、W の重量・体積が大きくなるので、炉内の  $\gamma$  線を吸収することによる  $\gamma$  発熱が問題となる。 $\gamma$  発熱は照射試料の原子量におおむね比例して大きくなるため、W の場合、特に検討が必要となる。ダイバータ形状のブロック試料自体は Na にどぶ漬にすれば冷却できる可能性があるが、発熱による温度上昇の評価および周辺試料や炉内機器への影響の評価が必要である。 $\gamma$  発熱により部材の中心部の温度が高くなるが W は金属のため熱伝導がよいため、ほぼ均一な温度分布になると想定され、図 A1.3-1 のような運転中のダイバータにおける温度傾斜を実現することは難しいと考える。また大型試験片の場合、重量に比例して放射化も大きくなるため、安全上ホットセル内での試験が必須となる。そのためには加熱試験装置全体をホットセル内に持ち込むことになる。また熱負荷試験により試験片が溶融するような場合には、放射化物飛散の影響などをあらかじめ評価しておくことが肝要である。これらは照射後試験のコストを引き上げる原因となるので注意が必要である。原子炉での照射試験については、照射そのものの可能性、照射の費用、照射に伴う新たな技術開発、照射後試験の安全性の評価などを勘案して、(1) 素材の微小試験片による重照射による基本特性の評価を行って、その後(2) 大型試験の照射と段階を踏むことが現実的であろう。

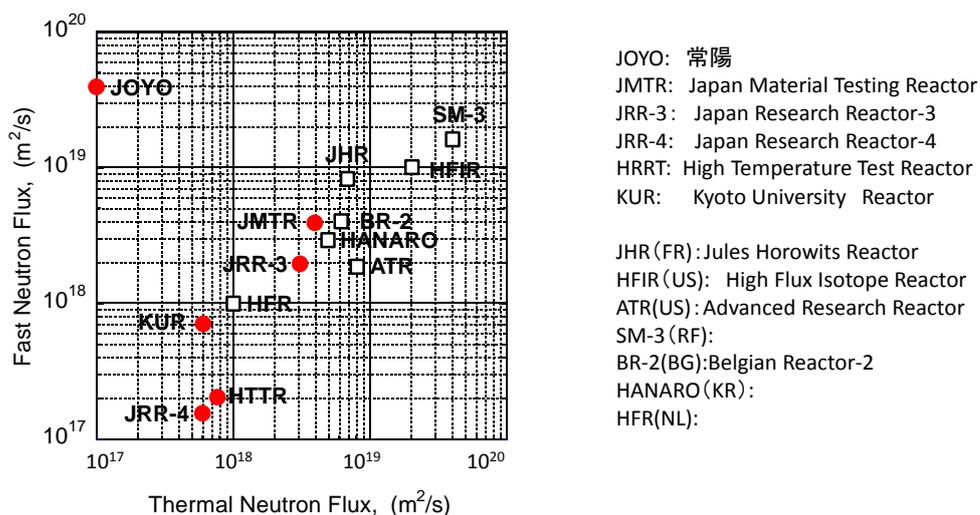


図 A1.3-3 世界の研究炉の中性子束条件 (平成 19 年 東北大学金研大洗での研究会資料より抜粋)

○銅合金 (CuCrZr)

ダイバータの冷却管材には、大きな入熱に対する高い除熱性能と、結果として生じる大きな熱勾配に起因した熱応力に起因した負荷に耐える強度が要求される。これまで候補材として高熱伝導性を有する銅合金および耐熱性と耐照射性を併せ持つ低放射化フェライト鋼が候補材として検討されている。

銅合金に関しては、特に ITER ダイバータ等のヒートシンク材としての用途を想定して 1990 年代後半にかけて数多くの研究が行われており、強度と熱伝導性、耐照射性の観点よりアルミナ分散強化銅である GlidCop と時効析出強化銅である CuCrZr 合金が有力な候補材となっているが、現時点ではコストと破壊靱性の点で優れる CuCrZr 合金が第一候補材となっている。CuCrZr は一般的な製品として入手可能な合金であるが、各国の規格に合わせて Cr が 0.4~1.5%、Zr が 0.03-0.25% と比較的幅広い組成を持った製品となっている。CuCrZr 合金では、Cr および Zr の添加による微細で均一な析出物の形成が高強度および延性に寄与する為、その強度特性は組成および熱処理工程に因るところが大きい。更に、CuCrZr 合金は金型鋳造により溶製されるが、冷却速度の低下に伴い凝固組織が粗大化し、晶出物の局在化によって製品品質が不均一になる事が課題とされる。従って ITER グレードでは組成範囲および熱処理条件が更に細かく規定されている。また、CuCrZr 合金は接合に伴う入熱によってその強度特性が損なわれる可能性があるため、接合温度の最適化および冷却速度の制御 ( $>50^{\circ}\text{C}/\text{min}$ ) が要求される。

CuCrZr 合金の中性子による照射影響は、その温度に大きく依存する。これまでの核分裂炉を用いた照射研究により、照射温度が  $150^{\circ}\text{C}$  以下では 0.1dpa といった低い照射量でも顕著な照射硬化が見られ、それに伴う加工硬化能の低下と一様伸びの喪失が明らかとなっている。一方、 $300^{\circ}\text{C}$  より高温では、析出物の成長や粒の粗大化に伴う照射軟化が確認されている事と、 $250^{\circ}\text{C}$  近傍の照射温度では硬化および延性劣化が比較的小さい事より、想定使用温度は  $250\sim 300^{\circ}\text{C}$  以下とすべきと考えられる。銅合金の破壊靱性に係わる照射影響については、これまであまり多くの研究が為されていないのが現状であるが、引張強度特性の顕著な劣化に反して照射温度約  $80^{\circ}\text{C}$ 、1.5dpa の照射量でも破壊靱性値は大きく低下しない ( $J_0 > 200\text{kJ}/\text{m}^2$ ) 事が報告されている。CuCrZr 合金の照射クリープに関するデータはほぼ皆無であり、fcc 金属では顕著な低温照射クリープが生じることが明白であることから今後照射クリープおよびクリープ疲労に関するデータの取得が喫飯の課題といえる。ボイドスエリングについては純銅に比べて非常に良い耐性を示し、照射温度  $\sim 415^{\circ}\text{C}$ 、150dpa の照射量でも 2% 程度である事が確認されている。Ni および Zn 等の核変換生成元素の影響については評価が少なく、特に Ni は強度および熱伝導特性への影響が大きいと考えられ、今後評価していく必要があると考えられる。

#### ○低放射化フェライト鋼 (F82H)

低放射化フェライト鋼については、日本で開発が進められる F82H (Fe-8Cr-2W-0.2V-0.04Ta-0.1C) 等がブランケット構造材料として開発が進められており、製造実績やデー

データベースの拡充が図られている。その高温強度は一般的に利用されている耐熱鋼 (Grade91) 並の強度を示しているものの、本質的に熱伝導率は銅合金の 1/10 程度しかないため、想定使用温度内 (550°C以下) に制限した場合、熱負荷条件によっては非常に薄い円管しか設計上成り立たないことになる。これは、ステンレスと比べて耐蝕性に劣る 8Cr 系フェライト鋼の使用を想定する上で十分な腐れ代を確保できないことを意味する。Fe 基合金の熱伝導率は Cr 量が支配的であり、その Cr 添加量増加とともに熱伝導率は低下するため、例えば 2-1/4Cr-1Mo 耐熱鋼 (Grade22) ベースの低放射化フェライト鋼を検討する等以外に熱伝導率を向上させることは難しい。

低放射化フェライト鋼 (F82H) の中性子照射影響は、板材についてのデータベースが整備されており、強度影響については一般的に 350°C以下では顕著な照射硬化、脆化、および延性喪失を示す一方、400°C以上では軟化または緩やかな硬化と、延性喪失を示す。ただし、真応力-真ひずみ解析では塑性伸びおよび加工硬化を比較的高照射量まで示していることから、本質的な延性喪失には至っておらず、塑性拘束条件次第では靱性劣化も構造的に緩和できる余地があると考えられている。照射下 (照射後) 腐食挙動についてはデータが一切ない。ボイドスウェリングについては、核変換生成 He および H が生じる環境では 420~430°C近辺にスウェリングピークを有すると考えられおり、その温度では 20dpa 近傍までは顕著なスウェリングを示さず、その後 0.1~0.2%/dpa のスウェリングを示すと考えられている。また核変換反応により Fe から Mn、W から Os、Re が生成され、これらが固溶することが予想されているが、それらの熱伝導率に対する影響については明らかになっていない。これらの照射後特性変化評価はすべて板材に対するものであり、管材については非照射データも含めて殆どデータベースが整備されていない。

銅合金および低放射化フェライト鋼共通の課題として、対向材 (W) との接合課題が挙げられる。ITER ダイバータでは無酸素銅によるろう付け接合が用いられているが、核融合中性子照射環境で使用する場合には適切でないことが予想される。低放射化フェライト鋼 (F82H) と W の接合についても様々な技術の可能性についての検討が進められている段階にとどまっている。

### 1. 3. 2 原型炉に向けた研究課題

ダイバータブロックの材料となる W については、既存の材料と問題点を改良すべく作製した材料について、強度・伸びなどの機械特性だけでなく、組織安定性や熱伝導率などダイバータ挙動予測に必要なデータを、非照射・照射材において系統的に取得する必要がある。まず、現有の純 W において (いわゆる「ITER グレード」というものがあるが、これは単に厚板の W の工業的規格の最低限の要求仕様のようなものであって、これを満足しているからといってどれも ITER 条件で使える材料である、というお墨付きではなく、さらに加工プロセスも含めた組織安定性や均一性を注意深く考えて製造したものでなければならぬ)、低照射量であっても、可能な限りの照射温度条件で照射特性データを系統的に取得し

ておくことであろう。

材料開発においては、その機器材料が使用される環境条件の明確化（数値目標）が必要であり、それにどれだけ耐えられる材料ができたか否かが材料開発の成果となる。前述のように、W では(1)DBTT、(2)再結晶温度、(3)高温強度などを目安として開発を進めることになる。DBTT は室温以下は不要であるため室温が目安となる。必要なのは高温側の温度設定である。ダイバータ機器用材料の開発においては、熱負荷の結果、何度での照射にどれだけ耐えられるか、発生する熱応力やひずみはどの程度になり、それに対して〇%以上の変形をしないこと、あるいは破壊しないこと、あるいはき裂が入っても冷却ができダイバータが崩壊しなければよい、といった要求仕様の明確化が必要である。DEMO 炉の場合、非定常熱負荷への耐性をこの開発目標に入れるか否かも判断する必要がある。ITER などでは ELM などの非定常熱負荷は避けられないとしても、その後の DEMO 炉でもこの非定常熱負荷（熱負荷の頻度と最大熱負荷）を想定し、それに機器の寿命期間耐えるものを開発する、というのは現実的ではない。通常の純 W ではおおよそ 1100℃程度から再結晶が始まる。目標とする再結晶温度を 1500℃とするか、2000℃とするか、また再結晶は拡散が関わる問題なので、温度の保持期間も必要である。「〇〇℃で、定常で〇年間保持でも再結晶しない、あるいは粒界脆化を起こさない、」といった目標値の明確化が必要であろう。

以上のことから、原型炉に向けた W および W 材料の研究課題は以下のようにまとめられる。

(A) C&R までに ITER にも使われる純 W 材料で、従来手法により不純物などを制御し、注意深く結晶粒などの組織を制御するように配慮した粉末焼結と高温加工を用いて作製されたものについて、機械特性、再結晶挙動、熱特性、水素吸蔵、クリープなどの時間依存の劣化挙動とそれらへの照射影響（1～2dpa 程度まで）を新たに取得あるいは既存データをまとめておくことが必要である。また、いくつかの新材料について、改良ポイントとそれによる材料特性の改善可能領域の目安を明確にする。炉設計の観点からもダイバータプラズマとの関係を整理し、想定されるダイバータにおける使用温度の上限を定量的に明確にする。これについては冷却管も含めたダイバータ機器全体の仕様に関係するので、総合的に検討した上で、ダイバータ機器としての設計案の明確な目標を定める。その上で改良すべき材料特性の目標値と、さらに開発が必要な部分を明かにする。また、原型炉で想定されるはじき出し損傷（15～30dpa）を与えられる原子炉中性子照射場の確保と、照射キャプセル開発および予備的な照射実験を開始しておく。

(B) 移行判断までに、改良材料も含めて原子炉を使った照射特性データの取得を進め、原型炉想定条件をクリアした W 材料が開発できたか否か（あるいは開発可能性が期待できるか否か）、性能が不足の場合どこまでならばダイバータとしての機能を保てるかを判断する。

(C) 原型炉建設までには、移行判断で確定した材料を使った設計に対応した工学設計を進め、併せて核融合中性子照射データベース整備も進めて、使用可能温度範囲、および照射量範囲を決定する。

ダイバータ冷却管材の開発においては、諸特性に対する照射影響を明確にすることと平行して、設計上想定される負荷を明確に定義することが必須である。特に何らかの延性劣化や靱性低下は避ける事ができない条件で使用されることもあることから、各材料の照射劣化の特徴を理解したうえでの設計の検討（構造的制約による条件緩和等）が平行して検討されることが重要である。照射データ取得にあたっては、照射場相関、特に核変換生成元素の影響に注意する必要がある事より、熱中性子による影響を考慮した比較・検証実験を行う事が重要である。

原型炉に向けた冷却管材料の研究課題は以下のようなになる。

- (A) C&R までには引張特性、照射クリープ、熱伝導特性に係わる中性子照射データの取得、および W との異材接合部評価を最優先課題とする。設計の観点からは、負荷条件と照射劣化許容条件を検討する。平行して CuCrZr 合金を使用した場合の組織学的観点による強度および照射応答に係る研究を進め、耐照射性向上の可能性を検討する。F82H については、管材のデータベース拡充をすすめる。C&R 時には、設計案および材料開発目標を定める。
- (B) 移行判断までは、C&R 段階での判断にもとづき、設計案に基づく構造体試験をすすめるとともに、CuCrZr 合金、F82H (管材) および W との異材接合部の照射データ拡充、あるいは耐照射性向上にむけた開発を推進し、移行判断時には最終的な候補材および設計を確定する。
- (C) 原型炉建設までは、移行判断で確定した材料および設計に対応した、工学設計活動を推進するとともに、核融合中性子照射データベース整備を進め、これら元に最終的な使用可能温度範囲および照射量範囲を決定する。

### 1. 3. 3 今後の研究方針

現有のダイバータ用 W の重照射領域でのデータ取得のための原子炉照射試験の開始と、併せて原型炉で余裕を持った温度条件での運転を可能とする、(1) より高い再結晶温度、(2) より低い DBTT (3) より高温強度が高いものを開発し、非照射試験によってそのいくつか候補を絞って、純 W とともに同時進行で中性子照射を進めていくことである。国内でみるならば Joyo が再稼働した場合、世界的にみてもその有力な照射装置の 1 つとなる。

ダイバータ冷却管に関しては、設計上（構造上）の制約（条件）を明確にすることで、どのような特性が重要になるか分析することが最優先で検討すべき課題である。そのうえで、どのようなデータから拡充すべきか判断する。

また、W との異材接合部について、照射効果を含めた探索的な検討をすすめるべきと考え

られる。

#### 参考資料 1. 3章 参考文献

- [A1.3-1] G. Pintsuk et al., 22<sup>nd</sup> IEEE/NPSS Symposium on Fus. Eng. SOFE 07 (NM, USA, 17-21, June 2007)
- [A1.3-2] A. Hasegawa et al., Presented in TMS-2015, J. Nucl. Mater., (in press)
- [A1.3-3] R. C. Rau et al., J. Nucl. Mater., 24 (1967) 164-173.
- [A1.3-4] I. V. Gorynin et al., J. Nucl. Mater., 191-194 (1992) 421-425.
- [A1.3-5] J. M. Steichen, J. Nucl. Mater., 61 (1976) 13-19.
- [A1.3-6] P. Krautwasser et al., 12<sup>th</sup> International PLANSEE Seminar (1989) 673-681.
- [A1.3-7] V. K. Sikka and J. Moteff, J. Appl. Phys., 43 (1972) 4942-4944.
- [A1.3-8] R. C. Rau and J. Moteff, Rad. Eff. 8 (1971) 99-105
- [A1.3-9] R. C. Rau, et al., J. Nucl. Mater., 33 (1969) 324-327.
- [A1.3-10] J. Motolich et al., Scripta Metallurgica, 8 (1974) 837-842
- [A1.3-11] T. Noda et al., J. Nucl. Mater., 258-263 (1998) 934-939.
- [A1.3-12] Binary Alloy Phase Diagram 2<sup>nd</sup> ed., vol.3 Thaddens B, Massalsiki et al. Ed. (1990)
- [A1.3-13] A. Leach et al., Powder metallurgy 10 (1967) 174-191
- [A1.3-14] R. K. Williams et al., Metall. Trans. A, 14A (1983) 655-666.
- [A1.3-15] A. Hasegawa et al., Mater. Trans., 54 (4), 466-471 (2013).
- [A1.3-16] A. Hasegawa et al., Fusion Eng. Des., 89, 1568-1572 (2013).
- [A1.3-17] A. Hasegawa et al., Fusion Engineering Conference 2014, St. Petersburg, Russia
- [A1.3-18] H. Kurishita et al., J. Nucl. Mater., 398 (2010) 87-92
- [A1.3-19] H. Kurishita et al., Materials Sci. & Eng. A477 (2008) 162-167
- [A1.3-20] M. Fukuda et al., Fusion Sci. & Tech., 68 (2015) 690-693
- [A1.3-21] M. Fukuda et al., J. Nucl. Mater., 449 (2014) 213-218
- [A1.3-22] M. Fukuda et al., J. Nucl. Mater., 442 (2013) S274-S276
- [A1.3-23] A. Robinson et al. UWFD-1378
- [A1.3-24] S. Shimakawa, N. Sekimura, Proc. the 2002 Symposium on Nuclear Data, (2003) 283-288
- [A1.3-25] A. Hasegawa et al., J. Nucl. Mater., 417 (2011) 491-494

#### 1. 4 ダイバータプラズマシミュレーション

##### 1. 4. 1 研究の現状

##### ダイバータシミュレーションコードの開発状況

ダイバータシミュレーションでは、プラズマ、中性粒子、不純物、壁の相互作用を取り扱う必要があるが、各々の特性・物理過程が異なるため、単一モデルで取り扱うことは難しい。そのため、各々に適したモデル化を行い、それらを結合した統合モデリングが国内外で進められている。主に計算コストの観点から、SOL・ダイバータに

おけるプラズマ輸送については2次元流体モデル、中性粒子については原子分子過程やダイバータ幾何形状効果を取り入れるためモンテカルロ法を用いた粒子モデルが用いられる場合が多い。統合ダイバータシミュレーションでは、これらのモデル間でイタレーションにより相互にパラメータを交換し準定常解を得る。非定常モデルを実装したコードも存在するが、今のところ統合コードとしての解析例はそれほど多くない。統合ダイバータコードとしては、海外では SOLPS(5.0, 5.1, SOLPS-ITER)、EDGE2D-EIRENE、UEDGE、EMC3-EIRENE 等が開発されており、国内では原子力機構において SONIC が開発されている。SOLPS コードはドリフトを始め多くの詳細物理モデルが考慮されており、世界的にも最も広く用いられているダイバータシミュレーションコードである。これまで複数バージョンが並行で開発されていたが、近年、それらが統合された SOLPS-ITER がリリースされた。SOLPS コードは様々な装置の実験データとの比較結果も豊富で信頼性も高い一方、計算コストが課題であり、ITER ダイバータの場合、1 ケースの計算に数ヶ月要すると言われている。SONIC コードは、海外コードでは流体モデルで扱われる不純物輸送についても運動論効果や壁との相互作用を取り入れやすいモンテカルロ粒子モデルを用いている事が特徴である。また、並列計算機に最適化されており、典型的な原型炉ダイバータの解析では IFERC-CSC HELIOS 計算機において 500 コアを用いて 50~150 時間程度（ジョブ待ち時間は除く）で準定常解が得られ、パラメータサーベイに向いている。

#### ダイバータシミュレーション結果と実験データとの比較

実験データとの比較は、特に欧州において、JET-ILW や ASDEX-U を対象として、SOLPS や EDGE2D-EIRENE を用いた詳細な比較が精力的に行われている。低リサイクリング～高リサイクリング状態では、定性的には実験データの傾向をよく再現できている。また、定量的にもかなり再現度の高いシミュレーション結果が得られているケースもあるが、そのような場合、磁力線垂直方向の輸送係数や境界条件他、いくつかのパラメータについてケースバイケースで調整が必要なようである。国内においては、SONIC を用いて主に JT-60U を対象としたモデリングが進められている。SONIC の標準的なパラメータを用いた解析では、赤道面の分布は実験データを比較的よく再現できる一方、ダイバータでは低温・高密度な結果が得られる傾向にある。輸送係数、化学スパッタリング率、第一壁の粒子反射係数等の調整により実験データの再現性は向上すると考えられ、現在解析が進められている。ただし、SONIC だけでなく欧州のケースも含め、実験データを定量的に再現するためには、いくつかのモデルパラメータを調整する必要がある。原型炉ダイバータの予測解析に向けては、そのようなパラメータについて、これまでの知見に基づく外挿、物理的知見に基づいたモデル化、もしくは、感度解析による解析結果への影響の度合いの把握等を行い、ケースごとのパラメータ調整を減らしていく必要がある。

デタッチダイバータについては現状では理解がまだ不十分であり、シミュレーションでも磁力線に沿ったエネルギーおよび運動量の損失は現れるが、特に実験で観測されるようなイオン束の大きな損失について再現が難しい状況である。トカマク実験では、SOL 密度が増加、もしくは、不純物放射パワーの増加により非接触ダイバータが形成されると、ダイバータ板へのイオン粒子束が大幅に低下する。しかし、低～高リサイクリングの実験データをリファレンスとしてあらかじめモデルパラメータを調整しておき密度スキャンを行った予測シミュレーションでは、SOL 密度を増加させていっても、ダイバータへのイオン粒子束の低下が小さい、低下そのものが起こらない、もしくは、粒子束の低下は再現できるが実験で観測されるような内外ダイバータにおける粒子束低下の非対称性を再現できない、等、課題が多い。また、同じ装置を対象として異なるシミュレーションコード（物理モデル）を用いた場合に結果が異なるだけでなく、同じシミュレーションコードであっても、装置が異なると再現性が異なり、非接触ダイバータプラズマの理解には、シミュレーションコードの開発と合わせて実験的な研究も必要である。また、モデル改善のためには、上述のとおり装置によっても再現性が異なるため、コード間比較と合わせて装置間比較も積極的に進めていくことが重要と考えられる。

#### プラズマ-壁相互作用（特に金属壁不純物）モデリング

原型炉では、第一壁・ダイバータのアーマ材としてタングステンが候補として考えられている。海外のダイバータコードでは不純物も燃料プラズマと同様に流体モデルで扱うことが多い。しかし、タングstenは最大価数が大きく、各価数について粒子と運動量の保存式が必要になるため、流体モデルではメモリや計算時間等の計算コストが増大し、その利点は小さくなる。一方、モンテカルロ法を用いた粒子コードでは、多くの電離状態の扱いが容易なことや、運動論効果を考慮しやすいこと等が流体コードに対する利点である。さらに、慶應義塾大学で開発されている IMPGYRO コードでは旋回中心近似を用いず粒子軌道を直接解くことができるため、低 $Z$ 不純物に比べてラーマ半径の大きなタングstenの輸送解析に向いており、タングsten不純物の解析で重要となるプロンプトリディポジションも自然に取り扱うことができる。さらに IMPGYRO コードでは、2体衝突近似モンテカルロコード（EDDY、徳島大学）と結合することでさらに詳細なプラズマ-壁相互作用（例えば、壁への入射粒子の角度・エネルギーに対するスパッタリングされた不純物粒子の出射角度の依存性、等）を考慮することも可能である。IMPGYRO コードは SOLPS コードとの統合を念頭に開発が進められてきたが、最近 SONIC コードの出力も利用できるようコード開発が進められており、ダイバータの寿命予測、SOL・ダイバータプラズマとの自己無撞着な解析が可能になる見込みである。

## 炉心プラズマ輸送コードとの結合

ダイバータコードでは、主として SOL・ダイバータ領域を解析対象とするが、セパトリティクス内側のポロイダル非対称性を取り入れるために、通常  $r/a=0.90\sim 0.95$  あたりまでを解析領域として境界条件を与えており、ダイバータコードで得られる解は必ずしも主プラズマと整合していない。主プラズマと SOL・ダイバータプラズマは相互に強く関係するため、ダイバータコードと主プラズマ輸送コードとの結合が必要となる。ITER ではダイバータ形状が決定しているため、SOLPS コードを用いて作成したデータベースを主プラズマ輸送コードで用いることで整合性の確認を行っている。一方、原型炉ではダイバータ形状はまだ決まっていないため、整合性の確認には主プラズマ輸送コードとダイバータコードの直接的結合が必要となる。SONIC コードでは、主プラズマの 1.5D 輸送コード TOPICS-IB との結合はすでに行われているが、主プラズマにおける不純物輸送モデルはまだ統合されていない。現在、不純物輸送モデルも組み込んだ統合コードを開発するために、MPMD (Multiple Program Multiple Data) システムへ SONIC コードの再構築作業が進められている。

### 1. 4. 2 原型炉に向けた研究課題

(A : 中間 C&R まで、B: 移行判断まで、C: 原型炉建設まで (あるいはそれ以降))

#### (1) 非接触ダイバータモデリング (A/B)

- ・ 現在のダイバータモデルでは非接触ダイバータの再現は不十分。非接触ダイバータによるイオン粒子束の低減及びその内外ダイバータ非対称性の再現に目処を付けることとその予測精度向上は最優先課題と考えられる。
- ・ 既存トカマク装置等で観測されている非接触ダイバータの再現 (A)
- ・ 詳細な物理モデルの実装、モデルパラメータの外挿性を向上させる等、ダイバータコードによる非接触ダイバータの予測精度の向上 (B)

#### (2) ダイバータモデルの改良

- ・ ダイバータシミュレーションにより実験データを再現し、信頼性を向上させるために、シミュレーションコードの改良を行う。
- ・ Sensitivity Analysis (A) : Sensitivity Analysis を行い、結果に影響を及ぼす重要なパラメータや物理モデルについて明らかにし、モデル開発の優先順位を検討する。

以下は現時点で必要と考えられるコード開発項目例。実際には、実験結果の検討や Sensitivity Analysis の結果に基づき、開発項目・優先順位の検討を行う必要がある。

- ・ 径方向輸送モデル (A/B) : 径方向輸送モデルで必要となる拡散係数は入力データとなっているが、現在のところ、経験、もしくは、実験データを再現できるように分布も含め調整されており、原型炉に対する外挿性は不十分。実験デ

ータに基づく輸送パラメータの検討 (A/B) と、外挿可能な予測モデルの開発 (B) が必要。

- プラズマドリフト・モデリングの導入と SOL プラズマ流の再現 (B) : プラズマドリフトはトーラス磁場形状でのプラズマ輸送 (内外ダイバータ非対称性や SOL プラズマ流の発生など) に寄与しており、SOL プラズマ流は、特に不純物の磁力線に沿う輸送等に重要である。海外コードではドリフトを考慮しているが実験データの再現性は不十分。国内の SONIC コードにおいてもドリフトの導入を進めると共に、プラズマ流を再現するための機構解明が必要。
- 原子分子過程モデルの高精度化 (B) : 非接触ダイバータの再現には分子過程が重要との報告もあり、原子分子過程データベースの高精度化に加え、必要に応じて詳細な原子分子モデルの導入が必要。
- 第 1 壁への熱・粒子輸送モデリング (B) : 現在のダイバータコードでは内外ダイバータ間をつなぐ SOL での輸送を計算しているが、その外側 SOL から第 1 壁まではプラズマを解いてはいない。ダイバータターゲット以外での粒子リサイクリングや不純物の発生・輸送・再堆積過程をモデル化し、ブランケットへの熱・粒子負荷の評価や炉内粒子バランス等を検討する上で必要。
- 非定常化 (B) : 現在のダイバータコードは基本的に定常解を得ることを目的にイタレーション計算を行っているが、ELM によるパルス熱負荷の評価や、計測に基づく帰還制御手法の検討等を行うために、ダイバータコードの非定常化が必要。
- 主プラズマ輸送コードとの統合化 (B) : ダイバータと主プラズマは相互に影響を及ぼすため、これまで開発されてきたダイバータ熱制御シナリオと主プラズマ設計との整合性確認のため、ダイバータコードと主プラズマ輸送コード (不純物輸送を含む) との統合化が必要。
- PWI モデル (C) : 金属壁における損耗・再堆積を評価し、ダイバータプラズマへの影響を解析するために、Prompt Re-Deposition 等の物理過程を取り込む必要がある。また、現在のモデルでは、リサイクリング係数 (粒子反射率) として 100% を仮定することが多く、また、壁表面も理想的なバルク状態を仮定している。壁材への燃料蓄積・透過や、再堆積・経年変化による壁表面のリサイクリングに対する影響を明らかにし、必要に応じてモデル化が必要。
- 原型炉ダイバータ設計オプションへの対応 (B) : ダブルヌルや先進磁場配位ダイバータといったダイバータ設計オプションの有効性評価には、磁場形状についてコードの対応が必要。
- 燃焼プラズマシミュレーション (C) : 三重水素まで含んだダイバータシミュレーション、特に中性粒子輸送にモンテカルロモデルを用いたシミュレーションはほとんど例がない。質量の違いによりダイバータリサイクリングや熱負荷評

価に影響する可能性があり、その評価が必要。特に前者は、主プラズマの DT 密度比制御にも関連すると予想。

#### 1. 4. 3 今後の研究方針

##### (1) 非接触ダイバータモデリング

まず C&R の時期までに、コード間比較、装置間比較を進め、実験的研究と合わせて非接触ダイバータの理解を進める必要がある。それらの結果から、不足している物理モデルを実装すると共に、実験データの再現に適したパラメータ範囲を明らかにすることを旨とする。

その後、移行判断までには、次項のダイバータコード改良を進め、物理モデルの詳細化、モデルパラメータの外挿性を向上させる等、原型炉に向けた非接触ダイバータの予測精度を向上させ、JT-60SA や ITER 等において、その予測精度を確認する。

##### (2) 実機実験データとの比較に基づく総合的なモデル妥当性検討が必要であるが、合わせて、実装されている素過程についても直線装置等を用いて個別に検証を進め、妥当性・予測精度を向上させていく。また、輸送係数や境界条件等について Sensitivity Analysis を行い、結果に及ぼす影響を理解すると共に、大きな影響を及ぼす重要なパラメータ範囲や物理モデルについて明らかにする。以上を踏まえ、ダイバータコードの開発項目・優先順位について検討する。

##### (3) ダイバータコードの改良

前項に基づいてダイバータコードの開発項目・優先順位を検討する必要があるが、ここでは、前節で上げた現時点で重要と考えられる開発項目例を進める場合の方針について述べる。ダイバータコードにおいて改良すべき項目は多く、分野も幅広いため、コードの改良とその効果の評価に必要なリソース（研究者、開発者に加え計算機リソースも含む）の追加確保が必要である。

- ・ 径方向輸送モデル： 現状、SOL・ダイバータの径方向分布を説明できる理論あるいは解析輸送モデルはない。まずは、実験データから輸送係数・分布のデータベースを作成して、輸送係数の妥当性・外挿性について検討を行う。その後、移行判断までに検討結果に基づき外挿可能な予測モデルを開発する。移行判断以降でも予測モデルの信頼性を向上させていくため、実験及び理論的な研究を並行して進めていくことが重要であり、その知見に基づき適宜予測モデルを改良していく。
- ・ プラズマドリフト・モデリングの導入とプラズマ流： ドリフト効果については海外コードですでに導入実績があるものの、計算が不安定化し、計算コストも増大している。ドリフトを実装するための数値スキームの再検討と合わせて、理論的にも再検討が必要と考えられる。また、径方向輸送がポロイダル方向で変化することも要因とされており、それらの総合的な寄与を評価することが必

要である。

また、近年の計算機リソースの増大に伴い粒子シミュレーションが発展しており、SOL プラズマ流形成に対する運動論的効果が指摘されている。このような運動論的効果についても積極的に取り入れていくべきと考えられる。

- 原子分子過程モデル： トカマクで素過程の検証を直接行うことは困難なので、直線型装置等でモデル化・妥当性検討を進め、開発されたモデルをダイバータコードへ実装する。
- 第1壁への熱・粒子負荷評価： コード開発の面では、現在の流体モデルの解析領域を広げる他に、粒子モデルにより流体解析領域と第一壁の間をつなぐことも考えられる。まずは、それぞれの利点と開発コストを整理し、人的リソースを考慮して、方針を検討する必要がある。
- 非定常化： 現在の SONIC コード、特にモンテカルロモデルは定常を仮定しているため、コードの非定常化を進める。ただし、ELM のような特に速い現象を扱う場合には、流体モデルにおける Non-Maxwellian 分布・境界条件（シース等）の取り扱い、原子分子過程のパルスの応答等、課題が残る。そのため、実験的考察に加えて、Particle-In-Cell コード等を用いた基礎的な解析により理解を深め、パラメータ調整および新規にモデルを開発する必要がある。
- 主プラズマ輸送コードとの統合化： 現状で述べたとおり、SONIC と主プラズマ輸送コードおよび主プラズマ中の不純物輸送コードとの結合は、MPMD システムをベースにすでに進められている。
- PWI モデル： 金属壁（タングステン）の損耗・再堆積等の評価には、Prompt Re-deposition といった Larmor 旋回に起因するような高 Z 不純物の物理機構を取り入れる必要があるが、現在 SONIC コードとの結合作業が進められている IMPGYRO コードを用いることで対応可能。再堆積や経年変化等を扱うことのできる動的モデルを直接ダイバータコードに実装するには、計算コストに加えて、タイムスケールの違いからも不可能と考えられる。長時間放電の実機実験や、材料研究、シミュレーション研究から知見を深め、データベース・パラメータ化して、コードへ実装していく必要がある。
- 原型炉ダイバータ設計オプションへの対応： ダイバータ設計のオプション（ダブルヌルや先進磁場配位ダイバータ）の有効性評価のため、設計オプション検討の選択、進捗を勘案しながら、現在シングルヌルのみに対応している SONIC コードの拡張を進める。
- 燃焼プラズマシミュレーション： 重水素・三重水素を含んだ素過程のデータベース作成が必要。実験的に取り切れないデータについては、シミュレーション解析によってデータベースを作成していくことが必要。

## 1. 5 水冷却-固体対向材料ダイバータ機器開発

### 1. 5. 1 研究開発の現状

水冷却-固体対向材料を採用したダイバータとして、最も研究開発が進んでいる ITER ダイバータと設計途上の原型炉ダイバータを機器開発の観点から比較する。

ITER ダイバータを図 A1.5-1 に示す。ITER ダイバータは 2013 年の理事会において、表面保護材（アーマ材）を従来の炭素繊維複合材とタングステンの組み合わせから、全てタングステンとする設計変更が決定された。この設計変更は、放射性物質であるトリチウムの吸蔵量の多い炭素繊維複合材は、ITER においても DT 運転時には安全上の理由から使用できないための措置であり、原型炉のダイバータ開発をより強く指向した判断に基づくものである。既に ITER は建設が開始されており、製作を担当する 3 極（日、欧、露）の製作技術のレベルは共に、ダイバータの要求性能をほぼ満足できるレベルにあるため、機器開発の観点からの研究開発は、現状では製作手法の合理化に主眼を置いたものとなっている。

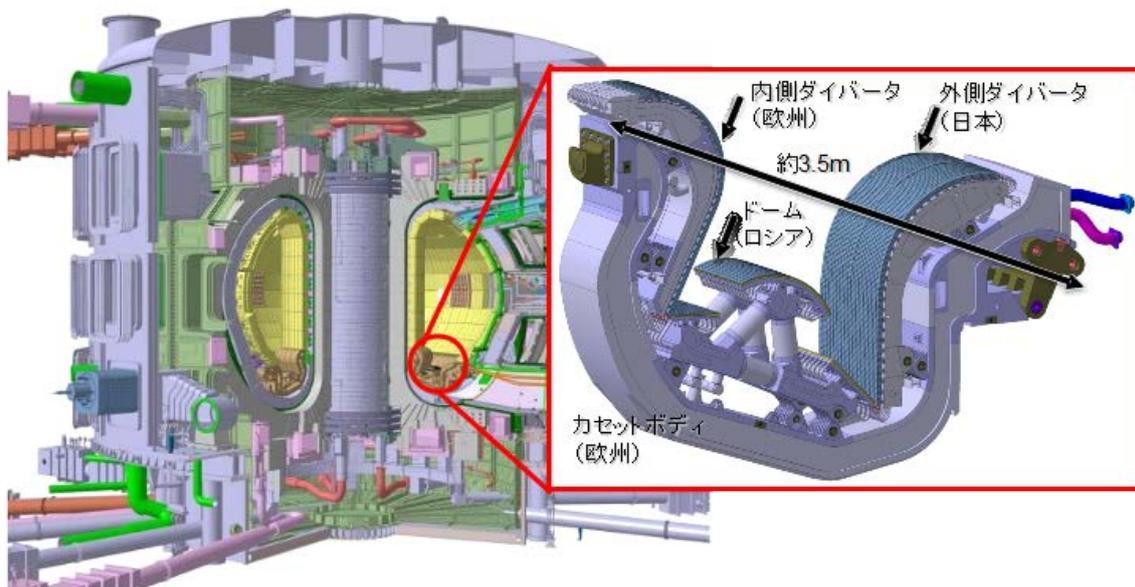


図 A1.5-1 ITER とダイバータの構造

ITER ダイバータは上図のようなカセット構造を有し、トーラス全体で 54 個のカセットを配置してダイバータを構成する。

製作が進んでいる ITER ダイバータの例（外側ダイバータ）を図 A1.5-2 に示す。外側ダイバータは日本が製作を担当しており、現在、実機ダイバータ製作に向けた最終的な試作として実規模プロトタイプ製作を行っている。

外側ダイバータの断面は図中に示されるようなモノブロック型構造となっており、タングステン製アーマとクロムジルコニウム銅 (CuCrZr) 製冷却管は無酸素銅製の緩衝層を介して、冶金的に接合された構造となっている。外側ダイバータではタングステンと無酸素銅緩衝層間の接合には、拡散接合もしくは無酸素銅の直接铸造を採用し、CuCrZr 冷却管と無酸素銅緩衝層の接合には、ロウ付け (Ni-Cu-Mn 系ロウ材) を採用している。図 A1.5-2 に示したプロトタイプでは、高熱負荷試験によって ITER ダイバータに要求される除熱性能 (最大  $20\text{MW}/\text{m}^2 \times 300$  サイクル) を満足することが実証されている。

原型炉ダイバータ設計においても、除熱性能の観点から ITER ダイバータと同等のモノブロック型構造の採用が検討されている。一方、原型炉ダイバータを ITER ダイバータの延長としてとらえた場合、中性子照射による構成材料の損傷の程度が本質的な課題となり、構成材料及び接合方法の選定や中性子損傷を考慮した機器の交換頻度の設定等に ITER ダイバータとは異なる検討が必要になる。もちろん ITER においても Nuclear phase と呼ばれる DD/DT 運転では中性子が発生するため、核変換や放射化の観点から金 (Au) や銀 (Ag) はダイバータ構成材料として使用しないという設計方針があるが、ITER ダイバータに比べて数倍～数十倍の中性子照射量となることが予想される原型炉ダイバータでは、構成材料への中性子照射がダイバータ設計及び機器開発における大きな課題となる。次節では原型炉ダイバータに向けた研究課題について示す。

### 1. 5. 2 原型炉に向けた研究課題

機器開発の観点から、中性子による構成材料の損傷が原型炉ダイバータの設計にとって本質的な課題であり、それに伴って付加的に発生する課題もここに列記する。



図 A1.5-2 ITER 外側ダイバータ実規模プロトタイプ (プラズマ対向面を構成するプラズマ対向ユニット 6 体が試験架台に設置されている。)

1) 構成材料の選定 (A : 材料選定 B : 中性子照射データ取得)

水冷却-固体対向材料型の原型炉ダイバータの実現に最も重要と考えられる課題が構成材料の選定である。特に、ダイバータへの入射熱負荷(現設計では最大  $10\text{MW}/\text{m}^2$ )の低減が見込めない場合、ITERと同様に銅合金を冷却管材料(緩衝層を含む)として使用できるか否かによって、ダイバータ設計だけでなく原型炉設計全体に影響がおよぶことになる。なぜなら、銅合金が使用できない場合には、より低い熱伝導性の材料を構成材料として選定することになり、それにもなつてダイバータの許容熱負荷(=炉出力)の低下が避けられないからである。したがって、原型炉ダイバータの構成材料として銅合金を採用するためのシナリオの構築が急務の課題であると共に、銅合金を使用しない場合への対処案も並行して検討する必要がある。

また、アーマ材については、現状ではタングステンを採用する方針となっているが、中性子照射によるタングステンの強度の低下や熱伝導性の劣化が、設計上許容できないレベルとなる場合への対処案の準備も課題である。

2) 除熱限界の検討 (B : 限界熱流束データの取得、C : 限界熱流束に対する安全率設定のロジックを構築)

銅合金の採用の可否にかかわらず、中性子照射による熱伝導性の劣化を踏まえたダイバータの除熱限界の把握が必要である。特に、より低熱伝導性の材料(例えば低放射化銅など)を冷却管構成材料として採用する場合、ダイバータ表面に入射する熱負荷に対して、冷却管内面を通過する最大熱流束が倍増する可能性もあるため、限界熱流束データを取得し、限界熱流束に対する安全率(設計熱負荷との比)の設定とその根拠を明確にする必要がある。

1. 5. 3 今後の研究方針

1. 5. 2節で述べたように、水冷却-固体対向材料を採用したダイバータを原型炉に使用する場合に生じる課題は、主として構成材料に関するものといえる。例えば、冷却管の限界熱流束は構成材料の熱伝導特性に大きく依存するため、この課題は構成材料の選定に付随する二次的な課題として捉えられる。したがって、水冷却-固体対向材料を採用したダイバータを原型炉に採用するためには、第一義的には構成材料の選定を完了することが必要である。そのためには、銅合金の採用に対して目処をつけることが重要であり、既存の銅合金の耐中性子照射特性の理解と必要に応じて特性向上のための材料開発を行う。加えて銅合金と同様に、タングステン(例えば ITER グレード材)についても耐中性子照射特性の理解を深めることとする。特にこれらの材料の耐中性子照射特性は、ダイバータの交換頻度に直接的な影響を与えるものであり、交換作業に伴うコストや炉の availability といった原型炉の経済性の観点からの議論に耐えるデータの取得と評価を行う必要がある。



## 2. ダイバータ研究開発環境の現状

### 2. 1 プラズマシミュレータ研究

DEMO の運転領域は、プラズマ持続時間、プラズマから流出するエネルギー、中性子フルエンス、ダイバータ密度、壁温度など、既存の大型プラズマ閉じ込め装置や ITER をはるかに超えた領域となる。さらに、材料の観点からも、熱伝導率、損耗率、耐久性、トリチウムインベントリーなど中性子照射との適合性が要求される。このような厳しい制約のなかで計画を成功に導くためには、様々な課題を要素研究にブレイクダウンして、各々の現象の物理機構の解明、外挿性のあるデータベースの構築、制御手法の開発が重要となる。

ダイバータでの熱粒子制御の課題について、熱制御に関しては熱の分散処理のためにコアプラズマから流出したエネルギーをダイバータ板に到達するまでに分散処理する方法がとられる。例えば、Ne や Ar、N<sub>2</sub> などの不純物ガス入射による放射冷却、非接触ダイバータ生成や Super-X ダイバータ、Snow Flake ダイバータなど磁場配位に工夫を凝らして受熱面積を増やす方法がとられる。一方、粒子制御、特に粒子排気に関してはポンプヘッドの圧力を増加させる必要があるため粒子を集中させる必要がある。この相矛盾する課題（熱制御と粒子制御）の両立が必須の課題となる。

線型プラズマ装置は、プラズマ制御性がよいこと、プラズマへの近接性が高いためプラズマ計測に有利であること、ターゲット材料の交換が簡便であること等の利点を有しており、各々の装置がその特徴を活かしてダイバータシミュレーション、プラズマ・壁相互作用に関する研究を展開してきている。特に、ダイバータでの熱粒子制御に関しては、トカマクやヘリカルなどのプラズマ閉じ込め装置だけでなく、直線型プラズマ装置も要素研究として大きく成果を上げている。これらの研究は、大型プラズマ閉じ込め装置や ITER の成果を総合性能として DEMO へ外挿することに対して相補的な役割として重要な研究である。

さらに、直線型プラズマ装置においては、新発見や革新的な概念の創出を通して、研究を飛躍的に進めることができると期待される。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 QED という直線型プラズマ装置において創出、実証されたものである。また、ITER や DEMO への影響が活発に議論されているタングステン表面での樹木状ナノ構造 (fuzz 構造) の形成も名古屋大学の NAGDIS-II で初めて見出されたものである。

#### 2. 1. 1 研究の現状

線型プラズマ装置を用いたダイバータシミュレーション、プラズマ・壁相互作用研究が、図 A2.1-1 に示すように世界各国で行われている。近年、DEMO へ向けた取り組みが本格化されており、EU においてはユーリッヒ総合研究機構にてホットセル内に直線型プラズマ装置 JULE-PSI を建設して中性子照射損傷材料の水素同位体吸蔵に関する研究プロジェクトが進行中である。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高周波加熱を組み合わせ、DEMO で想定されるプラズマ熱流を直線型プラズマ装置で模擬する計画が進行中

である。オランダ基礎エネルギー研究所 (DIFFER) では超伝導コイルを有する直線型プラズマ装置 MAGNUM-PSI にて高フラックス、高フルエンスの水素同位体プラズマ照射によるタングステンの水素吸蔵の研究が進められ、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が進められている。

日本国内でのダイバータシミュレーション研究は活発であり、図 A2.1-1 に示すように多くの直線型プラズマ装置が稼働し成果をあげている。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、ミラー型装置の特長を活かしたダイバータシミュレーション研究が進められている。特に、ダイバータ模擬プラズマへの不純物ガス (Ar、Ne、Xe、N<sub>2</sub>) と水素ガスの供給によるプラズマの非接触化と分子活性化再結合に関する研究が進められている。この装置はプラズマ閉じ込め領域を有するため、エンド領域に流出する端損失プラズマのイオン温度が高く (数 100eV)、非接触ダイバータの形成過程の研究が期待される。名古屋大学の NAGDIS-II では、シースを介したエネルギー伝達係数や 2 次電子・熱電子の放出過程、Plasma Blob による非拡散プラズマ輸送、デタッチメントプラズマでの体積再結合過程などダイバータシミュレーションの物理的基礎過程に取り組み、世界をリードする研究成果をあげてきている。特に、分子活性化体積再結合過程や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。さらに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デタッチ再結合プラズマの詳細なパラメータ計測が行われた。MAP-II は現在筑波大学に移管され研究が進められている。東海大学の TPD-Sheet IV では、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とオメガトロ

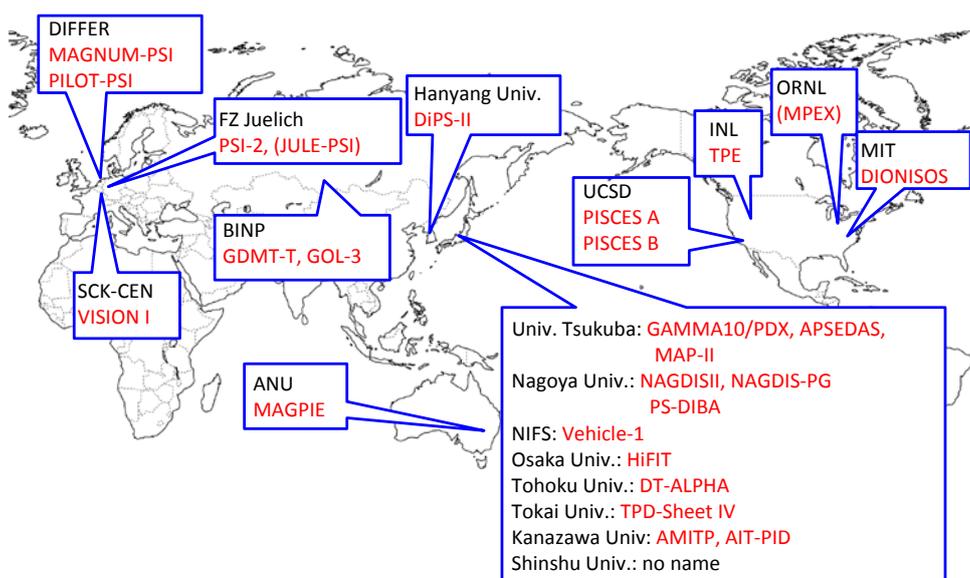


図 A2.1-1 ダイバータシミュレーション、プラズマ・壁相互作用研究に係る世界各国の直線型プラズマ装置

ン質量分析計測を活かしてデータタッチメントプラズマの研究が進められている。愛知工業大学から金沢大学に移管された AIT-PID 装置では、プラズマから材料へのパワー伝達係数に対するタングステン fuzz 構造の影響が精力的に研究され、そのメカニズムが解明されてきている。このように、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多くの直線型プラズマ装置がそれぞれの特徴を活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。

また、線型プラズマ装置を利用した国際協定やプロジェクトも進行している。国際エネルギー機関では、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おり、直線型プラズマ装置を利用し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目指している。日本国内からは、GAMMA 10/PDX、NAGDIS-II、MAP-II が協定に参加することになっている。IAEA では、中性子損傷を受けたタングステン材料の損耗とトリチウム吸蔵に関するデータベースを構築するために、” Coordinating Research Project on Plasma-Wall Interaction with Irradiated Tungsten and Tungsten Alloys in Fusion Devices ” という研究プロジェクトが進行中であり、ユーリッヒ総合研究機構の PSI-2、アイダホ国立研究所の TPE、筑波大学の APSEDAS 等の直線型プラズマ装置がプロジェクトに参加している。

## 2. 1. 2 今後の研究方針

前節に示されたように多くの線型プラズマ装置が、それぞれの装置の特徴を活かしてダイバータシミュレーション及びプラズマ・壁相互作用研究を実施して成果を上げてきている。現状では、各装置が独自性を出して研究を進めている。共同研究等を利用した連携も行われているが、DEMO に向けての研究を進展させるために、各装置間の連携をさらに強めていくことが重要であると思料される。また、線型プラズマ装置を用いた研究成果の DEMO への外挿性を高めるための方策が必要であると考えられる。以上まとめると、

- (1) それぞれの線型プラズマ装置で行われている研究の連携を強化するためのネットワークや組織を構築すること、
- (2) DEMO への外挿性を高めるために、DEMO のスクレイプオフ層 (SOL) の温度に匹敵するプラズマ温度を有し、高密度の定常プラズマを生成することができる直線型プラズマ装置を整備すること

が必要であると考えられる。

## 2. 2 核融合科学研究所におけるダイバータ研究・開発と関連設備

核融合科学研究所におけるダイバータ研究・開発では、①大型ヘリカル装置 (LHD) 実験研究、②ヘリカル型原型炉ダイバータ研究、③耐高熱流機器及び銅合金開発、④原子・分子過程研究、⑤プラズマシミュレーション、⑥プラズマ・壁相互作用 (PWI) シミュレーション

ヨンの6つの活動を進めている。核融合科学研究所は大学共同利用機関であり、それぞれの活動では大学との共同研究が、重要な役割を果たしていることを最初に述べておく。本稿では、上の6つの活動の概略を記し、それぞれの活動で使用している機器、計算機コードなどのツールを紹介する。原型炉ダイバータ研究・開発に向けて、核融合科学研究所のツールを積極的に活用していくための参考になれば幸いである。

## 2. 2. 1 LHD 実験研究

LHD の主なプラズマ対向機器は、第一壁パネル (SUS316L)、ダイバータ (炭素材)、中性粒子ビーム入射対向面 (炭素材)、イオンサイクロトロン共鳴加熱アンテナガード (炭素材) である。炭素材面積が真空容器内面積に占める割合は、約 30%程度である。これらの機器は、ボルトを使った機械接合ではあるが、水冷されている。第一壁パネル下の第一壁温度は、超伝導コイルへの熱侵入のため、励磁中は 75 °C、ベーキング時でも 95 °Cに制限されている。

LHD ではダイバータ関連実験研究として、プラズマ実験と PWI 実験を行っている。プラズマ実験では、ダイバータ熱負荷軽減研究、統計的磁気面領域のプラズマ・不純物輸送研究、閉ダイバータによる粒子制御研究を進めており、PWI 実験では、真空容器内長期設置試料を用いた真空容器内材料移送 (migration) 研究、試料駆動装置を用いた材料試験や構造体への高熱流・粒子束プラズマ照射や堆積・蓄積研究を行っている。ここでは、ダイバータ熱負荷軽減研究、PWI 研究について紹介する。

### 2. 2. 1. 1 ダイバータ熱負荷軽減研究

LHD では、3つのダイバータ熱負荷軽減法について研究を進めている。「サーパンスモード[A2.2-1]」は、LHD の密度限界近傍までガスパフで密度を上げた放電で現れる運転領域であり、ガスパフ停止後も密度が維持されるとともに、比較的大きな放射損失と、ダイバータ熱・粒子束の低減が得られる。「磁気島デタッチメント[A2.2-2]」は、LHD が備える摂動磁場コイルにより、閉じた磁気面最縁部に  $m/n=1/1$  の磁気島を形成し、その磁気島を安定した放射損失部とすることによりダイバータへの熱負荷を低減する。「不純物ガスパフ[A2.2-3]」は、トカマクでも実験が行われており、窒素、ネオン、アルゴン、キセノンなどをプラズマ中に導入し、放射損失を増大してダイバータの熱負荷を低減する。いずれの方法も、放射損失の加熱パワーに対する割合は 30%程度である。またダイバータ電子密度、電子温度はともに低下し、ダイバータ熱流束は数分の1から10分の1程度まで低下するという結果が得られている。今後の課題は、これらの方法を長時間放電実験に適用していくことである。

### 2. 2. 1. 2 PWI 研究

LHD における PWI 研究は、主として材料試料を用いて行われている。そのために真空容器

内には長期設置試料用の取り付け座を備え、また実験期間中でも大気開放して試料を交換でき、試料をプラズマに曝露可能な、2台の試料駆動装置を備えている。プラズマに曝露した試料は、長期設置の場合は実験期間終了後に、試料駆動装置を用いた実験の場合は実験終了後に試料を取り出して、様々な材料分析機器を用いた分析を行う。主な分析機器は次の通りである。これらの他にも、FE-SEM、XPS、XRDを有している。

①解析ビーム加速器：非破壊で、材料表面に堆積している元素の深さ分析や材料中に補足されている水素の深さ分析、ppmレベルの微量元素の高感度分析が可能である。加速器は、端子電圧1MVのタンデム型加速器で、水素・ヘリウムイオンを加速して材料試料に打ち込む。

②集束イオンビーム加工観察装置(NB5000)：ガリウムイオンビームにより材料から厚さ100nmの、透過型電子顕微鏡での観察用の超薄膜断面試料を作成することができる。また、電子銃も備え、断面試料作成作業と同時に、微細構造や結晶方位、組成分析も可能である。

③透過型電子顕微鏡(JEM2800)：200kVで加速した電子により、材料内部の微細構造や元素分布を原子レベルで観察することが可能である。透過像や二次電子像など複数の像観察を統合処理し、組成像マッピングや三次元トモグラフィを得ることも可能である。

④高分解型昇温脱離ガス分析装置：試料温度を1700℃まで昇温可能である。高分解型質量分析器を備え、重水素とヘリウムの分別が可能である。

⑤高分解型深さ組成分析装置(グロー放電発光分析装置)：試料を陰極とするグロー放電で、物理スパッタリングにより試料を削り、スパッタリングにより試料から放出された元素のグロー放電中の発光を分光計測することにより、試料中の元素の深さ方向分布を得ることができるものである。

## 2. 2. 2 ヘリカル型原型炉ダイバータ研究

本研究は、核融合研で設計研究を進めているヘリカル型原型炉FFHRのダイバータについて、ダイバータ機器の配置に関する研究を行うとともに、ダイバータ受熱板構築のための耐高熱流機器及び銅合金開発を進めている。また、熔融スズを用いた液体金属ダイバータの研究も進めている。

### 2. 2. 2. 1 ダイバータ機器配置研究

FFHRでは、ヘリオトロン型磁場配位に自然に備わるヘリカルダイバータ配位を利用したダイバータ機器配置検討を行っている。ヘリカルダイバータ配位では、ダイバータ熱負荷がヘリカル方向に不均一であり、ダイバータへの熱流束の最大値は10MW/m<sup>2</sup>を超える。そのため、銅合金をヒートシンクに用いたダイバータコンポーネントの使用が望ましい。ヘリカルダイバータ部に設置した銅への照射ダメージの分布の測定結果から[A2.2-2]、トーラス外側では0.1dpa/yr程度のダメージであるが、トーラス内側に近い場所では2dpa/yr程度までダメージを受ける場所がある[A2.2-4,5]。銅合金は、照射ダメージが0.2~1dpa

を超えると、機械的性能が劣化することが知られている[A2.2-6]ため、大きな照射ダメージがあるトラス内側ダイバータでは銅合金を使用することが難しい。一方、ヘリカル型装置では、遮蔽ブランケットの裏側にダイバータを設置することが可能であり、その場合、機器への中性子負荷を低く抑えることができる[A2.2-5]。

#### 2.2.2.2 耐高熱流機器及び銅合金開発

ダイバータ受熱板用の、W/Cu 合金冶金接合研究を行っている。冶金接合としては、ロウ付け及び高温静水圧焼結接合システムによる接合研究を進めている。

ロウ付けでは、タングステンと銅合金 (CuCrZr, GlidCop®) を、ロウ材 (Nicumn37, MBF-20, BNi-6 など) により接合し、三点曲げ試験による接合強度試験を行った。現在のところ、GlidCop® と BNi-6 の組み合わせで最も高い強度を得ている[A2.2-6]。現在、作成したロウ付け試験体について、電子ビーム照射熱負荷試験装置 ACT-2 において熱負荷試験を実施している。

ACT-2 は最大 300 kW 出力の電子ビーム照射装置であり、強制冷却環境でのプラズマ対向機器の除熱・疲労試験が可能である。また電子ビームのスキャンにより任意の領域を加熱可能であり、局所的な ELM スケールの熱負荷も印加可能である。

核融合研は、最大 2,000 気圧で最高 2,000 °C の高温熱処理で、粉末材料を押し固めての成形や、異種材料の接合を行う高温静水圧焼結接合システムを有している。本システムは、直径 10 cm、高さ 24 cm、重さ 24 kg までの材料を加工可能である。このシステムを用いて、酸化物分散銅 (DS-Cu) の試作、高強度 W/Cu ダイバータ新規接合技術開発を進めている。

#### 2.2.2.3 液体金属ダイバータ研究

高い熱負荷に耐える必要のあるダイバータ材料として、液体金属が検討されている。液体金属を使用することで、メンテナンスが容易で、放射性廃棄物量が少なく、かつ大きな熱負荷に耐えられるダイバータを構築できる可能性がある。核融合研では、熔融スズを用いた液体金属ダイバータ検討を進めている。トラス内側の X ポイント付近を横切るように、熔融スズのシャワー状カーテンを設置して熱負荷を受ける。ANSYS を用いた計算では、熔融スズの流速を 5 m/s とすれば、100 MW/m<sup>2</sup> の熱負荷でも温度上昇は 600 K 程度であり、蒸気圧は 10<sup>-3</sup> Pa 程度以下に抑えられると評価している。

#### 2.2.3 原子・分子過程研究

プラズマ中の原子・分子過程と、プラズマ分光診断、プラズマ物質相互作用研究を行っている。基礎実験と LHD を用いた分光計測、並びに理論計算による原子データの計算、衝突輻射モデルによって多価イオンの発光線強度を電子温度・密度を与えて計算し、スペクトル解析に用いてプラズマの物理状態の解明を目指している。これまでに、鉄多価イオン、タングステン多価イオンについて多角的に取り組んできている。また、プラズマ・壁相互

作用の原子仮定の実験的研究と第一原理モデリングによって、炉材料の水素リサイクリングダイナミクスの理解を深める共同研究を進めている。また、プラズマ研究に必要な原子・分子数値データベースを開発、整備し、研究者に公開している。

原子・分子過程研究のための研究ツールである計算コード及びデータベースは、下記を有する。

#### 【計算コード】

HULLAC： 多価イオンの原子構造、遷移確率、電子衝突励起・電離断面積を計算する。

grasp2K： 中性から多価イオンまで、原子構造、放射確率、超微細相互作用の非経験的な高精度に計算する。

Cowan コード： 多価イオンの原子構造および放射遷移確率を計算する。

CRM コード： 多価イオンの発光線強度を、電子温度・密度を与えて計算する。

VASP： 密度汎関数理論に基づいた固体電子のバンド構造や第一原理分子動力学計算。

その他、独自に開発したコード：イオン-金属表面の電子移行計算など

#### 【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：プラズマ中の各種原子分子過程、プラズマ相互作用に関する原子データを収集して公開している。

ADAS：原子データと解析システム。プラズマ分光診断に関係する様々原子データを持ち、発光線強度や、荷電交換再結合による発光線、放射損失係数などの計算ができる。

実験装置として、多価イオン源 Compact Electron Beam Ion Traps (CoBIT)、イオン照射装置を有する。CoBITは、核融合研で開発され、電子ビームと今日磁場によってイオンをトラップし、多価イオンを生成する装置である。CoBITには、EUV、VUV、可視分光器を設置し、広範囲の波長領域で多価イオン分光測定を行うことができる[7]。イオン照射装置は、数十keVのイオン ( $H^+$ ,  $Ar^+$ ,  $Kr^+$ ,  $Xe^+$ ) を材料試料に照射し、照射損傷を与えながら照射表面の発光スペクトルをその場観察することができる。また狭帯域バンドパスフィルタを用いてスパッタ粒子の発光強度及び偏光度の空間分布測定も可能である。

#### 2. 2. 4 周辺プラズマシミュレーション

核融合研では、三次元プラズマ流体コード EMC3 と、中性粒子輸送コード EIRENE を組み合わせた EMC3-EIRENE コードによる LHD 周辺・ダイバータプラズマシミュレーション [A2. 2-8]、プラズマ中のダスト挙動を計算する DUSTT コードによる、LHD のプラズマ実験中に観測されるダストの輸送解析が行われている [A2. 2-9]。また、PIC コードを用いた Blob シミュレーションも行われている。

## 2. 2. 5 PWI シミュレーション

ダイバータ開発を進めるうえで必要となる、実験を補完しうるシミュレーションの確立を目指して、炭素系材料と水素との相互作用およびタングステンと水素・ヘリウムの相互作用の基礎的な過程を中心に、原子スケールからのボトムアップアプローチによる研究を進めている。シミュレーションの妥当性を示すための例題として、炭素材への水素照射による炭化水素形成（化学スパタリング）[A2.2-10]、高圧力下でのダイヤモンド構造相転移[A2.2-11]、タングステンへのヘリウム照射によるナノ構造形成[A2.2-12]、といった具体的な問題に取り組んでいる。研究ツールとして、以下の計算コード、ソフトウェアを使用している。

### 【グループ独自に開発（改変）した使用可能なツール】

（密度汎関数理論に基づく）第一原理計算コード[DFT]: OpenMX  
分子動力学シミュレーションコード[MD]: GLIPS  
二体衝突近似シミュレーションコード[BCA]: ACAT（+派生版）  
動的モンテカルロシミュレーションコード[kMC]  
可視化ソフトウェア: AIScope

### 【ハイブリッド利用】

BCA-MD, kMC-BCA といったハイブリッド計算  
MD 用ポテンシャルモデル作成のための DFT 計算  
kMC 用遷移確率モデル作成のための DFT 計算

## 参考資料 2. 2 章 参考文献

- [A2.2-1] J. Miyazawa et al., Nucl. Fusion **46**, 532 (2006).
- [A2.2-2] M. Kobayashi et al., Nucl. Fusion **53**, 093032 (2013).
- [A2.2-3] K. Mukai et al., Nucl. Fusion **55**, 083016 (2015).
- [A2.2-4] T. Tanaka et al., Fus. Eng. Des. **89**, 1939 (2014).
- [A2.2-5] H. Tamura et al., Fus. Eng. Des., in press.
- [A2.2-6] M. Tokitani et al., Plasma Fus. Res. **10**, 3405035 (2015).
- [A2.2-7] H. Sakaue et al., Phys. Rev. A **92**, 012504 (2015).
- [A2.2-8] G. Kawamura et al., Contr. Plasma Phys. **54**, 437 (2014).
- [A2.2-9] M. Shoji et al., J. Nucl. Mater. **463**, 861 (2015).
- [A2.2-10] S. Saito et al., J. Nucl. Mater. **51**, S208 (2011).
- [A2.2-11] A.M. Ito et al., Jpn. J. Appl. Phys. **52**, 01AL04 (2013).
- [A2.2-12] A.M. Ito et al., Nucl. Fusion **55**, 073013 (2015).

付録 1

ダイバータ研究開発の戦略的加速の方策の検討について（依頼）

平成27年7月22日

核融合エネルギーフォーラム  
議長 中島 尚正 殿

文部科学省研究開発局研究開発戦略官  
（核融合・原子力国際協力担当）

仙波 秀志



ダイバータ研究開発の戦略的加速の方策の検討について（依頼）

今年3月に発足した文部科学省科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会核融合科学技術委員会では、原型炉開発総合戦略タスクフォースを設置し、原型炉開発に向けたアクションプランの策定を進めることとしました。このアクションプランにおける重要事項の一つである「ダイバータ研究開発の戦略的加速の方策」の審議に付するため、貴フォーラムにおいて、下記の点を御検討いただき、平成27年12月初旬を目処に御報告をお願いします。

なお、検討の視点、詳細については、文部科学省を含む関係者と相談の上、進めていただくようお願いいたします。

記

- 1 「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－原型炉技術基盤構築チャート（平成27年1月19日）」におけるダイバータ開発に係る指摘及びチャート図について、
  - （1）海外動向を含めた現状認識から適切な計画となり得るか、
  - （2）報告書記載の時系列展開自身が適切な計画となり得るか、評価をいただきたい。また、必要に応じて、改善点をご指摘いただきたい。
- 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報告（平成26年7月18日）」において整理・指摘された、ダイバータ開発に関わる課題及びその解決に向けて求められる取組・体制等について、研究開発を戦略的に加速するという観点から、以下の点を検討いただきたい。
  - （1）国内外との連携協力を視野に、国内の研究の担い手（原型炉設計合同特別チームなど組織としての担い手及び個々の研究者・技術者等）が最適な課題設定とその選択をし得るよう、目標への近接度がわかる課題設定の在り方。
  - （2）特別チームや各種研究開発プロジェクトチーム（組織）、個々の研究者・技術者等を横断して課題や問題意識を共有し、かつ課題解決に向けて検討や議論を収束するための方策及び運営の在り方。

（担当）  
文部科学省研究開発局研究開発戦略官付  
（核融合・原子力国際協力担当）中塚、八木  
電話：03-6734-4163（直通）  
E-mail：tsuka@mext.go.jp  
mayuko-y@mext.go.jp

付録 2

核融合エネルギーフォーラム ITER・BA 技術推進委員会  
ダイバータ研究開発加速戦略方策検討評価ワーキンググループ 構成

座 長：上田 良夫	大阪大学大学院工学研究科電気電子情報工学専攻 教授
専門委員：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研究主幹
専門委員：今川 信作	核融合科学研究所核融合工学研究プロジェクト 研究統括主幹
専門委員：大野 哲靖	名古屋大学大学院工学研究科電子情報システム専攻 教授
専門委員：坂本 瑞樹	筑波大学大学院数理物質科学研究科物理学専攻 教授
専門委員：鈴木 哲	日本原子力研究開発機構核融合研究開発部門 プラズマ対向機器開発グループリーダー
専門委員：谷川 博康	日本原子力研究開発機構核融合研究開発部門 核融合炉構造材料開発グループリーダー
専門委員：中島 徳嘉	核融合科学研究所ヘリカル研究部 教授
専門委員：長谷川 晃	東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻 教授
専門委員：増崎 貴	核融合科学研究所研究力強化戦略室 教授

付録 3

審議の経過

- 第 1 回会合 平成 27 年 7 月 29 日（準備会合）  
日本原子力研究開発機構東京事務所第 5 会議室  
審議事項  
1) 検討依頼について  
2) ダイバータ研究開発加速戦略方策検討評価WGの設置と委員構成  
3) 合同コアチーム報告書の概要とダイバータ開発課題  
4) 今後の進め方
- 第 2 回会合 平成 27 年 8 月 19 日  
航空会館第 701 会議室  
審議事項  
1) 原型炉ダイバータ設計  
2) ITER ダイバータの状況と限界除熱性能  
3) 今後の進め方
- 第 3 回会合 平成 27 年 9 月 2 日  
日本原子力研究開発機構東京事務所第 1 会議室  
審議事項  
1) ダイバータ物理課題の概略  
2) デタッチメントプラズマ研究と原型炉開発に向けた課題  
3) プラズマ・壁相互作用の課題
- 第 4 回会合 平成 27 年 9 月 18 日  
日本原子力研究開発機構東京事務所第 1 会議室  
審議事項  
1) タングステン材料の照射研究（照射環境や施設）  
2) NIFS におけるダイバータ研究  
3) 直線装置における今後の研究展開
- 第 5 回会合 平成 27 年 10 月 2 日  
日本原子力研究開発機構東京事務所第 1 会議室  
審議事項  
1) JT-60SA におけるダイバータ研究開発  
2) ダイバータシミュレーション  
3) コンピューターシミュレーション環境
- 第 6 回会合 平成 27 年 10 月 30 日  
日本原子力研究開発機構東京事務所第 1 会議室  
審議事項  
1) 海外装置におけるダイバータ研究動向について  
2) 報告書の内容に関して
- 第 7 回会合 平成 27 年 11 月 11 日  
日本原子力研究開発機構東京事務所第 1 会議室  
審議事項  
1) 報告書案の内容に関して  
2) 報告書案の議論
- 第 8 回会合 平成 27 年 12 月 4 日  
日本原子力研究開発機構東京事務所第 1 会議室  
審議事項  
1) 報告書の最終化について

## 付録 4

### 活動実績

平成 27 年第 1 回「スクレープオフ層とダイバータ物理サブクラスター会合」  
(合同開催：炉工学クラスター「ダイバータサブクラスター」平成 27 年第 1 回会合  
炉工学クラスター「炉材料サブクラスター」平成 27 年第 2 回会合  
炉工学クラスター「ブランケットサブクラスター」平成 27 年第 2 回会合  
平成 27 年筑波大学プラズマ研究センターシンポジウム)

日 時：平成 27 年 7 月 30 日 (木) —7 月 31 日 (金)  
場 所：つくばサイエンス・インフォメーションセンター  
目 的：本 WG 発足の連絡と進め方についての議論

第 3 回 ITER 科学・技術意見交換会

日 時：平成 27 年 9 月 28 日 (月)  
場 所：日本原子力研究開発機構那珂核融合研究所  
目 的：本 WG の検討経過の報告と議論

核融合エネルギーフォーラム ITER・BA 技術推進委員会 (第 46 回)

日 時：平成 27 年 10 月 9 日  
場 所：大手町サンケイプラザ  
目 的：本 WG の検討経過の報告と議論

第 32 回プラズマ・核融合学会 年会 インフォーマルミーティング

日 時：2015 年 11 月 24 日(火)  
場 所：名古屋大学東山キャンパス・豊田講堂  
目 的：本 WG の報告書案の報告と議論

核融合エネルギーフォーラム ITER・BA 技術推進委員会 (第 47 回)

日 時：平成 27 年 12 月 4 日  
場 所：航空会館  
目 的：本 WG の報告書案の報告と議論

核融合科学技術委員会 原型炉開発総合戦略タスクフォース (第 6 回)

日 時：平成 27 年 12 月 24 日  
場 所：文化庁 5 階特別会議室  
目 的：本 WG の報告書の報告と議論