

科学研究費助成事業 研究成果報告書

平成 26 年 6 月 18 日現在

機関番号：82641

研究種目：若手研究(B)

研究期間：2011～2013

課題番号：23760820

研究課題名(和文) 初期装荷トリチウム無し起動法による放射性物質輸送の無い完全自立型核融合炉概念構築

研究課題名(英文) Stand-alone type fusion reactor concept with no transport of radioactive materials due to the commissioning scenario without the initial tritium loading

研究代表者

日渡 良爾 (Hiwatari, Ryoji)

一般財団法人電力中央研究所・原子力技術研究所・主任研究員

研究者番号：40371348

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 3,300,000円、(間接経費) 990,000円

研究成果の概要(和文)：核融合エネルギーでは水素の同位体である重水素とトリチウムを燃料に利用する。自然界に存在しない燃料(トリチウム)を利用するため、核融合エネルギー開発の課題の一つに初期装荷用トリチウム燃料の入手が挙げられている。ここでは、重水素による僅かな核融合反応を利用しトリチウムを徐々に増殖し、定格運転までの出力に到達するという初期装荷用のトリチウム燃料を必要としない炉心プラズマ運転方法について詳細化し、プラズマの立ち上げ期間をできるだけ短くするといった観点から炉概念の最適化に向けた検討を行うことにより、初期装荷用トリチウム燃料の入手課題解決に貢献する。

研究成果の概要(英文)：In the present development of fusion energy, deuterium and tritium are the fuel. Since the tritium is a radionuclide, tritium doesn't exist as the natural resources. That is why securing the initial tritium is one of the critical issues. Here, we proposed a commissioning method without the initial tritium load in a fusion reactor, in which deuterium-deuterium fusion reaction is utilized to breed the tritium, step by step. The operation method for that commissioning method with the initial tritium load is investigated in detail, and its optimization is discussed to shorten the commissioning period and to contribute the solution of the critical issue of securing the initial tritium.

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：核融合エネルギー トリチウム トカマク燃料サイクル 炉心プラズマ プラントシステム解析 初期装荷トリチウム

1. 研究開始当初の背景

核融合エネルギー開発は、磁場閉じ込め方式・慣性閉じ込め方式の双方で研究が進められている。磁場閉じ込め方式においては、日本の JT-60 や欧州の JET でのトカマク実験装置において 1990 年代にブレークイーン条件(核融合反応で発生したエネルギーと核融合反応を起こすために投入されたエネルギーの比 Q が 1 を超える条件)が達成された。慣性閉じ込め方式でも 2013 年に米国の NIF(国立点火施設)においてブレークイーン条件が達成された。これらの成果を受けて、核融合エネルギー開発は、エネルギー生成(発電)にむけた開発の最終段階に入りつつある。磁場閉じ込め方式においてはフランスのカダラッシュに ITER(国際熱核融合実験炉)の建設が開始され、2020 年代に核融合発電に向けた実証実験(Q=10)の実験が行われる予定である。さらに、ITER 計画の主要参加サイトである日本、欧州、米国、中国、韓国では、発電実証を目指した原型炉の検討が開始され、2030 年代~2040 年代の核融合発電実証を目指している。

現在の核融合エネルギー開発は、水素同位体である重水素と三重水素(トリチウム)を燃料とする方式である。重水素は海水中にほぼ無尽蔵に存在するが、三重水素は天然に存在せず、リチウムに中性子を照射してトリチウムを生産する必要がある。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。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、現状では数十 kg オーダーのトリチウムを海外から入手しなければならず、最悪の場合十分な初期装荷トリチウムを準備できない可能性がある。仮に、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。そのため、現状の日本における核融合開発計画においては、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

本研究では、初期装荷トリチウムまでも自己生産することでプラントを起動する「初期装荷トリチウム無し起動法」を行う際の核融合原型炉プラント概念の最適化研究を行い、初期装荷トリチウム入手に関する問題を解決するとともに、同手法の特徴を最大限生かし核融合エネルギーの魅力化を図るため、

「放射性物質の輸送の無い完全自立型核融合発電プラント概念」の構築を目指す。

3. 研究の方法

本研究にて完全自立型核融合発電プラント概念を構築するために炉システム概念の各項目における研究の方法について以下のように検討を進めた。

- (1) 炉心プラズマ解析では、コアプラズマに関して、MHD 安定性コード ERATO・電流駆動解析コード DRIVER88、1D 輸送コードを基盤コードとして用いる。周辺プラズマ解析については、2D ダイバータ輸送コード SOLPS5.0 を基盤とする。
- (2) ブランケット・トリチウム燃料系の解析については、トリチウムとブランケット第一壁との相互作用素過程に基づいた評価モデルを開発し、トリチウム燃料サイクルに関する解析コードへの実装を行う。
- (3) 炉システム解析においては、上述(1)、(2)の成果に基づき初期装荷トリチウム無し立上げに対する炉概念の最適化検討を行う。

4. 研究成果

(1) プラズマ立ち上げ手法の比較

はじめに初期装荷トリチウムの無いプラズマの運転開始と通常のプラズマ運転開始の比較を行い、初期装荷トリチウムの無いプラズマ運転開始の課題を明らかにした。

図 1 にトリチウム密度割合($f_T = (\text{トリチウム密度}) / (\text{重水素とトリチウムの密度})$)を変数とし、(a)核融合出力と(b)閉じ込め改善係数を評価した結果を示す。同一のプラズマ密度を仮定した場合、トリチウム密度が大きくなると核融合出力が大きくなるのがわかる。一方、閉じ込め改善係数はトリチウム密度が小さい時に大きい値が必要となる。例えば、プラズマ密度 $0.8 \times 10^{20} \text{m}^{-3}$ の時、トリチウム密度割合が 0.1 と定格運転時の 0.5 を比較すると、定格運転時には 1.1 程度である

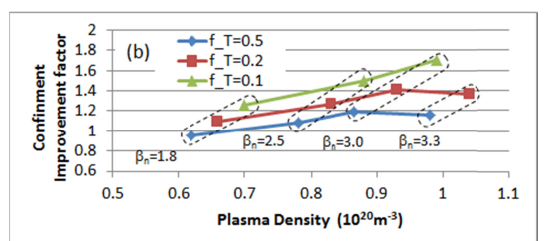
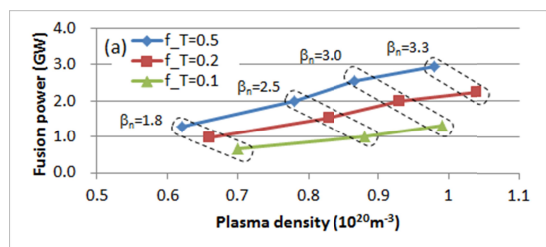


図 1 トリチウム密度割合(f_T)が(a)核融合出力と(b)閉じ込め改善係数に与える影響

が、トリチウム密度割合が 0.1 と小さい時には 1.4 という大きい値が必要である。閉じ込め改善係数 1.4 は ITER にて実験が計画されているが、現状の実験実績では高度な運転制御が必要である。

一方、通常は燃料を含めたプラズマ密度を大きくすることによって核融合出力を大きくすることが行われる。この場合、図 1 でトリチウム密度割合 $f_T=0.5$ のラインに沿って密度を大きくすることに対応する。この場合、閉じ込め改善係数は最大でも 1.2 程度であり、運転条件の難易度は低減される。従って、初期装荷トリチウム無しにてプラズマ運転を開始する場合には、ITER で実証が必要となるプラズマ性能条件が難しくなることがわかった。

さらに、別の方法としてプラズマ電流によって核融合出力を制御する方法についても評価を実施した。その結果を図 2 に示す。図 2 ではプラズマ電流と反比例の関係を持つ安全係数(qs)を変数としている。図 1 と同様に (a)核融合出力と (b)閉じ込め改善係数を比較すると、電流が小さい状態(qs=6)から電流が大きい状態(qs=5)へ変化させるとプラズマ安定性が向上し、より高密度プラズマ、結果的に大きな核融合出力が得られる。その一方で、電流が小さい(qs=6)の場合には、閉じ込め改善係数も大きくなる。その値は 1.4 程度であり、トリチウム密度比を制御するケースとほぼ同等である。将来、プラズマ電流を制御パラメータとして核融合出力を制御する場合には、トリチウム密度比制御と同等の閉じ込め改善係数 1.4 程度の実証が必要であることがわかった。

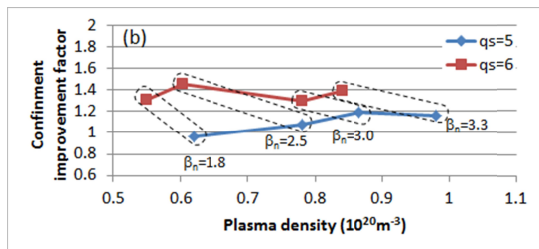
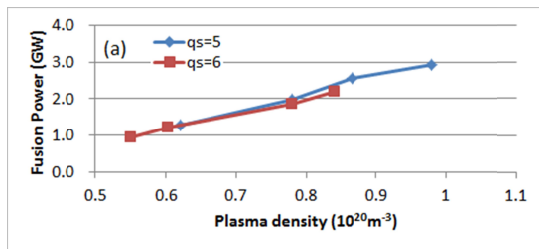


図 2 プラズマ電流に反比例する安全係数 qs が (a)核融合出力と (b)閉じ込め改善係数に与える影響

(2) プラズマパラメータの効果

初期装荷トリチウムが無い状態からプラズマ運転を開始する場合、重水素同士の熱核

融合反応が発生する。この反応は確率 50%でトリチウムと陽子が生成される反応と、質量数 3 のヘリウムと中性子が生成する反応がおこる。プラズマを生成する方法としては、重水素ビームをプラズマ中に打ち込みプラズマを加熱したり、プラズマ電流を制御する方法が考えられている。この場合、前述の熱核融合反応では無く、高エネルギー粒子ビームとターゲット粒子によるビーム核融合反応が想定される。このビーム核融合反応は、通常の熱核融合反応よりも反応率が大きく、従来の核融合反応率に基づくモデルでは考慮されていなかった。本研究では、核融合原型炉概念 Demo-CREST を対象に電流駆動解析コード DRIVER88 を用いて重水素ビーム核融合反応による核融合出力を解析したところ約 3.0MW 程度存在することがわかった。

次にこの約 3.0MW の重水素ビーム核融合反応がプラズマの立ち上げ期間の短縮にどの程度貢献しているかを調べたものが図 3 である。ここでは (a) プラズマ密度 $\langle n_e \rangle = 1.0 \times 10^{20} m^{-3}$ 一定運転と (b) $\langle n_e \rangle = 0.8 \times 10^{20} \rightarrow 1.0 \times 10^{20} m^{-3}$ と徐々に密度を上昇させる 2 ケースについて解析している。

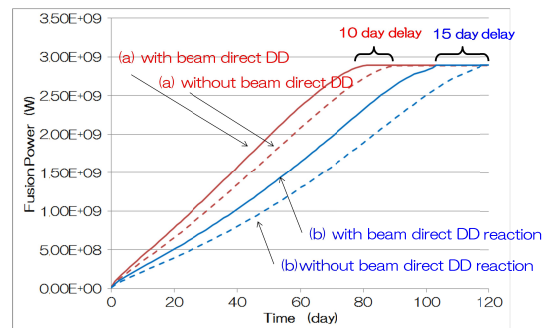


図 3 重水素ビーム核融合が定格運転までの立ち上げ期間に与える影響。(1) プラズマ密度一定ケース、(2) プラズマ密度上昇ケース

この結果から、ビーム核融合反応は 10 日 ~ 15 日程度の立ち上げ期間短縮に貢献していることがわかった。

次に、プラズマ密度に対する比較した。前述のプラズマ密度の条件(a)と(b)に加え、ケース(c)として $\langle n_e \rangle = 1.2 \times 10^{20} \rightarrow 1.0 \times 10^{20} m^{-3}$ のように運転開始時により高密度から運転するを比較した場合、図 4 に示すように定格まで必要な立ち上げ期間がケース(a) ~ ケース(c)それぞれ、約 80 日、約 100 日、約 60 日となった。これは、重水素の密度が増加する事で重水素同士の核融合反応の発生が大きくなった結果である。従って、立ち上げ期間を短縮化するためには、より高密度プラズマで運転を開始する事が重要であることがわかった。

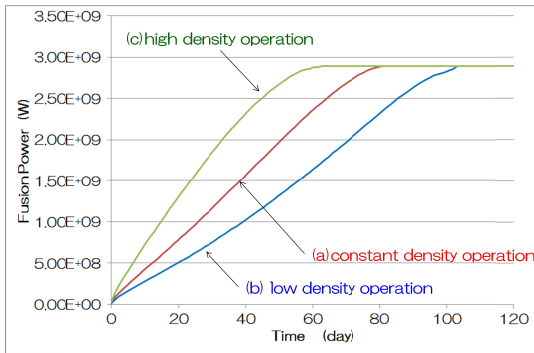


図4 プラズマ密度に対する立上げ期間に与える影響。

(3) 高密度運転とダイバータプラズマとの整合性の検証解析

炉心プラズマの運転のためには中心プラズマでは核融合反応を起こすように高温・高密度状態を維持すると共に、燃焼によって生成するヘリウムを排気する役割を担うダイバータプラズマは可能な限り低温(数 eV 以下)に維持する必要がある。ここでは Demo-CREST のプラズマ形状を用いて、プラズマ密度 $\langle n_e \rangle = 1.0 \times 10^{20} m^{-3}$ におけるダイバータプラズマの温度とダイバータ板に到達する熱流束を解析した。その結果を図5に示す。

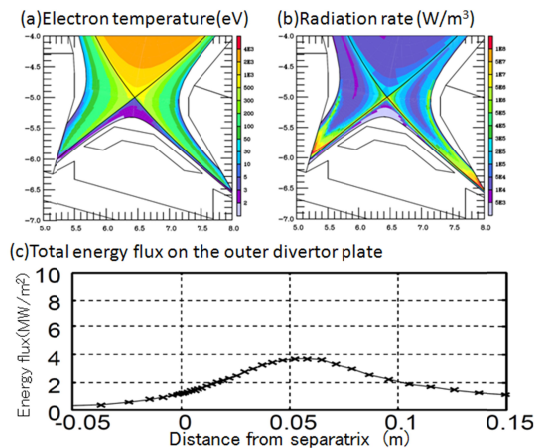


図5 Demo-CREST におけるダイバータプラズマの(a)電子温度分布、(b)不純物放射強度分布、(c)外側ダイバータ板への熱流束分布

この結果は、定格出力に対応する 600MW のエネルギーが SOL・ダイバータ領域に流入する事を仮定した結果である。ダイバータ板全面で不純物放射強度が大きくなっており、プラズマのエネルギーが光として放出されている。それによってダイバータ板での熱流束が最大 $4 MW/m^2$ となり、ITER の設計条件である $10 MW/m^2$ 以下を達成している。初期装荷トリチウムの無いプラズマ運転の場合、図4で示したような $\langle n_e \rangle \sim 1.0 \times 10^{20} m^{-3}$ 程度の高密度プラズマ運転が可能であるため、ダイバータプラズマ運転との整合性があることを確認できた。

(4) 装置間の比較による初期装荷トリチウム無し立上げの最適化の方向性

原型炉概念 Demo-CREST(主半径 7.3m, 中性粒子ビームパワー 200MW, プラズマ密度 $\langle n_e \rangle \sim 1.0 \times 10^{20} m^{-3}$) と実用炉概念 CREST(主半径 5.4m, 中性粒子ビームパワー 200MW, プラズマ密度 $\langle n_e \rangle = 1.0 \times 10^{20} m^{-3} \rightarrow 2.0 \times 10^{20} m^{-3}$) において初期装荷トリチウムの無いプラズマ立上げに必要な期間の比較を行った。その際、トリチウム燃料循環システムにおける捕獲特性は Demo-CREST と CREST とも同一としている。ただし、真空容器中に捕獲されるトリチウム量は装置サイズの違いからブランケット第一壁の面積に比例するとした。その結果、CREST が約 120 日 Demo-CREST が 80 日程度となった。

装置サイズが小さい CREST の方が装置サイズの大きな Demo-CREST より立ち上げ時間が長くなった原因としては、MHD 安定性・電流駆動特性に整合性を持たせるためには運転開始のプラズマ電流値を小さくしなければならない事、これは言い換えると中性粒子ビームパワーが Demo-CREST では 200MW のビームパワーであるが、CREST では最大 100MW しかビームパワーが無いのが原因の一つである。つまり、CREST のように定格運転として最適化されたシステム構成では、初期装荷トリチウムの無い運転期間最短化では最適ではないため、CREST のような小型高性能トカマクの場合には、コミッショニング時のみにおいて中性粒子ビームパワーを一時的に 200MW 程度に大きくするような工夫が必要であることがわかった。

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 2 件)

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, Vol.86, 2011, 1099-1102、doi:10.1016/j.fusengdes.2011.03.041
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, Vol.60, 2011, 1092-1095
http://www.ans.org/store/j_12605

〔学会発表〕(計 6 件)

R.Hiwatari, K.Okano and K.Shinya, "Control Requirement of Tokamak Fusion Power Plant for Power

Generation in Grid System”, 25th IAEA Fusion Energy Conference, 2014 年 10 月 16 日(発表予定)

R.Hiwatari, “System Code of Core Plasma and Tritium Fuel Cycle for Commissioning Scenario without Initial Tritium Loading”, 10th International Conference on Tritium Science and Technology, 2013 年 10 月 22 日, Nice Acropolis France

R.Hiwatari, “Plasma Performance Required for Fusion Power Control Considering Grid Operation in Demo-CREST”, 25th Symposium on Fusion Engineering, 2013 年 6 月 13 日, STANFORD COURT HOTEL, San Francisco, US

R.Hiwatari and K.Okano, “Comparison of fusion power control method considering grid operation”, 27th Symposium on Fusion Technology, 2012 年 9 月 26 日、Liège, Belgium

日渡 良爾、岡野邦彦、“電力系統運用を見据えた核融合プラントの出力制御手法の予備検討”、核融合エネルギー連合講演会、2012 年 6 月 28 日、神戸コンベンションセンター兵庫県

〔図書〕(計 0 件)

〔産業財産権〕

出願状況(計 0 件)

取得状況(計 0 件)

〔その他〕

特に無し。

6. 研究組織

(1)研究代表者

日渡 良爾 (HIWATARI, Ryoji)

一般財団法人 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

()

研究者番号：

(3)連携研究者

()

研究者番号：