核融合発電の実証に向けた今後の開発の展望

正員 岡野 邦彦^{*,**} 非会員 小川 雄一^{**}正員 飛田 健次^{***}

A Prospect on the Demonstration of Electric Power Production from Fusion Energy

Kunihiko Okano^{*,**}, Member, Yuichi Ogawa^{**}, Non-member, Kenji Tobita^{***}, Member

This paper describes a prospect toward electric power production by the Fusion energy. In the first part of the paper, a principle of TOKAMAK system which is the successful magnetic-confinement-systems for fusion reactors are shown, and then the ITER project based on TOKAMAK and the present status of ITER is reviewed. In the remainder of the paper, a roadmap for fusion energy and conceptual designs of Demonstration reactors are briefly described.

キーワード：イーター，トカマク，炉設計，国際核融合エネルギー研究センター，幅広いアプローチ，原型炉

Keywords: ITER, tokamak, reactor design, IFERC, BA demo-design, demonstration reactor

1. はじめに

本解説においては、現在フランスにおいて国際協力で建設が進められている国際熱核融合実験炉 ITER (International Thermo-nuclear Experimental Reactor) を中心に核融合エネルギー開発の現状についてレビューし、その後に続くはずの原型炉による発電実証への展望について述べる。

2. 核融合装置の基本概念

〈2・1〉 プラズマの閉じ込めと燃焼 核融合炉の実現には、燃料である重水素と三重水素を加熱して一億程度程度の温度で十分な密度のプラズマを生成し、かつそれを保持する必要がある。保持されたプラズマからエネルギーが逃げ出していく時間をエネルギー閉じ込め時間という。この「時間」は「プラズマがもつ全熱エネルギー/単位時間に失われる熱エネルギー」で定義されるエネルギー損失の時定数であり、プラズマの保持継続時間のことではない。

核融合反応で十分なエネルギーを得、すなわち「核融合出力の方が加熱に使うエネルギーより十分に大きい状態」を

実現するには、一億度の達成に加え、上述のエネルギー閉じ込め時間とプラズマの密度との積（核融合積）が、ある一定値（ $10^{14} \sim 10^{15}$ 秒/cm³）にならねばならないことが示されている。これを実現するための研究は二つの方式で進められてきた。ひとつは、プラズマの閉じ込めのために磁場を使うもので、トカマク型が代表的である。トカマク以外にも、ヘリカル型、ミラー型、逆転磁場型などが研究されてきた。もうひとつは、半径数ミリの燃料を強力な加熱で一瞬にして一億度にして、それが飛び散る前に核融合を起こそうとする方式で、飛び散るのに有限の時間がかかるのは慣性に起因することから「慣性閉じ込め」と呼ぶ。この方式ではいかにして瞬間加熱ができるかが重要で、加熱法としてはレーザー方式が代表的である。

これらの方式のうち、現時点で連続燃焼実験へと進もうとしているのは、ITER 計画で採用されている磁場閉じ込め方式のトカマク型である。ITER では 50 万 kW という中規模火力に匹敵する熱出力を 500 秒程度維持することを目指している。そのため、ITER で必要とされているプラズマ物理と炉工学技術は、ある程度まで実用炉を見通せるほどの規模が要請される。図 1 に ITER の鳥瞰図を示した。ITER は日・米・欧・露・中・韓・印の 7 地域の国際協力で実施され、核融合実用化への重要なステップである。

レーザー方式も、米、仏、日でそれぞれ点火を目指しており、とくに米国の国立点火装置 (National Ignition Facility) は 2012 年ころにはレーザー方式での核融合点火燃焼に成功するものと予想される。ITER の連続燃焼は 2020 年代後半となる見込みなので、レーザー方式はそれより早く核融合点火を実証することになる。ただし、レーザー方式での点火燃焼は、反応容器の中央に固定した燃料にレーザーを

* (財) 電力中央研究所 原子力技術研究所
〒201-8511 狛江市岩戸北 2-11-1
Central Research Institute of Electric Power Industry
2-11-1, Iwado-kita, Komae 201-8511

** 東京大学大学院新領域創成科学研究科先端エネルギー専攻
〒277-8568 柏市柏の葉 5-1-5
The University of Tokyo

5-1-5, Kashiwanoha, Kashiwa 277-8568
*** (独) 日本原子力研究開発機構 那珂核融合研究所
〒311-0193 那珂市向山 801-1
Japan Atomic Energy Agency
801-1, Mukouyama, Naka 311-0193

図 1 ITER の鳥瞰図
Fig. 1. Schematic view of ITER ⁽³⁾.

図 2 トカマク装置の概念図
Fig. 2. Concept of TOKAMAK.

照射し、単発で点火燃焼の物理を確認するものであり、50 万 kW の連続燃焼を可能とする総合試験装置としての ITER の点火燃焼とは、開発戦略上の意義が異なる点には留意しなければならない。

〈2・2〉 トカマク方式の概念 磁場方式の概念について、ITER で採用されているトカマクを例に説明する。

ドーナツ状に閉じた磁場構造で高温プラズマを空中に保持するのがトカマク型核融合装置である (図 2)。プラズマを支える磁場は図中の B_t と B_p を合成したもので、磁力線は螺旋状になる。 B_t は外部のトロイダルコイルで、 B_p はプラズマ中に流れる電流によって作られる。トカマクではプラズマ中にポロイダル磁場 B_p を作るための電流が流れていなければプラズマは安定に存在できない。プラズマに電流を流すもっとも効率がよい方法は、電磁誘導を用いることである。中央の芯に入れるコイルがトランスフォーマーの 1 次巻線、プラズマリングが 2 次巻線となるような形にコイルを構成し、一次巻線側にパルス電流を流せば、プラズマに電磁誘導で電流が流れる。これは、トカマクの電流生成のもっとも基本的な方法である。ただし、この方法で駆動可能な電流はパルスのため、定常電流の駆動には粒子ビームを入射する方法などが開発されている。

3. ITER の現状と実験目標

〈3・1〉 現 状 ITER は、核燃焼プラズマの制御、長時間燃焼の実現、ならびに核融合工学技術の統合試験を目指し、フランスのカダラッシュにおいて建設が進んでいるトカマク型の実験炉である。ITER 計画は、1988 年～1990 年に概念設計活動、1992 年～2001 年には工学設計活動を実施した。2007 年 10 月 24 日には ITER 協定が発効し、ITER 国際機構が正式に発足し、機構長には、日本から元クロアチア大使の池田要氏が着任している。

予定通りに建設が進めば、ITER は 2018 年には運転を開始する。ITER は建設から除染までは 40 年を要するプロジェクトであり、建設後は、20 年の実験を予定している。

〈3・2〉 実験目標 ITER の第一段階での目標は、核燃焼プラズマの制御・長時間燃焼であり、具体的には、熱出力 50 万キロワット程度、エネルギー利得 (核融合出力と加熱入力との比) が 10 以上の燃焼プラズマを数百秒維持することである。ただし、この段階では、前述の電磁誘導を用いた効率的なプラズマ中の電流駆動手法を用いるので、燃焼維持時間は数百秒までに制限されることになる。現状の実験データや ITER の設計マージンから、この第一段階の目標は、ITER 運転開始後あまり時間を経ることなく達成されるものと考えられ、2020 年代にはエネルギー利得で 10 程度を実現すると思われる。

ITER の第二段階の目標は、核燃焼プラズマの完全定常化の確認である。そのため第二段階では、プラズマに流す電流をビーム入射などで定常に維持する必要がある。シミュレーション研究や日本原子力研究開発機構の JT-60U を始めとする現存のトカマク装置や核融合科学研究所の大型ヘリカル装置 (LHD) の研究を通して定常化への十分な見通しは得られており、さらに、JT-60U を超電導コイルに改修した JT-60SA (欧州との共同計画で改造を実施中) などでの完全定常運転試験などを事前に実施し、最終的に ITER での完全定常化の達成を目指す。

実用化に向けた炉工学技術の開発も ITER のもう一つの役割である。ITER の出力規模は 50 万キロワットと、ほぼプラントレベルであり、工学技術の試験としても大きな寄与ができる。この観点における ITER による進展を評価すると、(1)核燃焼プラズマのための技術、(2)燃焼プラズマを維持するための装置技術、(3)プラズマを加熱する装置技術、(4) kg 級のトリチウムを扱う技術、などについては、ほぼ実用化への技術を ITER によって手にできると考えられる。一方、ITER は実験炉であって発電は必須の目的ではない。また燃料である三重水素の自己増殖試験は行うものの、炉内で燃料サイクルが閉じるという核融合の特徴である「三重水素の自己増殖」サイクルについては完結しない。したがって、核融合炉をエネルギープラントとして確立する技術、すなわち、(5)核融合エネルギーを取り出す技術、(6)燃料である三重水素を生産する技術、(7)許容される期間内に保守する技術、などについては、ITER

と並行する補完的研究開発と、ITER の次の原型炉で順次開発することになる。

4. 発電実証を目指したロードマップ

〈4・1〉 検討の背景 文部科学省から核融合エネルギーフォーラムへ、「21 世紀中葉までに核融合エネルギーの実用化の目途を得る」ためのケーススタディーとして、産学官の協力の在り方を含めた今後我が国の確保すべき核となる技術および技術開発戦略についての検討が依頼された（2008 年 10 月 18 日）。この依頼に応える作業の一部として、以下の 3 項目に応えるために、核融合エネルギーフォーラム ITER・BA 技術推進委員会に新たにロードマップ等検討 WG が設置され検討を進めたのが今回紹介するロードマップである。

- ① 核融合エネルギーの実用化のためのロードマップ
- ② 産業界を含めた技術戦略、枠組み、役割分担
- ③ 人材育成や確保の分析、計画の提案

このロードマップ等検討 WG においては、トカマクで実現する場合を想定したケーススタディーとしての検討を実施したが、特に①については、原子力委員会核融合専門部会報告書「今後の核融合研究開発の推進方策について」（2005 年 10 月 26 日）を基に、目標実現のためのロードマップを具体化した。③については ITER, BA, トカマク原型炉を進めるためのコアとなる人材を検討している。本解説においては、このうち、①の検討結果を中心に報告する。②については、産業界については文献(1)に、その他については文献(2)に分けて記載されている。

〈4・2〉 ロードマップの概要 21 世紀中葉までに核融合エネルギーの実用化の目途という意味を、WG としては 2030 年代に原型炉の運転を開始して、2～4 年のコミッショニングの後、発電を 10 年間程度実証し、2050 年代での初代炉投入を可能とする、と解釈し、そのためのロードマップが作成された。

この作業では、まず原型炉建設に必要な R&D 事項をすべてにわたり検討し、18 分野・1000 項目以上から成る WBS (Work Breakdown Structure) リストを作成している。原型炉建設に重要であるが、現在研究計画が不十分、または存在もしないような隠れた R&D 項目の洗い出しにも注意を払っているのも特徴である。

図 3 は複雑なロードマップ全体概念を簡略化して一枚にまとめた図である。提案された WBS に沿って開発を進めることができれば、発電実証は 2030 年代後半に実現する。

5. 発電実証のための原型炉概念

ロードマップに沿った 2030 年代での発電実証をめざすための具体的な原型炉概念が提案されている。ここではその 2 例を紹介したい。日本原子力研究開発機構で検討が進む SlimCS 炉と、電力中央研究所、東大などを中心に検討が進む Demo-CREST 炉である。両者の概念図を図 4 に示した。各々の特徴を述べると以下のとおりである。

いずれの原型炉も、必要とされる工学技術、たとえば必要な超電導コイル発生磁場や耐放射化材料などへの要求は基本的に同じで、構造材が鉄系であること、冷却材が水であることなども、日本の基本開発戦略に沿っている。

両者の設計上の重大な違いは、プラズマ形状、特にアスペクト比の違いにある。アスペクト比とはトカマクの設計で重要なファクターで、ドーナツ状プラズマの小半径 a (縦断面のプラズマ半径) と大半径 R (上から見たときの全体の半径) の比 ($A = R/a$) をいう。先出の図 2 でいうと、アスペクト比が小さいほど中央の芯が通る穴が小さくなる。

理論上はアスペクト比が小さいほうがプラズマの性能を表す指標 (β_N 値) が上がり、核融合炉としては小型で低コストの炉が実現可能であるが、一方、中央の芯に設置されるコイルの役割はプラズマの制御とプラズマに流す電流の生成に重要であるため、この穴が小さくなる低アスペクト比の設計ではプラズマ制御での難しさが発生する。

ロードマップと技術戦略に関する報告書（核融合エネルギーフォーラム、2008 年 6 月）に示されたロードマップ全体図をもとに筆者らが主要部のみに簡略化して作成したもの。同報告書は、文部科学省からの依頼により、トカマクによって原型炉を建設するためのケーススタディーとして核融合エネルギーフォーラムによって作成されたものである。全文は以下のウェブサイトからダウンロードが可能：<http://www.naka.jaea.go.jp/fusion-energy-forum/>

図 3 核融合炉実用化に向けたロードマップ概要⁽¹⁾⁽²⁾

Fig. 3. Roadmap of Fusion energy development (simplified by the authors)⁽¹⁾⁽²⁾.

図 4 日本の原型炉概念案

Fig. 4. Concepts of Demonstration reactor in Japan.

Demo-CREST においては、アスペクト比を ITER と相似形状の 3.4 に設定している。プラズマ性能 (β_N 値) は ITER の基本プラズマ性能をやや超えるが、基本的な部分は ITER で確認し、その性能向上は JT-60SA にも期待するという考え方である。このような設計では、プラズマ性能の大きな向上を想定しにくいために、装置は大型化する。Demo-CREST の大半径は ITER のそれ (6.2 m) よりも大きく、7.3 m である。

一方、SlimCS の設計においては、改造後の JT-60SA で確認できる低アスペクト比 (2.6) のプラズマを前提としている。このような設計では高性能化を期待でき、主半径は 5.5 m と ITER より小型である。もちろん建設コストの点でも Demo-CREST より安いと考えられる。

前述のとおり、アスペクト比の値は小さいほうが高性能と予想されるが、制御上の問題がどこまでクリアできるかは今後の課題である。SlimCS と Demo-CREST は両極端の設計を試みたものであり、日本における核融合原型炉の設計活動では、現在、今後の原型炉案の統一を目指して最適化を図っていくための準備作業が進められている。

(平成 21 年 12 月 18 日受付)

文 献

- (1) 核融合エネルギーフォーラム 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」(2008-6), 掲

載 URL (ダウンロード可能): <http://www.naka.jaea.go.jp/fusion-energy-forum/>

- (2) 核融合エネルギーフォーラム ITER・BA 技術推進委員会報告書「トカマク型原型炉に向けた開発実施のための人材計画に関する検討報告書」(2008-6), 掲載 URL (ダウンロード可能) は同上。
- (3) ITER ウェブサイト: <http://www.naka.jaea.go.jp/ITER/iter/index.html>
- (4) K. Tobita, S. Nishio, M. Enoda, M. Sato, and T. Isono, et al.: "Design study of fusion DEMO plant at JAERI", *Fusion Eng. Design*, Vol.81, pp.1151-1158 (2006)
- (5) K. Tobita, S. Nishio, M. Sato, S. Sakurai, and T. Hayashi, et al.: "SlimCS—compact low aspect ratio DEMO reactor with reduced-size central solenoid", *Nucl. Fusion*, Vol.47, pp.829-899 (2007)
- (6) R. Hiwatari, K. Okano, Y. Asaoka, K. Shinya, and Y. Ogawa: "Demonstration tokamak fusion power plant for early realization of net electric power generation", *Nucl. Fusion*, Vol.45, pp.96-109 (2005)
- (7) R. Hiwatari, K. Okano, Y. Asaoka, and Y. Ogawa: "Engineering Design of Demo-CREST and Analysis on Critical Development Issues toward Advanced Tokamak Power Plant CREST", Proc. of The 21st IAEA Fusion Energy Conference, FT/P5-25, Chengdu, China (2006-10)

岡 野 邦 彦 (正員) 1953 年 11 月 19 日生。1984 年 3 月東京

大学大学院工学系研究科原子力工学専攻博士課程修了。現在、電力中央研究所上席研究員。東京大学大学院新領域創成科学研究科客員教授を兼任。工学博士。専門はプラズマ物理であるが、現在は、炉工学まで広く含めた核融合炉の概念設計研究に従事している。また、核融合以外にも含めた未来エネルギーの導入効果の評価などにも興味を持ち、その社会科学的解析も実施している。

小 川 雄 一 (非会員) 1953 年 9 月 1 日生。1981 年 3 月東京

大学大学院工学系研究科原子力工学専攻博士課程修了。現在、東京大学大学院新領域創成科学研究科先端エネルギー工学教授。工学博士。専門は核融合エネルギー工学であり、炉心プラズマから炉工学まで含めた、核融合炉全体を俯瞰した研究を進めている。(社) プラズマ・核融合学会副会長。

飛 田 健 次 (正員) 1959 年 10 月 15 日生。1984 年 3 月東

北大学大学院工学研究科原子核工学専攻博士前期課程修了。現在、日本原子力研究開発機構核融合炉システム研究グループリーダー。博士 (工学)。JT-60 でのプラズマ研究を経て、現在は核融合炉の概念設計研究に従事。