

小特集 核融合原型炉における運転計画と商用炉に向けた戦略

3. ダイバータ

3. Divertor

増崎 貴¹⁾, 朝倉伸幸^{2,3)}

MASUZAKI Suguru¹⁾ and ASAKURA Nobuyuki^{2,3)}

¹⁾核融合科学研究所, ²⁾量子科学技術研究開発機構, ³⁾原型炉設計合同特別チーム

(原稿受付: 2018年8月10日)

原型炉におけるダイバータに関する運転計画について述べる。ダイバータに関する実施項目を、「プラズマ運転」関係と「ダイバータ機器」関係の2つに分け、それぞれ検討した。プラズマ運転では、主に試運転期(第1サイクル)において、国際熱核融合実験炉 ITER や他の高パワー実験装置において確立されたダイバータ熱負荷軽減運転の原型炉における実証などを行う。第2サイクル以降はダイバータ熱負荷をさらに軽減する運転を開発・確立し、その後、商用炉での使用をめざす低放射化フェライト鋼冷却管を用いたダイバータ構造を設置する。ダイバータ機器では、第1サイクル終了後に全ダイバータカセットを取り出して種々の分析を行い、原型炉におけるダイバータ機器寿命評価の高精度化、商用炉で使用するためのダイバータ構造設計のためのデータ取得などを行う。

Keywords:

DEMO, Operation plan, Divertor, Plasma operation, Divertor components

3.1 ダイバータに関する運転計画検討の前提

ダイバータに関する運転計画は、熱負荷軽減など運転に関わる「プラズマ運転」と、機器損傷や使用材料の寿命などに関わる「ダイバータ機器」の2つについてそれぞれ検討した。本計画は、第2章の炉心制御・プラント運転技術、第5章のトリチウムサイクル・取扱技術、第6章の安全技術、放射性廃棄物処理技術、プラント保守技術と密接に関連している。適宜参照されたい。

原型炉運転開始時のダイバータ構造は、現在、原型炉設計特別チームで検討しているタングステンモノブロック型を想定した。具体的には、内側及び外側ターゲット部には10 MW/m²程度の高熱熱負荷に対処できるタングステンモノブロックと銅合金(CuCrZr)冷却管の組み合わせ、中性子照射が大きく熱負荷が比較的小さいドーム及び内側・外側バッフル部にはタングステンモノブロックと低放射化フェライト鋼(F82H)冷却管の組み合わせを用いることとした[1,2](図1)。以後この構造を「初期ダイバータ構造」と呼ぶこととする。ダイバータターゲット部への熱負荷の低減が確立される原型炉運転期間後期には、次世代の商用炉に向けて、中性子照射の増加に対してより長い機器寿命が期待できるダイバータを設置することを想定した。これを以後「後期ダイバータ構造」と呼ぶ。現時点では、内側・外側ターゲット部もタングステンとF82H冷却管を使用したダイバータ構造を想定した。この場合、除熱性能は最大5 MW/m²もしくはそれ以下に制限される。

ダイバータ機器、制御・検査・保守方法、及び必要なプラズマ計測機器は、原型炉建設前に開発が完了しているこ

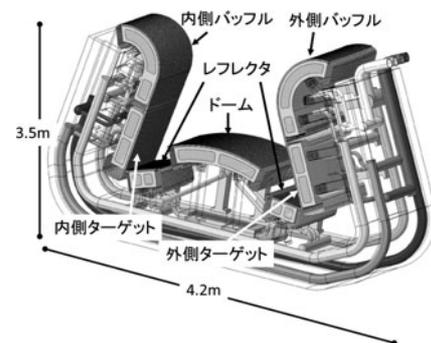


図1 CuCrZr冷却配管使用(内・外側ターゲット)およびF82H冷却配管使用(内・外側バッフル、レフレクタ、ドーム)の冷却ユニットと配管の配置例。

とを前提とし、ここで検討する原型炉運転計画としては、原型炉におけるプラズマ運転中と、遠隔保守によりダイバータカセットを炉外(ホットセル)へ取り出した後の実施項目をそれぞれ検討した。ダイバータカセットは、試運転サイクル(第1サイクル)終了後に全数を交換することになっている。

3.2 実証項目の抽出

ダイバータに関する運転計画で実証すべき項目として、「a. プラズマ運転」では、

- a-① ダイバータ配位の形成と制御
- a-② ダイバータ熱負荷軽減の実証と運転シナリオの確立
- a-③ ダイバータ排気と粒子制御の確立
- a-④ シミュレータによる運転開発

の4項目を挙げた。これらは原型炉において一から構築するものではなく、ITER及びJT-60SA、LHDなど高パワー実験装置において得られた知見、確立された運転シナリオを基に、原型炉環境において確立・実証を行う。原型炉での確立・実証は、主として試運転サイクル(第1サイクル)において実施する。またここでは、ITERなどで確立された周辺プラズマモデリングを基にシミュレータを構築し、原型炉におけるダイバータプラズマをある程度予測可能であるとした。定格核融合出力での定常運転が行われる第2サイクル以降は、後期ダイバータへの移行を進めるため、ダイバータターゲットへの熱負荷を5 MW/m²以下に低減する炉心及びダイバータプラズマ運転シナリオの開発も視野に入れている。「b. ダイバータ機器」においては、

b-① 機器の健全性の確認及び評価技術の確立

b-② 後期ダイバータ構造開発

の2項目を挙げた。

a項目、b項目のいずれも、重要度・優先度分類において技術的重要度としては「A:基盤技術」であり、利用優先度としては「1:原型炉でなければ実証できない技術」である(表1参照)。以下に各項目の詳細を述べるとともに、これらの前提となる、ITERやJT-60SAなどの大型核融合実験装置で開発・実証しなければならない研究・技術項目も以下の各節に記述した。第1サイクルにおける軽水素パルス運転からDT定常運転までの運転の進め方は、第2章を参照されたい。b-①に関しては、ダイバータ機器の寿命について、現在までに得られている知見を基にした評価についても述べる。

3.2.1 プラズマ運転に関する実施項目の内容

「プラズマ運転」に関して、原型炉運転までにITERなどでの確立が期待される技術は次の通りである。

- ・プラズマ電流15 MAまでの、ダイバータ配位制御
- ・計測・制御装置及び制御ロジック
- ・放射線環境下におけるダイバータ計測
- ・非接触ダイバータ制御
- ・高閉じ込め性能と両立する高放射損失シナリオ
- ・高Z不純物蓄積の抑制・制御
- ・非接触ダイバータ運転でのヘリウム排気

これらが確立されていることを前提として、原型炉におけ

る実施項目を以下に詳しく述べる。

a-① ダイバータ配位の形成と制御

本項目で実証・確立すべき内容は次の通りである。

- (1) ループ・磁気コイルを使用した平衡配位のフィードバック制御(第1サイクル全般で実施)
- (2) 低プラズマ電流(3-5 MA)からダイバータ配位へ移行し、定格プラズマ電流値(13-15 MA)に至るまでの制御ロジック(定格プラズマ電流運転が予定されるDDパルス運転から実施)
- (3) ベータ値及び内部インダクタンス等が変化するプラズマの平衡配位について、設定位置とダイバータ及び周辺計測の測定値のずれ評価と、ずれを許容範囲内に収めるための平衡フィードバックの改善(第1サイクル全般で実施)
- (4) ITERよりも高い規格化ベータ値と非誘導電流駆動割合を維持する定常プラズマシナリオ及びα加熱条件におけるストライク点位置のフィードバック制御(H+Heパルス運転から実施)
- (5) ストライク点掃引(定常・非定常熱負荷低減)、あるいは低減されたELM熱負荷ピークの位置を掃引する技術等、ITERでの経験からこれらを使用する必要がある場合は、原型炉として確立・実証(第1サイクル全般で実施)
- (6) 放射線環境下における計測・制御装置の性能確認(DDパルス放電から実施)

a-② ダイバータ熱負荷軽減の実証と運転シナリオの確立

非接触プラズマ発生によるダイバータターゲットへの熱負荷軽減シナリオは、ITER及びJT-60SA、LHDなどの高パワー入射が可能な実験装置において確立したシナリオを基に、加熱パワーがより大きな原型炉におけるシナリオを確立・実証する[1,3,4]。特に、ELMによる繰り返し熱負荷の軽減・抑制技術は、原型炉ではダイバータ対向材の寿命に大きく影響するため、原型炉に適応可能なシナリオを実験装置で確立・実証しておくことが望まれる。

原型炉において確立・実証すべきことは次の通りである。

- (1) 不純物種及び不純物ガスパフ位置の選択とフィードバック応答、燃料ガスパフ(HあるいはDのみ、DT混合)による周辺密度制御等について、追加熱・α加熱の段階ごとに非接触ダイバータ制御を確立し、第1サイクル最終期に予定されているDT定常運転前に実証する。
- (2) 多種のダイバータ計測装置が使用できる非放射化時期(HHパルス運転、H+Heパルス運転)及び初期放射化時期(DDパルス運転初期)に、これらの計測装置で得られたデータを用い、非接触プラズマのダイバータ内での制御を確立するとともにシミュレータを改善する。
- (3) DT燃料を用いた運転(DTパルス運転、DT定常運転)では、α加熱の増加に伴い、最小限の計測器(赤外線カメラ、ボロメータ、分光、レーザー計測程度)でフィードバック制御を行い、シミュレータの精度を上げる。
- (4) 第1サイクル(DT定常運転)及び第2サイクルでは、プラズマ対向壁表面状態や温度を監視し、ストライク点移動やスイープ、放射損失の増加等を制御し、対向壁の損耗

表1 ダイバータに関する重要度・優先度分類。

		利用優先度		
		1:原型炉でなければ実証できない技術	2:原型炉で実証するのが合理的な技術	3:原型炉以外で実証可能な技術
技術重要度	A:基盤技術	a-① ダイバータ配位の形成と制御 a-② ダイバータ熱負荷軽減の実証と運転シナリオの確立 a-③ ダイバータ排気と粒子制御の確立 a-④ シミュレータによる運転開発 b-① 機器の健全性の確認及び評価技術の確立 b-② 後期ダイバータ構造開発	—	—
	B:重要技術を要する	—	—	—
	C:合共有でない技術	—	—	—

や溶融を低減する。熱負荷と照射時間に対する損耗や溶融の経験をシミュレータに反映し、後期ダイバータ設計・運転に利用する。

(5) 第2サイクルから、後期ダイバータに向けた、放射損失増加によりダイバータ熱負荷を低減する運転シナリオ開発を開始し、第3サイクル以降に確立する。

a-③ ダイバータ排気・粒子制御の確立

非接触ダイバータにおけるヘリウム排気性能、定常放電におけるトリチウムの壁への蓄積低減および壁中のトリチウムの除去・回収について、ITER及び高パワー入射可能な金属壁の実験装置（タングステン壁が望ましい）において確立し、原型炉環境下での実証を行う。

(1) 非接触プラズマでのヘリウム排気について、大型トカマクでのヘリウム入射実験やITERのシミュレーションでは、 $n_{\text{He}}/n_e < 5\%$ は可能とされているが、ITERより3倍程度核融合出力の高い原型炉では $n_{\text{He}}/n_e < 7\%$ 程度を目指す。ITERなどで確立された、非接触プラズマでのストライク点及びドーム位置に対するスル点位置の調整、ダイバータにおける粒子排気量の増加、密度分布制御やガス圧増加によるヘリウム排気効率の改善手法などを原型炉において実証する

(2) トリチウム蓄積の評価、蓄積の要因特定と低減及び除去手法を確立し、実証する。放電時間が短い大型トカマクや比較的低温壁のITERでの手法を基に、原型炉における高温壁かつプラズマ・中性子照射環境における手法を開発する必要がある。トリチウムトレース模擬試験を含め第1サイクル初期から排気及びトリチウム回収プロセスの確認が必要である。非放射化運転（HHパルス運転、H+Heパルス運転）では、多くの計測器を用いて周辺プラズマとプラズマ・壁相互作用に関するデータ収集を行い容器内でのトリチウム挙動を理解するとともに、原型炉プラント内でトリチウムの輸送を模擬するためのトリチウムシミュレータ（第5章を参照）の改善に寄与する。

(3) ITERなどで確立された、 α 粒子及びECHによる中心加熱と密度制御、周辺及びダイバータからのタングステン不純物の蓄積制御、ELM制御による高Z不純物蓄積の能動制御、などの手法を原型炉において実証する。

(4) 第1サイクルの最後では、真空容器内からのトリチウム回収（同位体プラズマ照射、ベーキング、酸素・空気導入など）を行い蓄積量の評価、実効トリチウム増倍率増加等に反映する。（第5章を参照）

a-④ シミュレータによる運転開発

(1) HHパルス運転、He+Hパルス運転（非放射化運転）では、ITER及び金属壁トカマク研究を基に整備したダイバータシミュレーションを使用し、原型炉に設置した計測装置を用いて予測と実験結果の比較と原型炉プラズマにおけるパラメータの不確定性をできるだけ小さくする。簡約モデルや数値シミュレーションのデータベース等に基づきシミュレータ（主に放射損失、非接触ダイバータ制御）の改善、確立・実証を行うとともに、プラズマ・壁相互作用過程や水素同位体蓄積、燃料プロセスに関するトリチウムシミュレータ（第5章を参照）の改善に寄与する。

(2) 放射化を伴うDDパルス運転においては、放射線環境下で使用可能な計測器を用いて周辺プラズマ物理データを収集し、原型炉でのダイバータシミュレーションの再現性及び外挿性を向上する。シミュレータの精度を高め、シミュレータによる運転制御を実証する。

(3) DTパルス運転では、追加熱・ α 加熱の段階ごとに、シミュレータによる燃焼プラズマ再現、トリチウムシミュレータによるトリチウム入射・回収の評価について実証を行う。

3.2.2 ダイバータ機器に関する実施項目の内容

ダイバータ機器に関して、ITERでの確立が期待される技術、原型炉以前に確立されるべき開発課題は次の通りである。

- (i) ITERでの確立が期待される技術
 - ・モノブロック形状・配置および冷却配管接合の最適化
 - ・プラズマ対向材表面の熱伝導特性等の評価
 - ・タングステンの損耗・溶融の評価
 - ・ITERの中性子環境におけるタングステン及びCuCrZrの損傷データベース
- (ii) 原型炉以前に確立されるべき開発課題（実証時期、方法は今後の課題である）
 - ・材料及び冷却ユニットの損傷発生機構、損傷進展の理解
 - ・中性子照射後の冷却ユニット材料の機械特性・熱特性の評価
 - ・高損傷領域の早期データ取得のための、微少試験片評価技術の確立
 - ・予測精度向上のための、既存の中性子照射済み微少試験片の機械特性・熱特性評価
 - ・加速器型中性子源及び高速実験炉（常陽等）を利用した照射データの取得
 - ・原型炉及び商用炉に向けたプラズマ対向材料及び冷却配管材料の開発と接合技術

これらを踏まえ、原型炉における実証項目について以下に詳しく述べる。

b-① 機器の健全性の確認及び評価技術の確立

ダイバータ機器の寿命評価の高精度化を目的とする。第1サイクル終了後は、ダイバータ冷却ユニットへの中性子照射によるCuCrZr配管の寿命よりも、初期のパルス運転の繰り返しによる対向材の損傷・溶融、対向材・冷却配管の疲労脆化のため、全ダイバータカセットを交換することを計画している。一方、その後、半年から1年のDT定常運転を行う第3サイクル後の交換では、CuCrZr配管の寿命が主な要因（対向材の損耗や溶融の可能性もある）と考えている。取り出しと交換に関しては、本小特集の第6章を参照されたい。取り出したダイバータカセット及び冷却ユニット（ダイバータ構造体）について、以下の健全性確認・評価を行う。

- (1) ホットセル内におけるベーキングによる残留ガス分析の実証とデータ取得
- (2) ホットセル内におけるターゲット部外観検査方法の実証とデータ取得

- (3) ホットセル内におけるダスト捕集方法の実証とデータ取得
- (4) ターゲットユニットの熱特性評価方法の実証とデータ取得
- (5) モノブロックを切り出して試験片を作成し、強度試験及び熱特性評価を行うための方法の実証とデータ取得
- (6) ターゲット冷却配管の健全性確認手法の実証とデータ取得

b-② 後期ダイバータ構造開発

後期ダイバータは、中性子照射量の高い環境でブランケットと同程度の交換頻度(3-5年)で使用可能なダイバータを目指したものとなる。現時点では、タングステンモノブロック構造で冷却管をF82Hとする構造を想定した。熱除去性能は、CuCrZr冷却管使用時に比べて低下するので、ダイバータ熱負荷が低減された運転(例えば5 MWm⁻²程度以下)が確立・実証されていることが必要条件である。

このため材料・工学の面では、第1サイクル終了後に炉内から取り出した初期ダイバータの、ドーム部及びバッフル部のタングステンモノブロック、F82H冷却管、及びそれらの接合部について、中性子照射損傷等の状態を調べることで、後期ダイバータの構造検証と、ブランケットと同程度の寿命をめざした設計の改善を行う。そのため、以下を実施する。

- (1) ホットセル内におけるドーム部外観検査方法の実証とデータ取得
- (2) ドームユニットの熱特性評価方法の実証とデータ取得
- (3) ドーム部及びバッフル部のモノブロックを切り出して試験片を作成し、強度試験及び熱特性評価を行うための方法の実証とデータ取得
- (4) ドーム部及び内外バッフル部のF82H冷却管の健全性確認手法の実証とデータ取得

3.2.3 ダイバータ機器寿命について

ダイバータ機器の寿命は運転サイクル期間の長さを決める重要な要素である。そのため、現在までに得られている知見等から、ダイバータ機器寿命に関する評価を行った。ダイバータ機器寿命は、次に挙げる損傷等により決まると考えられる。

- ・プラズマ照射によるタングステンアーマの損耗
- ・タングステンアーマの中性子照射損傷
- ・初期ダイバータ構造においては、CuCrZr冷却管の中性子照射影響による強度の低下や変形など
- ・後期ダイバータは、F82H管の中性子照射影響による強度低下や変形など

3.2.3.1 プラズマ照射によるタングステンアーマの損耗

シミュレーションによれば、ストライク点とその近傍はデタッチメントによりプラズマ温度・密度が低下し、プラズマ照射による損耗は問題にならないと考えられる。一方、ストライク点から離れたアタッチ領域では、電子・イオン温度が10 eV以上であり、イオン束も10²³/m²/s程度で

あると予測される。さらにダイバータ熱負荷軽減のためにアルゴンなどの不純物ガスを導入するため、アタッチ領域でタングステンが損耗することが考えられる。例えばアルゴンが0.2%含まれたプラズマで1年間定常運転を行い、再堆積割合を90%と想定した場合、数mmも損耗する可能性がある。これは現在設定しているアーマ表面から冷却管までの距離(5 mm)に匹敵する値である。ストライク点の移動等による損耗の分散化、再堆積による自己修復効果、ダイバータの形状の工夫によるプラズマ温度の低減により損耗による寿命の延長の可能性はある。ダイバータ設計と部分非接触ダイバータのシミュレーションの改善、さらに詳しいタングステンの損耗・輸送・再堆積モデルの改善等を行いより正確な評価を行う必要がある。

3.2.3.2 プラズマ対向材料の中性子照射損傷

純タングステンの中性子照射損傷に関する既存データの照射条件は、照射温度が約1000℃以下、照射損傷量が最大約2 dpaとなっている。原型炉においては、タングステンの使用温度は約200~300℃(冷却材温度)から1300℃(タングステンの再結晶温度)と想定され、照射損傷量は、長期の定常運転時に10 dpa以上になると見込まれる。従って、既存の中性子照射データの照射条件と、原型炉で想定される照射条件には隔たりがある。タングステンの中性子照射効果に関する既存の研究で得られている知見を基にすると、中性子照射の初期から約1 dpa程度までの領域では、はじき出し損傷による脆化が主として起こり、それ以降は核変換生成物の照射誘起析出による脆化と熱特性の低下が起こると予想される。しかし、核変換生成物の生成量は熱中性子束に依存するとともに、既存データと原型炉で想定される照射条件(中性子エネルギースペクトル、照射量)や材種に違いがあることから、原型炉におけるタングステンの、一定の精度を有する寿命予測は現状困難である。原型炉におけるタングステンの寿命予測のためには、原型炉で想定される中性子エネルギースペクトルを模擬できる照射場において、実機での使用が想定されるタングステン材料を用いた中性子照射及び機械特性と熱特性評価が必要であると考えられる。加えて、過去に高速炉で照射したタングステン試験片の利用も、照射効果の調査及びデータの拡充の観点から有効であり、そのための微小試験片を用いた特性評価技術開発及び特性評価も必要であると考えられる。

3.2.3.3 銅合金の中性子照射損傷

中性子照射による銅合金の損傷としては、低い照射線量から順に、照射誘起硬化(~0.2 dpa)、照射誘起軟化(~1 dpa)、核変換ヘリウムによる高温脆化(~6 dpa)、核変換に伴う熱伝導率低下(~10 dpa)、ボイドスウェリング(~100 dpa)がある。さらに、これらの損傷の現れ方は、温度によって変わるので注意が必要である。照射誘起硬化及び軟化については、温度が280℃よりも低い場合は硬化が起き、軟化は起きない。逆に温度が280℃よりも高い場合は軟化が起こる[5]。銅合金冷却管は加圧水の圧力境界のため構造材としての機能が求められるが、ダイバータ構造の機械的強度を担保する必要は無い。硬化及び軟化は

進行しても熱伝導率は大きくは変わらないため、明確な核変換ヘリウムによる高温脆化が起きる 6 dpa 程度が寿命になってくるとも考えられる。

3.3 抽出項目の優先度，実施時期

ダイバータについて抽出された項目は、原型炉運転では必須となり、かつ原型炉でしか実施できない点を考慮し、重要度・優先度分類としては、表 1 に示すようにいずれの項目も A1 とした。試運転段階は主にプラズマ運転スケジュールに着目して検討し、第 2 章の炉心プラズマ制御の項目とも密接に関わっている。準備段階、試運転段階の実証時期について表 2 に示す。

第 1 サイクル終了後に全ダイバータカセットを交換する。3.2.2 節で述べたようにこれは、ダイバータ冷却ユニットの中性子照射による CuCrZr 配管の寿命よりも、初期のパルス運転の繰り返しによる対向材の損傷・溶融、対向材・冷却配管の疲労脆化による要因が大きい。ここで機器の健全性の実証と後期ダイバータの実装をめざした実施項目を検討した。一方、その後、半年から 1 年の DT 定常運転を行う第 3 サイクル後の交換では、CuCrZr 配管の寿命が主な要因（対向材の損耗や溶融の可能性もある）と考えている。このため現状の計画では、ダイバータの交換の時期は CuCrZr 配管の寿命により制限されることとなる。ダイバータ健全性の実証項目、交換時期と後期ダイバータの実装のための時期を表に示す。

中性子照射量の高い環境でブランケットと同程度の交換頻度をめざす後期ダイバータは、F82H 管のみのダイバータ（低除熱性能，長寿命）を現在の主案として検討した。第 2 サイクル以降は、後期ダイバータへの移行を進め、ダイバータ熱負荷を 5 MW/m² 程度以下に低減する炉心およびダイバータプラズマ運転シナリオを開発する必要がある。

謝 辞

本運転計画ワーキンググループダイバータサブグループ会合においてご議論いただき、本章の元となる報告書にご寄稿いただいた、野上修平先生、福田誠先生、上田良夫先生、横峯健彦先生、星野一生先生、工藤広信様に感謝申し上げます。時谷政行先生には銅合金の中性子照射影響についてご教示いただきました。

参考文献

- [1] N. Asakura *et al.*, Nucl. Fusion 57, 126050 (2017).
- [2] 鈴木 哲，朝倉伸幸：プラズマ・核融合学会誌 92, 886 (2016).
- [3] 朝倉伸幸，星野一生：プラズマ・核融合学会誌 92, 870 (2016).
- [4] 原型炉設計合同特別チーム・ダイバータ物理検討ワーキンググループ報告書（2018），
<http://www.qst.go.jp/publication/research-report/material.html>
- [5] 時谷政行：プラズマ・核融合学会誌 94, 385 (2018).

表 2 ダイバータ運転計画。

運転サイクル	建設・運転準備段階	1Cycle (試運転)					2Cycle	3Cycle	4Cycle	5Cycle	10Cycle以降	
		cold										Hot
炉内放射線環境		cold					Hot					
ダイバータ		初期ダイバータ# 1					初期ダイバータ# 2	初期ダイバータ# 1	初期ダイバータ# 2	後期ダイバータ		
運転		HH/パルス運転	HH/パルス運転	DD/パルス運転	DT/パルス運転	DT定常運転	DT 定常運転					
【ダイバータ配位の形成・制御】												
平衡配位のフィードバック制御												
定格プラズマ電流におけるダイバータ配慮への移行												
ストライク点フィードバック制御												
ストライク点掃引												
計測・制御装置の健全性確認												
【ダイバータ熱負荷軽減の実証と運転シナリオの確立】												
不純物入射(不純物種)による放射損失増大と制御												
多種の計測器を用いた非接触プラズマの制御とシミュレータの改善												
最小限の計測器を用いた非接触ダイバータの制御とシミュレータの改善												
各種制御によるダイバータ板損耗・溶融の低減												
後期ダイバータのためのさらなる熱負荷軽減運転の確立												
【ダイバータ排気・粒子制御の確率】												
非接触ダイバータにおけるヘリウム排気												
トリチウム蓄積評価・低減手法確立												
タングステン不純物制御												
真空容器壁からのトリチウム回収												
【シミュレータによる運転開発】												
多種の計測器を用いたシミュレータの改善												
最小限の計測器を用いた制御とシミュレータの改善												
シミュレータによる燃焼プラズマの再現												