

科学研究費助成事業 研究成果報告書

平成 28 年 6 月 7 日現在

機関番号：82110

研究種目：基盤研究(C) (一般)

研究期間：2013～2015

課題番号：25420899

研究課題名(和文)核融合原型炉での大熱流処理に向けた先進ダイバータのシミュレーション設計と検証

研究課題名(英文) Investigation and simulation of the advanced divertor design for the large power handling in the fusion reactor

研究代表者

朝倉 伸幸 (Asakura, Nobuyuki)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門 六ヶ所核融合研究所・研究主幹

研究者番号：10222572

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 4,000,000円

研究成果の概要(和文)：核融合炉では高温プラズマから対向材を保護するダイバータの設計が重要であり、本研究では磁場形状を工夫した「先進ダイバータ」と呼ばれる新たな概念と課題を工学と物理面から明らかにした。先進プラズマ平衡コードを開発し、インターリンクコイルの配置や製作概念の提案を行った。プラズマ輸送シミュレーションを実施し、プラズマを低温化し熱負荷を通常ダイバータの30-50%程度に低減可能と考えられる。現状では、実験やシミュレーション結果の利点よりも、インターリンクコイル製作など工学的開発の負担が大きいと考えられ低コスト化が必要であるが、より効果的な磁場及び幾何形状に改善し、その予測精度を上げることが課題である。

研究成果の概要(英文)：Divertor design appropriate for a DEMO reactor is a crucial for handling the large power exhaust. Advanced divertors, which modify the magnetic configuration by applying additional divertor coils, has been investigated both from the physics and engineering viewpoints. Calculation code for the advanced divertor configurations was developed. The concept of superconductor divertor coils installed inside the toroidal field coil was proposed, and their locations and currents were determined. Divertor plasma simulation for the advanced divertor has been performed under the DEMO conditions; the divertor plasma temperature became low (1 eV), producing fully detached plasmas efficiently, and the peak heat load was reduced by 30-50% of the conventional divertor. Future issues are clarified; technology and engineering for the interlink-coil and their fabrication are crucial. Improvements of magnetic and geometrical configurations and accuracy of the simulation such as diffusion are necessary.

研究分野：プラズマ物理 核融合炉設計 プラズマ計測

キーワード：先進ダイバータ 原型炉設計 スーパーX型ダイバータ ダイバータシミュレーション 非接触プラズマ 放射損失 インターリンクコイル

1. 研究開始当初の背景

原型炉の概念設計の中でもダイバータ設計には大きな革新が求められている。つまり、電気出力 100 kW レベル(核融合出力 3GW)の核融合炉では、コアプラズマから排出される熱エネルギー(P_{out})は ITER(約 100MW)と比較して約 6 倍大きく、一方、熱負荷処理の工学設計では高温・中性子照射環境により使用材料は限定される。従って、ダイバータ設計には、プラズマの散逸および放射損失パワーを大きく増加し、熱負荷の最大値を ITER での設計(10MW/m²)より低くする物理概念の修正および開発が求められている。

「先進ダイバータ」と呼ばれる新たな概念[1-3]では、磁場形状を工夫することにより、ダイバータにおける磁力線の傾き(ピッチ)を小さくしてダイバータ板までの磁力線長を伸ばすことにより、プラズマを低温化し、ダイバータ板に入射する熱負荷を低下できると考えられている。近年、欧州や米国の実験装置(TCV, NSTX, MAST, DIII-D)で検討が始められ、通常のダイバータ配位と比較して熱負荷が緩和する結果が報告され[4-6]、新たな物理研究として高く評価された。一方、先進ダイバータプラズマのモデル化およびダイバータ形状や平衡磁場コイルの配置などの具体的な物理・工学検討が必要である。

原型炉設計では、通常のダイバータ形状での設計が優先的に進められているが、原型炉から商用炉に向けダイバータ熱負荷を 10MW/m² から半程度に低減する手法がプラズマシナリオとダイバータ設計に強く求められている。先進ダイバータはその候補として期待が高まっている。国内では研究代表者らにより先進プラズマ平衡配位を計算するコードの整備と原型炉での設計検討が開始された状況であった[7]。ダイバータにおける具体的な熱エネルギー処理と工学設計の課題を明らかにするため本研究を進めた。

2. 研究の目的

原型炉の概念設計において、コアプラズマから排出される大きなエネルギーを広い範囲に散逸するためダイバータ設計の革新が求められている。現在、利用可能な工学ベースを基にした原型炉パラメータやプラズマ性能の見直しを開始され、先進ダイバータの設計課題とその優先度を検討することが求められている。

本研究では「先進ダイバータ」概念について、実験結果の検証を行うとともに、原型炉に相当する熱流・粒子流の条件下でダイバータ・シミュレーションを実施し、原型炉に適した磁場配位およびダイバータ形状の検討を行う。同時に、原型炉における「先進ダイバータ」設計の課題を明らかにし、物理および工学分野における将来の開発要素を示すことを目的とする。

3. 研究の方法

原型炉における先進ダイバータ概念について以下の課題に対して検討結果をまとめ、今後の工学・物理課題を明確にする。

- (1) 先進ダイバータの概念設計を行い、物理・工学課題を明らかにし、開発要素を示す。
- (2) 原型炉条件下でダイバータ・シミュレーションを実施し、熱負荷の低減度を評価する。
- (3) 先進ダイバータについてトカマク装置での実験結果を検証し、検討課題を示す。

4. 研究成果

- (1) 先進ダイバータの磁場形状特性と物理・工

学検討結果、課題および開発要素:

先進ダイバータは、スクレープオフ層(SOL)の磁気面の間隔を広げ、ダイバータでの磁力線連結を伸ばす磁場形状が特徴であるが、その形成にはダイバータコイルを複数設置すると共に、1つのコイルにプラズマ電流と逆方向の通電が必要である。従って、ダイバータコイル電流は通常のダイバータより増加するため、超伝導コイルの設置位置と工学設計は、重要な課題である。現在、先進的なダイバータ磁場配位として主に「スーパーX ダイバータ(SXD)」および「雪結晶型(Snowflake)ダイバータ(SFD)」の実験研究が進められているが、本研究では、先進ダイバータの形状やサイズが原型炉設計に適切であるか、ダイバータコイルの設計やダイバータカセットの交換が可能かを検討した。

最初に、ITER クラスの大半径 5.8m およびプラズマ電流 14.5MA で核融合出力 3GW の SlimCS を想定した原型炉における SXD および SFD を比較検討した(図1)。この検討のため、SX ヌル点あるいは SF ヌル点の位置を指定し先進プラズマ平衡配位を計算できるよう TOSCA コードを開発した。SXD は、一般的に熱負荷が大きい外側ダイバータのみに設置したが、非接触プラズマ発生時にはダイバータ長(ヌル点からダイバータ板までのポロイダル長: L_p)の長い設計案は不必要と思われるため、初期の提案[3,4]よりも交換用カセットに収まるサイズを想定した。比較のため通常のダイバータ(reference)の第一壁位置を示す。次節(2)に非接触プラズマをプラズマシミュレーションで検討した結果を記す。また、ダイバータコイルを通常のダイバータ設計のようにトロイダルコイルの外(下)に設置するとコイル電流が大きく増加し、100-300MA に達し実現性がないため、トロイダルコイル内に設置する「インターリンク」型のダイバータコイルの検討を進めた。この場合は、どちらも 3 つのインターリンクコイルを使用した。SFD では、ヌル点付近で磁気面が広がり磁力線長が大きくなる磁場構造の特徴からバッフル部の開口幅を広げるとともに、深さは浅くした。

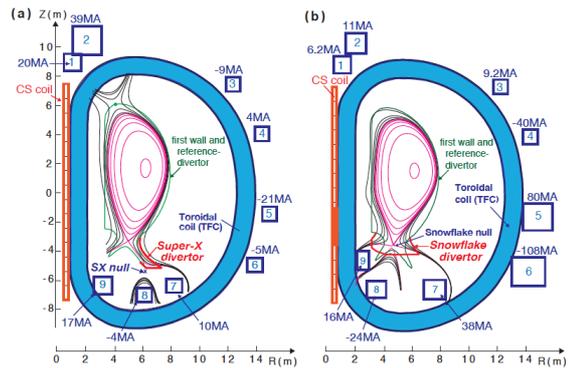


図1 インターリンク・ダイバータコイルを使用した(a) スーパーX ダイバータ(SXD)、(b) Snowflake ダイバータ(SFD)のコイル配置例。電流値およびダイバータ形状も表示。従来のダイバータ形状も示す。

先進ダイバータの磁場配位の特徴を図2に示す。赤道面外側 1mm を通る磁力線について、 L_p に対する磁力線に沿った距離($L_{||}$)を、 L_p の異なる通常のダイバータと比較した。SXD では Super-X ヌル点付近で磁力線距離が伸びる(磁力線間隔が拡張する)。この例では通常の Long-leg ダ

イバータ ($L_{//}=41\text{m}$)と比較してさらに 1.4 倍程度に延長でき、プラズマの低温化とプラズマ粒子束の散逸によるダイバータ熱負荷の低減が期待される。一方、インターリンク型ダイバータコイルに流す電流は、最大 17MA で約 1.5m 幅の超伝導コイルが必要と思われる。一方、SFD では強磁場側にコイルを設置し、コイル電流も大きくなるため SXD より設計が難しい。さらに SFD では一部の CS コイルを平衡磁場コイルとして使用する必要があり、主プラズマ形状の制御にも影響を及ぼすため原型炉への適用に多くの課題が明らかとなった。工学検討の設計課題はどちらにも共通するが、SXD の設計がより容易と考えられる。

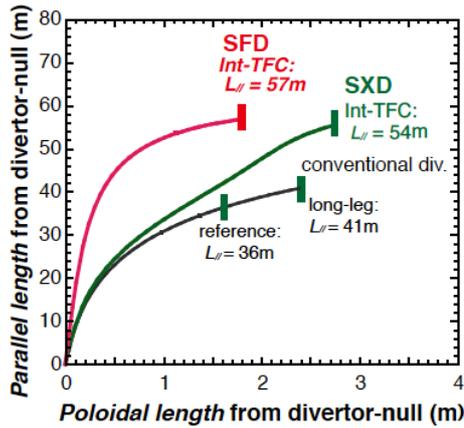


図2 ヌル点からのポロイダル距離に対する磁力線方向の距離 (通常のダイバータ配位: reference と long-leg も参考表示)

次に、SXD の工学設計を具体的に進めた。実際に SlimCS に適用した概念設計を行い、ダイバータカセット、中性子遮蔽、インターリンクコイル配置の整合性を取りつつ、インターリンクコイル数を2本まで減らせることを示した。インターリンクコイルの超伝導線材候補としては、(1) 熱処理後にコイル巻き(R&W)可能な超伝導材 Nb_3Al の商用化(交流損失を減らすため細いフィラメントでの製作)に向けた開発、(2) トロイダルコイル(TFC)設置後にその内側での巻き方、(3)電磁力を受けるコイルの支持設計が工学検討課題と考えられる。さらに、(4) インターリンクコイル設置後に TFC 間を通して、真空容器を組み立てる必要があり、一連の設置手法・技術とコストの低減も課題となる。さらに、(5) 特にコイル#8 にはプラズマおよび周囲のコイルが発生する半径方向磁場により大きな電磁力(920MN)が発生し、支持構造を補強すべきことが判明した。そこで、設置場所による磁場強度の変化を調べ、設置位置を 50cm 程度移動することで 430MN まで低減できることも検討した。さらに、(6) 現在 ITER の中心ソレノイドコイルで使用される商用化された超伝導材 Nb_3Sn を使用し、コイル巻き後に熱処理 (W&R) する手法について、超伝導コイルへの応力と熱処理機器の設置スペース等を検討した結果、SXD の場合は可能と思われる。

近年、日本の原型炉設計では「早期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。核融合出力 1.5 GW レベルで主半径 8-9 m とした定常運転の原型炉(新たな原型炉)が想定され、本研究経験を生かして対応する先進ダイバータを検討した。SXD の参考例を図 3 に示す。インタ

ーリンクコイルの電流を低下できることがわかる。以上の工学検討に加え、プラズマ電流の立ち上げ・下げ時において、リミターからダイバータ配位に移行した直後よりストライク点をダイバータ板上に維持し、追加熱を開始する平衡配位の制御シナリオを検討・提案した。この際、平衡配位の時間的変化は、購入した高速の PC を使用することにより、短時間 (40 時刻を 2 時間程度) で計算が可能となった。

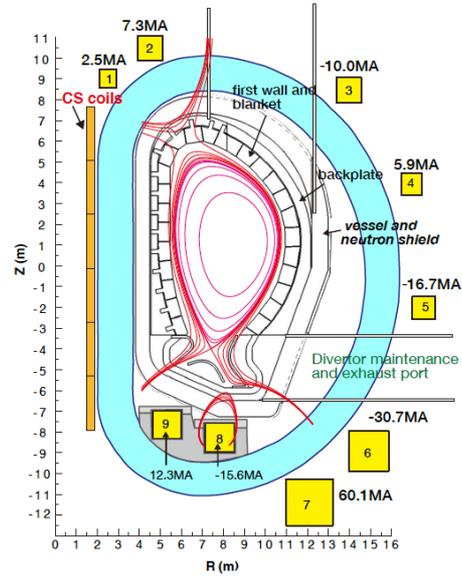


図3 新たな原型炉設計 ($R_p=8.2\text{m}$, $I_p=14\text{MA}$, $P_{\text{fus}}=1.5\text{GW}$) に対応する SXD 設計例。

(2) 原型炉の条件下でダイバータシミュレーションを実施し、熱負荷の低減度を評価:

原型炉のダイバータ研究では、不純物ガス入射により放射損失を高めるとともに、より非接触プラズマを発生させやすいダイバータ形状を検討している。SXD は SFD と工学的課題は共通するが、比較的検討が容易と思われるため、ダイバータ概念の代替案と考え、ダイバータプラズマの低温化について物理検討を進めた。

ダイバータシミュレーションコード(SONIC)を、先進ダイバータ磁場配位計算に使用して、アルゴン不純物入射による放射損失の分布とデタッチプラズマの生成について評価を行った。通常ダイバータでの計算と同様に、ガス入射量を調整することにより周辺プラズマへ排出されるパワー ($P_{\text{out}} = 500\text{MW}$) の 92% ($P_{\text{rad}} = 460\text{MW}$) を放射損失で散逸した場合の計算結果(内側および外側ダイバータでの電子密度、イオン温度、放射損失の 2 次元分布)を図 4 に示す。外側ダイバータで放射損失分布は 201MW (P_{out} の 41%)に達する(内側ダイバータでは 172MW (33%))が、放射損失密度の高い領域がセパトリスから外側になるに従いダイバータ下流(板方向)になっている(図 4(f))。これに従い温度の低い(1eV)非接触プラズマ(図 4(d))が SX ダイバータのヌル点から下流で生成される。

ダイバータ板付近のプラズマ分布を図 5 に示すが、内側ダイバータだけでは無く、外側ダイバータにおいてもダイバータ板全域で非接触プラズマとなる「フルデタッチ」状態を効果的に生成できることが明らかとなった。(1) 全体的にダイバータ板の上流で放射損失が増加すること、(2)

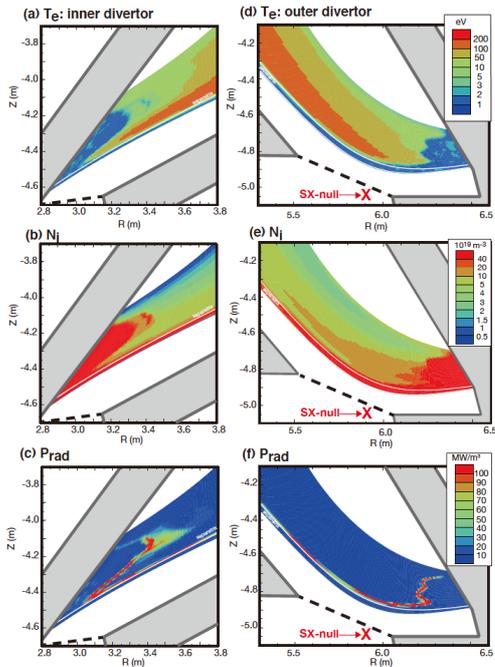


図4 SlimCS 先進ダイバータ(外側のみ)における内側および外側ダイバータにおける(a)(d)電子温度分布、(b)(e)イオン密度分布、(c)(f)アルゴンイオンの放射損失分布。

非接触プラズマ発生によりプラズマによるダイバータ板への最大熱負荷は 3MWm^{-2} 程度へ低下する一方、表面再結合による熱負荷は増加するため、さらに放射損失と中性粒子によるパワーを合計したピーク熱負荷は 10MWm^{-2} となる。これは、通常ダイバータでの非接触プラズマ発生の結果 (15MWm^{-2}) と比較して 5MWm^{-2} 低減する。通常のダイバータと比較して、ダイバータ板上流の SX ノル点付近で放射損失の強い領域が発生するが、インターリンクコイルの設置やコイル電流の増加など工学的負担が大きい一方で、ダイバータ熱負荷低減の効果が小さいように思われる。

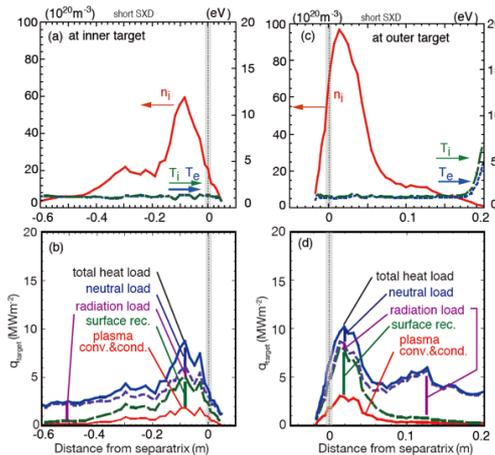


図5 外側をSXDとしたダイバータでの(a)(c)プラズマ分布、(b)(d) 熱負荷成分の積算分布。

さらに、原型炉設計の変更(核融合出力の低減、主半径の増加)に伴い計算メッシュを作成し、SONICコードでダイバータ・プラズマを計算した。主半径が 8m クラスになることで、ダイバータサイズおよび L_p は増加する。新たな原型炉設計における通常のダイバータ形状での計算結果($P_{\text{out}} =$

250MW)と比較して主プラズマからの放射パワーを若干増加し(275MW)、アルゴンガス入射により80%を放射損失した場合について検討した。SlimCS($P_{\text{out}} = 500\text{MW}$)と比較して P_{out} が約半分になるため、放射損失割合の低減($P_{\text{rad}}/P_{\text{out}} = 0.92$ から 0.8)にもかかわらず、図6に示すとおり、大きな放射損失の領域はダイバータ上流に移動し、セパトリクス付近の広い領域で SX ノル付近まで既に非接触プラズマとなる。従って、ダイバータ板でのプラズマ熱負荷、放射損失による熱負荷共に減少し、最大熱負荷は 4MWm^{-2} 程度に低下するとともに「フルデタッチ」状態を生成でき(図7)、プラズマ低温化の点で利点と考えられる。一方、通常のダイバータでは最大熱負荷は 7MWm^{-2} 程度まで減少するが、セパトリクスから離れた部分(10cm から外側)では「接触ダイバータ」であり、ダイバータ板の損耗が懸念される。

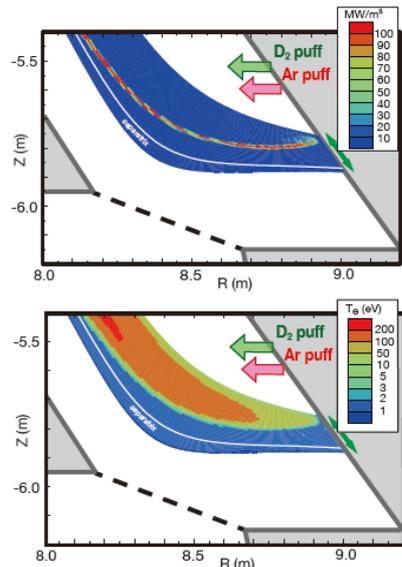


図6 外側SXDにおけるアルゴンイオンの放射損失分布および電子温度分布。

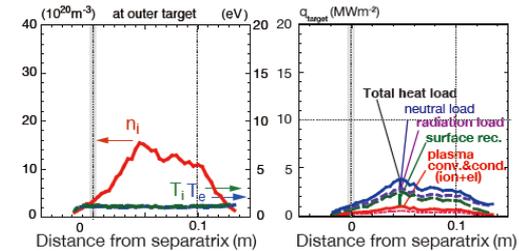


図7 外側SXDでのプラズマ分布と熱負荷成分の積算分布。

以上、プラズマサイズや核融合出力の異なる原型炉に対応する先進ダイバータSXDにおける非接触ダイバータ生成についてSONICコードを修正して検討を行った結果、通常のダイバータ形状での計算結果と比較して、(1) 拡散係数などの条件を仮定した検討では、熱負荷ピークの低減効果は30-50%程度と考えられるが、(2) 「フルデタッチ」ダイバータ生成には効果的と考えられるため、定常運転による損耗が懸念される原型炉では大きな長所と考えられる。

先進ダイバータでは、特にセパトリクス付近の SOL の磁場構造を効果的に(磁力線を長く磁気面を広く)変化できるが、本シミュレーションにより、

ダイバータ板では広い領域で非接触ダイバータ状態を生成できることを明らかにした。プラズマの低温化につれ、プラズマの広がりが増加するため、レッグ長(サイズ)とSX 複数点位置の最適化が今後の設計課題である。同時に、先進ダイバータ実験で指摘されている拡散機構の増加などの知見を取り入れ評価することが必要である。

今回実施できなかった SFD プラズマのシミュレーションのためには、SONIC コードのプライベート部に新たな輸送計算領域を加える大規模の改造が必要である。物理的に大きな利点を得られた場合は、その効果を取り込んだ評価を進め、より難しい工学課題の検討が必要と考える。

(3) 先進ダイバータについてトカマク装置での実験結果を検証し、検討課題を示す:

近年行われた NSTX(プリンストン・プラズマ物理研究所、米国)、DIII-D(ゼネラルアトミックス社、米国)の SFD 実験結果を調査し、SFD 磁場配位を制御する手法、ダイバータ熱負荷の低減等の結果や課題を検討した。一方、SXD 実験は TCV(ローザンヌ工科大学、スイス)の小型装置が主で有り、専用の SXD ダイバータを設置した MAST-Upgrade(カラム研究所、英国)の実験開始(2016年)が待たれる。

平成25年8月6-7日及び26年7月23日に DIII-D で実施された SFD 実験に参加した。DIII-D は、現在、Hモードプラズマで先進ダイバータ研究が行われている唯一の実験装置であるため、核融合炉に向けた熱負荷の低減の研究として貴重である。プラズマ電流 0.7-1.4MA の間で SFD プラズマの位置制御の調整が行われた後、高パワーの中性粒子ビーム入射(6-8MW)による Hモードプラズマにおいて、ほぼ完全な雪結晶型ダイバータの平衡磁場配位を維持できるようになった。

SFD 平衡磁場の制御手法とプラズマ熱流低減に関する実験結果の概略を以下に記す。(1) SFD プラズマ平衡制御に使用する高精度の再構成計算は、熱負荷が最大となる位置を制御する上で重要である。プラズマ変化に伴い不完全な SFD 配位となることがあり、赤外カメラの計測と一致するためには平衡磁場の再構成手法にプラズマ(周辺部の電流分布など)の影響を考慮する必要が考えられる。(2) 完全な SFD プラズマ平衡配位を生成する際、通常のダイバータでのストライク点において熱負荷ピークが 5-6 MW/m² から 1MW/m² 以下に低減し、周辺部のストライク点での熱負荷ピーク(2MW/m²)が現れ、1/2-1/3 程度の熱負荷ピークの低減が期待できる。(3) 不純物ガス入射により非接触ダイバータを生成する実験が開始され、放射損失を増加したダイバータでは、通常ダイバータでも熱負荷は大きく低下するため正確に解析中である。

(4) まとめ

先進プラズマ平衡を計算するコード(TOSCA)の開発を行うと共に、原型炉における先進ダイバータ概念(SXDとSFD)について磁場形状の特徴を明らかにし、工学および物理課題を検討した。SXD はインターリンク・ダイバータコイルの設計と設置、およびダイバータ平衡磁場の制御の観点から、SFD より容易と判断した。本研究では、非接触プラズマ発生時には、従来の長いダイバータ長の SXD 設計は不必要と見え、通常ダイバー

タ設計サイズに収まり、カセットによる交換可能なサイズの設計提案を示した。核融合出力 3GW で ITER クラスの SlimCS と共に、日本の原型炉設計活動で修正が行われている原型炉(1.5 GW レベルで大半径 8 m クラス)条件で SXD を検討した。

工学概念として、

- 超伝導インターリンクコイルとして、R&W 可能な超伝導材 Nb₃Al、および商用化された Nb₃Sn による W&R の検討を行うと共に、TFC 設置後にその内側での巻き方と支持設計が工学開発要素と考えられる。インターリンクコイルへの応力や電磁力、それらを低減する設置位置の検討手法を明らかにした。一方、工学開発課題が大きく低コスト化する必要がある。
- プラズマ電流の立ち上げ・立ち下げ時において、リミターから先進ダイバータ配位に移行した後、ストライク点をダイバータ板上に維持し、追加熱を開始する平衡配位の制御シナリオを検討した。

物理概念設計の検討として、

- 主プラズマのパラメータや核融合出力の異なる原型炉設計に対応する SXD における非接触ダイバータ生成について SONIC コードを利用して検討を行った結果、熱負荷ピークの低減効果は、通常のダイバータ形状と比較して 30-50%程度と考えられるが、特に「フルデータタッチ」ダイバータの生成に効果的と考えられる。
- 非接触ダイバータの生成では、先進ダイバータ実験で指摘されている拡散機構の増加などの知見を取り入れ評価することが必要である。特に非接触ダイバータ生成での実験評価は未だ発表されておらず今後の進展が必要である。

現状では、物理実験やシミュレーション結果の利点よりも、インターリンクコイルの設置やコイル電流の増加など工学的負担が大きいと見え、これらの低コスト化できる工学検討を進める必要がある。より効果的に非接触プラズマを生成し、熱負荷を低減可能な先進ダイバータの磁場及び幾何形状を検討し、その効果予測の精度を上げることが課題と考えられる。

参考文献

- [1] D. D. Ryutov, *Phys. Plasmas* 14(2007)064502.
- [2] M. Kotschenreuther, et al., *Phys. Plasmas* 14(2007)072502.
- [3] P. M. Valanju, et al., *Phys. Plasmas* 16(2009)056110.
- [4] F. Piras, et al., *Plasma Phys. Control. Fusion* 51(2009)055009.
- [5] V. A. Soukhanovskii, et al., *Phys. Plasmas* 16(2009)022501.
- [6] M. V. Umansky, et al., *Nucl. Fusion* 49(2009)075005.
- [7] N. Asakura, et al. *J. Plasma Fusion Res. SERIES* 9(2010)136.

5. 主な発表論文等

[雑誌論文] (計3件)

- [1] Nobuyuki Asakura, Kazuo Hoshino, Katsuhiko Shimizu, Kichiro Shinya, Hiroyasu Utoh, Shinsuke Tokunaga, Kenji Tobita, Noriyasu Ohno, "Simulation study of power load with impurity seeding in advanced divertor "short super-X divertor" for a tokamak reactor", *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 463 (2015) pp. 1238-1242, <http://dx.doi.org/10.1016/j.jnucmat.2015.01.068>

- [2] Hiroyasu Utoh, Nobuyuki Asakura, Kenji Tobita,

Yoshiteru Sakamoto, Youji Someya, Kazuo Hoshino, Makoto Nakamura, “Application of inter-linked superconducting coils for central solenoid and advanced divertor configuration of DEMO”, Fusion Engineering and Design, (2015) pp. <http://dx.doi.org/10.1016/j.fueng.2015.01.068>

[3] Nobuyuki Asakura, Kichiro Shinya, Kenji Tobita, Kazuo Hoshino, Katsuhiro Shimizu, Hiroyasu Utoh, Youji Someya, Makoto Nakamura, Noriyashu Ohno, Masahiro Kobayashi, Hirohiko Tanaka, “Investigation of Advanced Divertor Magnetic Configuration for Demo Tokamak Reactor”, Transactions of Fusion Science and Technology, 63 (2013) pp. 70-75.

[学会発表] (計7件)

[1] 朝倉伸幸, 星野一生, 宇藤裕康, 染谷洋二, 徳永晋介, 清水勝宏, 鈴木哲, 飛田健次, 大野哲靖 (名大), 上田良夫 (阪学), 木村晃彦 (京大), 日渡良爾 (電中研), “核融合出力 1.5GW レベルの原型炉におけるダイバータの物理及び工学概念設計の現状”, 第32回プラズマ・核融合学会 年会, 2015 11月24日~11月27日, 名古屋大学東山キャンパス (愛知県・名古屋市)

[2] Nobuyuki Asakura, Kazuo Hoshino, Hiroyasu Utoh, Youji Someya, Suzuki Satoshi, Ezato Koichiro, Shinsuke Tokunaga, Katsuhiro Shimizu, Sakamoto Yoshiteru, Nakamura Makoto, Kenji Tobita, Ueda Yoshio, Noriyashu Ohno, Kimura Akihik, “Conceptual Design Study of the Divertor and Power Exhaust for 1.5-2 GW Fusion Power Demo Reactor”, 12th International Symposium on Fusion Nuclear Technology (ISFNT), 2015年9月14日~9月18日, Jeju Island (South Korea)

[3] 朝倉伸幸, 星野一生, 宇藤裕康, 新谷吉郎, 徳永晋介, 清水勝宏, 染谷洋二, 大野哲靖, 飛田健次, “原型炉における先進ダイバータ「short super-X divertor」の概念設計研究討”, Plasma Conference 2014, 2014年11月18-21日, 朱鷺メッセ (新潟県・新潟市)

[4] Nobuyuki Asakura, Kazuo Hoshino, Hiroyasu Utoh, Kichiro Shinya, Youji Someya, Katsuhiro Shimizu, Shinsuke Tokunaga, Kenji Tobita, Noriyashu Ohno, Masahiro Kobayashi, Hirohiko Tanaka, “Physics and Engineering Studies of the Advanced Divertor for a Fusion Reactor”, 25th IAEA Fusion Energy Conference (FEC) 2014, 13-18 October 2014, St Petersburg (Russia)

[5] 朝倉伸幸, 星野一生, 宇藤裕康, 染谷洋二, 清水勝宏, 新谷吉郎, 徳永晋介, 飛田健次, 大野哲靖, “原型炉における先進ダイバータ “Short Super-X Divertor” の検討”, 第10回核融合エネルギー連合講演会, 2014年6月19-20日, つくば国際会議場 (茨城県・つくば市)

[6] Nobuyuki Asakura, Kazuo Hoshino, Katsuhiro Shimizu, Shinsuke Tokunaga, Kichiro Shinya, Hiroyasu Utoh, Noriyashu Ohno, “Simulation Study of Power Load with Impurity Seeding in Advanced Divertor Configurations for a Tokamak Reactor”, 21st Int. Conf. Plasma Surface Interactions in Controlled Fusion Devices, 2014年5月26日~5月

月30日, 石川県音楽堂 (石川県・金沢市)

[7] Nobuyuki Asakura, Kazuo Hoshino, Hiroyasu Utoh, Kichiro Shinya, Youji Someya, Katsuhiro Shimizu, Kenji Tobita, Shinsuke Tokunaga, Noriyashu Ohno, “Physics and Engineering Studies of Advanced Divertors for Tokamak Demo Reactor”, 2nd IAEA DEMO Programme Workshop, 2013年12月17日~12月20日, Vienna (Austria)

6. 研究組織

(1) 研究代表者

朝倉伸幸 (ASAKURA nobuyuki)
日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門
六ヶ所核融合研究所 研究主幹
研究者番号: 10222572

(2) 研究分担者

星野一生 (HOSHINO kazuo)
日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門
六ヶ所核融合研究所 研究員
研究者番号: 50513222

(3) 連携研究者

清水勝宏 (SHIMIZU katsuhiro)
日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門
那珂核融合研究所 研究嘱託
研究者番号: 30391262

宇藤裕康 (UTHO hiroyasu)
日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門
六ヶ所核融合研究所 研究員
研究者番号: 50566247

染谷洋二 (SOMEYA yoji)
日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門
六ヶ所核融合研究所 任期付き研究員
研究者番号: 20589345

飛田健次 (TOBITA kenji)
日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門
六ヶ所核融合研究所 研究主幹
研究者番号: 50354569

中村誠 (NAKAMURA makoto)
日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門
六ヶ所核融合研究所 任期付き研究員
研究者番号: 80462886

坂本宜照 (SAKAMOTO yoshiteru)
日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門
六ヶ所核融合研究所 研究副主幹
研究者番号: 30354583

大野哲靖 (OHNO noriyasu)
名古屋大学 大学院工学研究科 教授
研究者番号: 60203890

増崎貴 (MASUZAKI suguru)
核融合科学研究所 研究力強化戦略室 教授
研究者番号: 80280593

小林政弘 (KOBAYASHI masahiro)
核融合科学研究所 ヘリカル研究部 准教授
研究者番号: 30399307

田中宏彦 (TANAKA hirohiro)
核融合科学研究所 ヘリカル研究部 助教
研究者番号: 60609981