

機関番号：82641

研究種目：若手研究 (B)

研究期間：2009～2010

課題番号：21760703

研究課題名 (和文) 初期装荷トリチウム無し核融合プラント起動法の開発

研究課題名 (英文) Development of commissioning method for fusion power plant without initial tritium supply

研究代表者

日渡 良爾 (HIWATARI RYOJI)

(財)電力中央研究所・原子力技術研究所・主任研究員

研究者番号：40371348

研究成果の概要 (和文)：

核融合原型炉 Demo-CREST における初期装荷トリチウム無し核融合炉起動法を構築するために、エネルギー発生部分の炉心プラズマ、エネルギー取出し部分のブランケット、燃料に関するトリチウム燃料システムの解析を実施し、本研究の目的である初期装荷トリチウム無し核融合炉起動における運転シナリオを構築し、その技術課題を明らかにした。これにより、核融合エネルギーにおけるトリチウムという自然界に存在しない燃料を予め準備しなくても良い可能性がある事を明らかにした。

研究成果の概要 (英文)：

One of the critical issues for DEMO is how to ensure the initial tritium inventory, because of the limited tritium stock in the world market. Hence, in order to ensure the initial tritium inventory for DEMO, some kind of countermeasures is necessary. One of the comprehensive solutions is the commissioning scenario without the initial tritium inventory, in which the tritium produced and bred by the DD fusion reaction assisted by the NBI beam direct reaction are employed for the commissioning of the fusion power plant. This study has revealed that there is a potential of the plasma commissioning scenario without the initial tritium inventory for Demo-CREST.

交付決定額

(金額単位：円)

	直接経費	間接経費	合計
2009 年度	1,700,000	510,000	2,210,000
2010 年度	1,500,000	450,000	1,950,000
年度			
年度			
年度			
総計	3,200,000	960,000	4,160,000

研究分野：核融合学

科研費の分科・細目：総合工学・核融合学

キーワード：核融合システム工学、初期装荷トリチウム、プラント起動法

1. 研究開始当初の背景

核融合プラントは、自身の発電ブランケット内で燃料であるトリチウムを自己生産しなければならない発電システムである。しかし、核融合発電プラント建設後、最初の起動時には燃料であるトリチウムは自己生産出

来ていないため、必ず数十 kg の初期装荷トリチウムの調達が必要になる。一方で、実験炉 ITER 計画によって民生目的で備蓄・流通している世界のトリチウムのほとんどを使い果たすと言われている。その結果、日本のようにトリチウム生産用原子炉を持たない

国は、ITER で炉心プラズマや発電ブランケット技術を確立したとしても、数十 kg オーダーのトリチウム入手が出来ずに核融合エネルギーは利用できないという状態に陥ることになる。または、原子炉によるトリチウム生成という手法 (CANDU 炉生産量：～3kg/year/reactor) を採っても、トリチウム半減期 (約 12 年) を考慮した十年単位での計画的なトリチウム生成・備蓄が必要になる。従って現状のままでは、核融合発電プラント起動時の初期装荷トリチウム入手方法が確立しておらず、実験炉 ITER 以降の発電実証プロジェクトへ進めない状況にある。

2. 研究の目的

本研究で提案する「初期装荷トリチウム無し起動法」の原理は以下のとおりである (3. 研究の方法図 1 も参照)。①炉心プラズマでの NBI ビームダイレクト反応を含む DD 核融合によるトリチウム生成ならびに DD 核融合中性子生成、②炉心プラズマでの DT 核融合反応による中性子生成、③ブランケット内での DD 核融合中性子、ならびに DT 核融合中性子によるトリチウム生成、④トリチウム燃料処理系でのブランケットならびに排気系からのトリチウム回収、⑤炉心プラズマへのトリチウム燃料供給、以上①～⑤のサイクルを繰返し炉心プラズマ中のトリチウム濃度を上昇させていく起動法である。

本起動法の開発に向けて、以下に示す 3 項目を実施し、プラズマ中でのトリチウム燃料割合が 0% から 50% 到達にするための運転シナリオの構築と必要な時間とエネルギー (電力) を最小化するようシステム最適化を図る。

(1) 中性粒子ビーム (NBI) 駆動重水素 (DD) 放電からスタートし、トリチウム密度を徐々に上昇させる炉心プラズマ運転手法の構築システムコードによるプラズマ運転手法の概略を構築し、それに基づき、トリチウム密度割合の異なるプラズマの各点のプラズマ平衡・安定性、NBI 電流駆動と NBI 粒子によるビームダイレクト DD 核融合反応割合、トリチウム排気等のダイバータ性能を解析し、トリチウム密度割合を出来るだけ早く重水素 50%、トリチウム 50% とするよう最適化したプラズマ運転シナリオを構築する。

(2) 高いトリチウム増殖率を有する初期装荷トリチウム無し核融合発電プラント起動に最適化されたコミショニング用高トリチウム増倍ブランケット概念構築
トリチウム増殖率としては 1.2 (通常は、1.05 程度) を越えるようなトリチウム増殖率を最大化した発電ブランケット概念を提案する。通常、発電効率ならびにトリチウム増殖率の

両方を最大化を目指す、ここでは核融合出力はプラント定格値より小さく制限し (例えば、トリチウム無し立ち上げの際は定格出力 3GW より小さい 1GW 上限とする)、ブランケット中冷却流路割合減少による増殖材領域増加効果や、液体金属増殖材リチウム鉛に中性子増倍材を組み合わせる等々の通常の発電ブランケットとは異なる最適化手法により、トリチウム増殖率を最大化させたコミショニング専用ブランケット概念を構築する。

(3) トリチウム回収・循環・処理系のモデル化とそれらシステム中に取り残されるトリチウムインベントリー量の評価

トリチウムの回収・循環・処理系のモデル化を実施し、核融合原型炉「Demo-CREST」におけるコミショニング用トリチウム生成に必要な時間とトリチウムの壁への付着・置換反応時定数等の依存性を評価可能とするトリチウム処理系解析コードを構築し、上記項目の結果を受けて初期装荷トリチウム無し起動による立ち上げ時間を解析し、その時間を最短化するトリチウム処理系システム概念を構築すると共に、実用化に必要な開発目標を明示する。トリチウムの壁への付着・置換反応に関する時定数に関しては、文献調査を実施すると共に学会やトリチウム実験の専門家へのヒアリングを実施し、トリチウム処理系解析コードの精度向上を図ると共に、解析初期装荷トリチウム無し起動法の実現に向けて必要となる研究課題を抽出する。

3. 研究の方法

本研究にて初期装荷トリチウム無し核融合炉起動法を構築するために必要となる炉心プラズマ、ブランケット、トリチウム燃料系における研究実施項目を図 1 に示す。

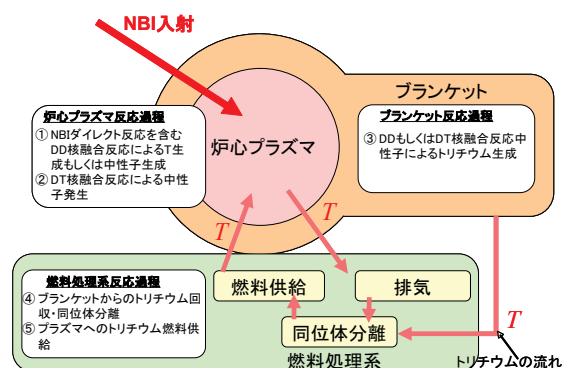


図 1. 初期装荷トリチウム無し立ち上げの原理と必要となる実施項目

(1) 炉心プラズマに関しては、システムコードによるトリチウム燃料濃度と DD ならびに DT 核融合出力関係の評価ならびに、プラズマ運転シナリオの概略を構築する。さらに、概略運転シナリオのいくつかの運転点対

して、2次元MHD解析コード(ERATO)ならびに3次元電流駆動解析コード(DRIVER)、ダイバータ解析コード(SOLPS)により詳細解析を実施し、炉心プラズマ運転シナリオの構築ならびにITERで実証すべき技術課題を明らかにする。(図1の①、②に相当)

(2)ブランケットに関しては、初期装荷トリチウム無し核融合炉起動法のために最適化された高トリチウム増殖率ブランケットの概念を構築する。ここでは、水冷却+トリチウム増殖材(固体増殖材と液体金属増殖材)+中性子増倍材の各組み合わせに対して、中性子輸送コード(MCNP)を用いて中性子輸送解析を実施し、トリチウム増殖率を最大化するよう最適化を行う。(図1の③に相当)

(3)トリチウム燃料処理系に関しては、回収・同位体分離・燃料供給の各システムにおけるトリチウム輸送モデルを構築し、トリチウムが回収されてから炉心プラズマに供給されるまでにかかる処理時間やトリチウムインベントリを評価する。その際、基礎データとなるトリチウムの材料への付着や重水素-トリチウム置換反応等のトリチウム特性に関して現状調査を行い、最新のデータに基づいたトリチウム輸送モデルを構築する。(図1の④、⑤に相当)

4. 研究成果

初期装荷トリチウム無し核融合炉起動法を構築するために必要となる炉心プラズマ、ブランケット、トリチウム燃料系における検討を実施し、以下の成果を得た。

(1) 炉心プラズマ制御方法

トリチウムがない重水素プラズマから運転を始め、定格出力であるトリチウムと重水素の割合が50%:50%になる炉心プラズマに到達するプラズマの運転可能領域を解析した。解析に当たっては、プラズマ安定性解析コード(ERATO)と電流駆動解析コード(DRIVER88)を用いた。図2にそれらコードによるプラズマ圧力分布、電流分布、中性粒子ビーム入射分布の解析の様子を示す。

プラズマ安定性解析コードによる安定性解析の結果、炉心プラズマが安定維持できるプラズマ圧力分布(図2(a))とプラズマ電流分布(図2(b))を定める。次に、電流駆動解析コードにより、安定性解析コードで定めた電流分布を再現するように、中性粒子ビーム入射分布(図2(c))を定める。

このような解析の結果、図3に示すような炉心プラズマの出力と密度に関する運転可能領域を定めることができた。ここで、図中の塗潰してある領域が炉心プラズマを安定に維持可能な領域である。トリチウムの割合が50%の時($fn_T=50\%$)、つまりトリチウム密度を制御しない場合は、炉心プラズマの運転領域の密度下限領域にある運転点に沿って

核融合出力と密度が上昇する(図3の Operation route without T-ratio control)。

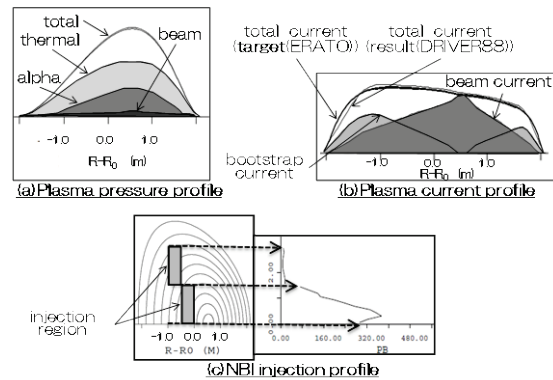


図2. プラズマ安定性解析コード(ERATO)と電流駆動解析コード(DRIVER88)による炉心プラズマ解析の具体例。(a)炉心プラズマの圧力分布、(b)炉心プラズマの電流分布、(c)電流駆動のための中性粒子ビーム入射分布

次に、トリチウムの密度を制御し、トリチウムの密度割合が0%から出発し、核融合出力を上げるにつれ徐々にトリチウム密度割合を上昇させる運転を行うと、プラズマ密度に対して上限領域($0.8-1.0 \times 10^{20} m^{-3}$)に沿って核融合出力を増加させることが可能であると分かった(図3の Operation route without T-ratio control)。しかも、核融合出力がほぼ0MWのところまでトリチウム密度割合0%(図3の $fn_T=0\%$)の運転が可能であることも分かった。以上から、トリチウム密度割合0%を出発点として、トリチウム密度割合を上昇させることで核融合出力を上昇させる運転制御が原理的に可能であることが示された。

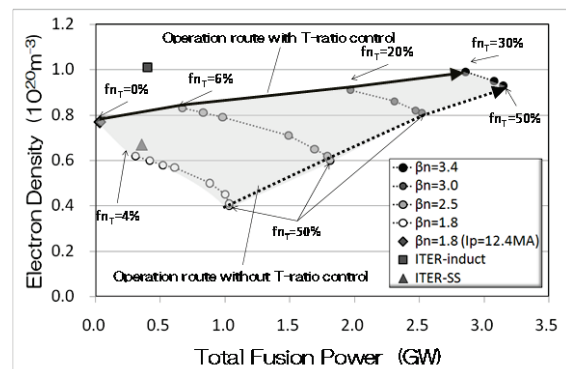


図3. 核融合出力とプラズマ密度に関する炉心プラズマ運転可能領域。トリチウム密度の割合は $fn_T(\%)$ として表示してある。

このような運転制御を行う際の最大の課題は、炉心プラズマ閉じ込め改善係数(HH)の値を $HH \sim 1.57$ 程度と高い値が求められることである。この値は、実験炉ITERの標準運転で予定されている $HH \sim 1.0$ よりもかなり高い。

ただし、ITER の高性能定常運転で HH~1.5 程度成果を目指していることから、ITER の高性能定常運転が実証されれば、本研究で提案しているプラズマ制御も可能となることがわかった。

(2) ダイバータプラズマ制御

次に、炉心プラズマからの排熱制御の役割を果たすダイバータプラズマの制御可能性について検討を行った。ダイバータプラズマの解析は、所謂 2 点モデルという簡易モデルならびに SOLPS という 2 次元ダイバータ輸送コードを用いて実施した。

まず、2 点モデルにおいてダイバータプラズマが直接壁に当たる熱流束解析を実施し、材料の限界熱流束である 10MW/m² 以下にするために必要な不純物放射パワーの値を解析した。図 4 にその結果を示す。トリチウム密度割合を制御し、炉心プラズマ密度を 0.8-1.0x10²⁰m⁻³ と比較的高密度に保つことができた場合、トリチウム密度割合 0%の運転点は、実験炉 ITER の運転点に近い領域から開始できることがわかった(図 4 の Operation route without T-ratio control)。これは、トリチウム密度割合を制御し、炉心プラズマ密度を高く保つことが可能となった事が原因である。

一方、トリチウム密度割合を制御しない場合においては、実験炉 ITER の運転点より低密度領域で、かつ不純物放射パワーを大きくする必要があったことがわかった(図 4 の Operation route without T-ratio control)。不純物放射パワーは密度の二乗に比例することから、そのようなプラズマ運転の可能性は非常に小さい。

このことから、ダイバータプラズマ運転条件の観点からもプラント起動時にはトリチウム密度割合を 0%から開始して、徐々に核融合出力を上昇させることが必要であることが明らかになった。

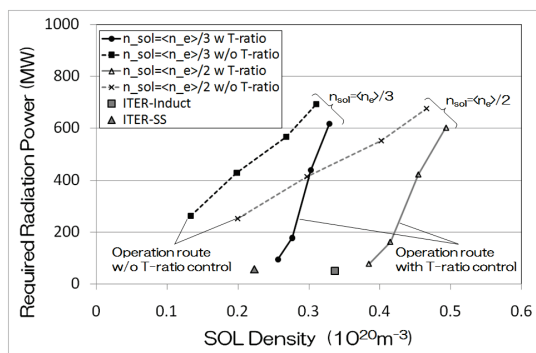


図 4. ダイバータ板への熱流束を 10MW/m² 以下にするための不純物放射パワーとダイバータ SOL 密度の関係

(3) トリチウム燃料サイクル解析

図 1 に示すようにトリチウム燃料サイクルは、炉心プラズマ、ブランケット、燃料処理系で構成されている。これらの各システムにおいてトリチウムの粒子バランス方程式を解くことによってトリチウム濃度の時系列データを解析することが可能となる。各システムの役割としては、炉心プラズマにおいて核融合反応が起こりエネルギーを 14MeV 中性子と 3.5MeV のヘリウムという形で発生する。ブランケットでは 14MeV の中性子を受け止めることで、熱エネルギーに変換すると同時に燃料であるトリチウムを生産する。この核融合中性子 1 つからできるトリチウムの個数をトリチウム増殖率(TBR_{DT})といい、ここでは TBR_{DT}=1.05 となるような固体増殖材水冷却方式ブランケット概念を作成した。また、炉心プラズマでは DT 核融合に比較すると発生頻度は 1/100 程度であるが DD 核融合反応も起きている。この DD 核融合反応からも 2.45MeV の中性子が発生し、同じブランケットシステムを仮定するとそのトリチウム増殖割合は TBR_{DD}=0.6 であることが解析で分かった。

図 5 ではそれらのトリチウム増殖・核融合出力上昇への効果を表したものである。初めに(1)燃料供給が無く TBR=0 の場合、DD 核融合反応の効果しかなく核融合出力は増加しない。次に(2)トリチウム燃料供給をした場合、DD 核融合反応で生成されるトリチウムが再度炉心プラズマへ供給されることにより、若干核融合出力が上昇するが、定格出力(3GW)へは全く届かない。(3)次に燃料供給に加えて、DT 反応の中性子によるトリチウム増殖を考慮すると定格出力 3GW に 130 日程度で到達する。さらに(4)DD 反応の中性子によるトリチウム増殖までも考慮すると定格出力到達までの期間が 100 日程度に短縮されることがわかる。

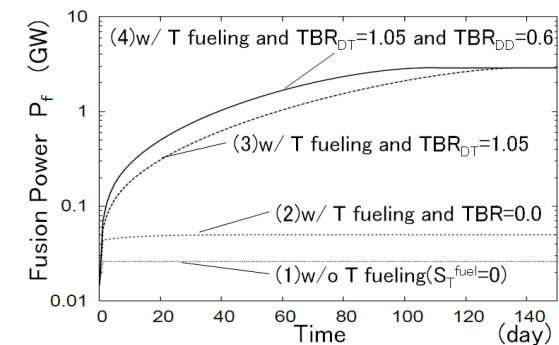


図 5. 初期装荷トリチウム無しプラント立ち上げにおけるトリチウム増殖機能と立ち上げ日数と核融合出力の関係

以上により、トリチウム燃料サイクルの観点からも、TBR_{DT}=1.05 かつ TBR_{DD}=0.6 の性能

を持つブランケットで、初期装荷トリチウム無しの起動法の可能性があることが明らかになった。この $TBR_{DT}=1.05$ の値は、トリチウムを自己生産しなければならぬ核融合炉の成立条件であるため、ITER のテストブランケットモジュール試験等で原型炉に向けての実証試験が行われる予定である。

(4) 不活性トリチウム量の影響

図5においては、不活性トリチウムの量はある最大値を持つと仮定した。たとえば、炉心プラズマ中の不活性トリチウムは 900g であると仮定している。その一方で、最近の ITER の解析結果では、不活性トリチウム量の上限値はなく、実験時間が経つにしたがってその量は増大するといった予測結果が得られている。不活性トリチウムの量が増大すれば、燃料として利用できるトリチウム量が減少し、最悪の場合、トリチウム増殖で生成されたものがすべて不活性トリチウムになってしまえば、本研究の目的である初期装荷トリチウム無しプラント起動法は不可能になる。

そこで、図6に ITER の不活性トリチウム量に基づいたトリチウム燃料サイクルの評価(no satu. case)と、不活性トリチウムの量がある上限値で飽和する評価(satu. case)の2種類の比較を行った。不活性トリチウムの増加割合を比較した結果、最終的な不活性トリチウム量は飽和を仮定しない ITER の評価結果に基づく方(図6中 D_T w/ no-satu. and $T_{init}=0.0\text{kg}$)が大きくなる。しかしながら、その増加速度は、飽和を仮定するモデルの方(図6中 D_T w/ satu. and $T_{init}=0.0\text{kg}$)が早くなることがわかった。それに合わせて、定格運転までたどり着く時間も飽和を仮定しない方が早くなっている(図6中 P_f w/ no-satu. and $T_{init}=0.0\text{kg}$)。

このことは、初期装荷トリチウム無し起動法にとっては、不活性トリチウムの量ではなく、その増加速度が重要であることを示唆している。

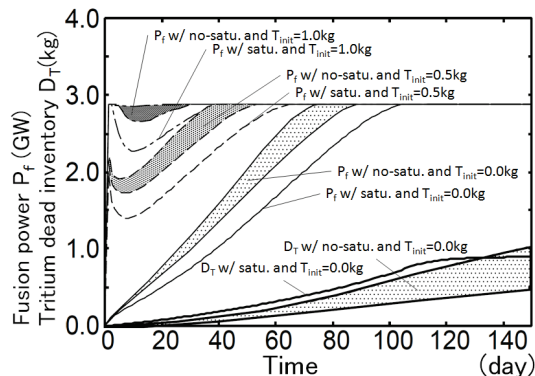


図6. 初期装荷トリチウムと核融合出力(P_f)、不活性トリチウム量(D_T)の時系列関係

さらに、現在の ITER の予測に基づく、立ち上げに必要な時間は約 80 日程度であり、ここで提案する初期装荷トリチウム無し起動方法の可能性が十分存在することも明らかになった。ここまで上げた(1)~(4)の成果に基づき、炉心プラズマ制御、ダイバータプラズマ制御、ブランケット、トリチウム燃料サイクルの観点から本研究で提案する初期装荷トリチウム無し核融合炉起動法が原理的に可能であり、かつ具体的な技術課題についても ITER 等の既存研究で実証可能であることを明らかにした。

5. 主な発表論文等

(研究代表者、研究分担者及び連携研究者には下線)

[雑誌論文] (計4件)

- ① R. Hiwatari, K. Okano, and Y. Ogawa, "COMMISSIONING SCENARIO WITHOUT INITIAL TRITIUM INVENTORY FOR A DEMONSTRATION REACTOR DEMO-CREST", Fusion Science and Technology, 査読有、2011(掲載予定)
- ② R. Hiwatari, K. Okano, M. Ishida, K. Maeki, A. Hatayama, Y. Ogawa and M. Nakamura, "A control method of divertor plasma start-up assisted by tritium-ratio control for Demo-CREST", Fusion Engineering and Design, 査読有、doi:10.1016/j.fusengdes.2011.03.041、2011(掲載予定)
- ③ R. Hiwatari, K. Okano, Y. Ogawa, M. Ishida, K. Maeki, A. Hatayama, M. Nakamura, "Plasma commissioning scenario and initial tritium inventory for Demo-CREST", the Proceedings of the 23rd Fusion Energy Conference, 査読無、Vol.1 FTP/P6-17, 2011(掲載予定)
- ④ M. Ishida, K. Maeki, R. Hiwatari, X. Bonnin, S. Zhu, A. Hatayama, R. Schneider, D. Coster, "Numerical Analysis of Divertor Plasma for Demo-CREST", Contributions to Plasma Physics, 査読有、50 (3-5), 2011, p362-367

[学会発表] (計8件)

- ① 日渡 良爾他、"Demo-CREST におけるプラズマコミッショニングと初期装荷トリチウム"、第27回プラズマ・核融合学会年会、札幌市、2010年11月30日
- ② R. Hiwatari, et al., "Commissioning Scenario without Initial Tritium Inventory for a Demonstration Reactor Demo-CREST", 3P06-14, 9th International Conference on Tritium

- Science and Technology(TRITIUM2010),
October 24-29, 2010, Nara, Japan
- ③ R.Hiwatari, et al., “Plasma commissioning scenario and initial tritium inventory for Demo-CREST”, FTP/P6-17, 23rd IAEA Fusion Energy Conference, 11-16 October 2010, Daejon, Korea Rep. of.
- ④ R.Hiwatari, et al, “A control method of divertor plasma start-up assisted by tritium-ratio control for Demo-CREST”, 26th Symposium on Fusion Technology(SOFT2010), P3-32, 27 September-1 October 2010, Porto, Portugal
- ⑤ 石田真彦, 前木香織, 日渡良爾, X. Bonnin, S. Zhu, 畑山明聖, R. Schneider, D. Coster, “Demo-CREST のダイバータプラズマにおける不純物入射と形状効果の検討”, 10B-29p, 第8回核融合エネルギー連合講演会、高山、2010年6月11日
- ⑥ 日渡良爾, 岡野邦彦, 小川雄一, 中村誠, 宍道直記, 前木香織, 石田真彦, 畑山明聖, 染谷洋二, “Demo-CRESTにおけるトリチウム密度比制御を用いたダイバータプラズマコミッショニング”, 第26回プラズマ・核融合学会年会、京都、2009年12月3日
- ⑦ R.Hiwatari, et al., “Tritium-ratio control for commissioning divertor plasma in Demo-CREST”, 7th General Scientific Assembly of the Asia Plasma and Fusion Association(APFT2007), P28p-15, October 27-30 2009, Aomori, Japan
- ⑧ M. Ishida, K. Maeki, R. Hiwatari, X. Bonnin, S. Zhu, A. Hatayama, R. Schneider, D. Coster, “Numerical Analysis of Divertor Plasma for Demo-CREST”, 12th International Workshop on Plasma Edge Theory in Fusion Devices, Rostov Veliky, Yaroslavskaia Region, Russia, 2-4 September 2009

[図書] (計1件)

テキスト核融合炉専門委員会、日渡 良爾 (共著)、社団法人 プラズマ・核融合学会、2011年、p42-48

6. 研究組織

(1) 研究代表者

日渡 良爾 (HIWATARI RYOJI)

(財)電力中央研究所・原子力技術研究所・主任研究員

研究者番号：40371348

(2) 研究分担者
なし ()

研究者番号：

(3) 連携研究者
なし ()

研究者番号：