

会員座談会報告

核融合研究開発と ITER 計画・幅広いアプローチ活動

日 時 2010 年 10 月 21 日 15 時～17 時
場 所 原子力技術協会 会議室
講 師 日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門 副部門長 高津英幸氏
司 会 齋藤伸三

講演概要

核融合研究開発の進展状況、ITER 計画及び幅広いアプローチについて講師のお話をお聴きし、その後若干の質疑応答を行った。

(1) 核融合とは？

- ・核融合とは、原子核同士が合体する反応で、この際、非常に大きなエネルギーが発生する。最も核融合反応を起こしやすいのは、重水素と三重水素の反応である。
- ・核融合の燃料：重水素：海水に豊富に含まれる。
三重水素：天然には殆ど存在しない。リチウムから核融合炉自身で作ることが出来る。(リチウムは海水に豊富に含まれる。)
- ・核融合反応：前の反応は次の反応と関係しない。その時に必要な量しか炉内にない。外から絶えず燃料を入れる。それを止めれば反応は止まる。
- ・核融合エネルギーの利点
燃料資源はほぼ無尽蔵。(燃料資源は海水中に豊富に存在し、地域偏在がない。)
高い安全性(原理的に暴走しない。燃料の元栓を締めれば反応が止まる。燃えかすは安全なヘリウム。)
二酸化炭素が発生しない。
エネルギー発生率が高い。(燃料 1 グラムが石油 8 トンに相当。)
大規模電力供給が可能。
高レベル放射性廃棄物が生じない。
核不拡散の問題が発生しないため、途上国への積極的な導入も期待できる。
⇒エネルギー問題を抜本的に解決できることが期待される。
- ・核融合研究:トカマクの展開 トカマクは 1960 年代後半、ロシアで開発され、世界の流れになっている。
- ・JT-60 : 装置の改良と成果の進展(昭和 60 年に運開、その後改造を加えた)
プラズマ継続時間：65 秒
高圧力継続時間：30 秒弱(世界第 1 位)
エネルギー増倍率：1.25(世界第 1 位)
イオン温度：5.2 億度(世界第 1 位)
電子温度：3 億度(世界第 1 位)
- ・核融合研究開発の進展
エネルギー増倍率： Q Q =核融合出力/加熱入力

ITER では $Q=10$ が目標。核融合炉では 30 から 50

(2) ITER 計画の概要・現状

・核融合エネルギー研究開発の位置づけ

第三段階核融合研究開発基本計画 (H4 年 6 月原子力委員会決定)

総合科学技術会議 (決定)「国際熱核融合実験炉 (ITER) 計画」(H14 年 5 月)

「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) (H17 年 10 月)

原子力政策大綱 (H17 年 10 月閣議決定)

戦略重点科学技術 (H18 年 3 月 総合科学技術会議決定)

・ITER 計画の概要

核融合エネルギーの実現の見通しを得る。

技術目標

核融合出力と外部からの入力の方が 10 以上の燃料プラズマを長時間 (400 秒以上) 生成する。

超伝導コイルや加熱装置などの核融合工学技術を統合しその有効性を実証する。

将来の核融合炉に必要なブランケットなどの機器試験。

環境・安全性の実証、など

・経緯・計画

1985 年 11 月 米ソ首脳会談が発端

1988 年～2001 年 7 月 概念設計活動・工学設計活動を実施

2007 年 10 月 ITER 協定発効、ITER 機構設立 (2007 年 6 月 BA 協定の発効)

・参加極 日本、ユーラトム、ロシア、米国、中国、韓国、インド

・2010 年 7 月建設のスケジュール、新体制などが確定

新機構長として、本島修氏 (核融合科学研究所名誉教授) を任命。

カダラッシュ (仏) で ITER サイト建屋建設工事が本格的にスタート。

・日本が分担する機器 トロイダル磁場コイル、高周波加熱装置、中性粒子入射加熱装置、ダイバータ、ブランケット遠隔保守装置、トリチウムプラント設備、計測装置、中心ソレノイドコイル導体。

・ITER 超伝導コイル・システムの製造分担比率

	トロイダル磁場コイル	中心ソレノイド
超伝導導体	日本 (25%)	日本 (7 モジュール分全て)
巻線	日本 (9 個分)	米国
コイル構造物	日本 (19 個分全て)	

(3) TBM (Test Blanket Module) 計画の概要・現状

・ブランケットの役割と構造

役割 中性子の遮蔽、熱の取り出し、燃料の自己製造。

ブランケットで発生させた熱を冷却材 (ガス、水等) で回収、発電する。

トリチウム回収器でトリチウムを回収し燃料を自己製造する。(増殖比 1 以上)

- ・ブランケット開発と TBM 計画

核融合エネルギーの実現は人類共通の課題。ITER を中核とした国際協力により、その可能性を追求する。日本を初め核融合先進国はそれぞれ独自にブランケット開発を推進。最も優れたブランケットが原型炉以降の世界標準になる可能性がある。

TBM 計画はブランケット開発研究の重要なマイルストーン。日本は ITER の熱を利用して発電を目指す。

日本は、核融合反応で発生する中性子を用いて、核融合炉ブランケットのトリチウム回収性能を世界で初めて実証した。

(4) BA (幅広いアプローチ) 活動の概要

- ・ ITER をフランスに建設する見返りとして日本、EU が 460 億円ずつ分担。

- ・ 技術開発における幅広いアプローチ (原型炉設計 R&D、遠隔実験技術、シミュレーション、材料照射施設開発、サテライトトカマクなど)

- ・ IFERC (国際核融合エネルギー研究センター) の意義

核融合原型炉建設の基盤構築 (原型炉概念の検討、基盤的 R&D の実施、燃焼シミュレーション、遠隔実験など)

- ・ IFMIF/EVEDA (国際核融合材料照射施設工学設計活動) の概要

IFMIF(国際核融合材料照射施設): 核融合原型炉の候補材料に中性子照射試験を行うための施設。

IFMIF/EVEDA (工学設計、工学実証) 事業: IFMIF の建設に先立ち、IFMIF を構成する主要機器の工学実証と工学設計を行う。

- ・ JT-60SA (JT-60 Super Advanced) 計画

ITER の技術目標達成のための支援活動、原型炉に向けた ITER の補完研究。

(5) 原型炉や発電システムに向けて

2019 年 ITER の運転、2026 年~2027 年に原型炉の建設に着手、2030 年代の後半に原型炉の完成を目指す。(発電実証)

主な質疑応答

Q ITER では運転時間を 300 秒から 500 秒としているが、将来の発電炉でもその程度で良いのか。

A 将来の発電炉の運転では一年近い定常運転を考えている。ITER での 300 秒から 500 秒という運転はコイルによる誘導電流の範囲である。ITER では、将来の定常運転を目指して、外部から電流を駆動するなどして、3,000 秒から 10,000 秒程度の連続運転も試験する予定である。

Q 3,000 秒の長期運転はかなり難しいのではないかと。

A プラズマを加熱したり、プラズマ中に電流を駆動したりする装置 (加熱・電流駆動装置) の運転がチャレンジングであろう。そのために ITER 計画では加熱電流駆動システムの一つである中性粒子加熱装置の開発、試験を行う設備を建設する計画である。

Q 核融合炉で連続的に運転を行うために、取り出すエネルギーを再度注入する必要が

あると思うが、それはどの程度の比率になるか。

A 中性粒子入射加熱装置などの運転に発生エネルギーを使用することになり、その所内循環電力率は10%から20%程度と評価している。

Q ITERで50万kWの熱出力が発生するが、炉心から発生するエネルギーがブランケットとダイバータにどういう割合で入るのか。

A ブランケットには主に核融合反応で発生する中性子（エネルギー14MeV）が、ダイバータには主に荷電粒子（ α 粒子、エネルギー3MeV）が入射されるので、各々に入るエネルギーもおおよそその比率である。

Q プラズマに面する壁の材料が気になる。材料の表面が損傷を受けるだろうし、構造材料そのものも中性子に耐える見通しはあるのか。

A プラズマに面する壁の表面にアーマと呼ばれる保護材を設け、熱や粒子によるダメージをここで吸収する。構造材料の開発では、低放射化フライト鋼の開発が進み、有望な見通しが得られつつある。将来の発電炉のブランケットは、構造材料の寿命やトリチウム増殖材中のリチウムのバーンアップのため、定期的な交換を考えており、設計や部位にも依るが、数年ごとに取り替える可能性がある。

Q トリチウムの環境に対する防護などの問題はないか。

A プラズマ内で燃焼するトリチウムは微量であるが、システム内を循環するトリチウムの量は比較的大きいと言う特徴がある。バルブや配管からの漏洩等も考慮する必要があるため、多重格納といった安全対策を取ることになる。トリチウムの漏洩対策は安全上の最重要課題であり、慎重な対応が必要。

Q ITERはかなり大きい施設であるが、将来の原型炉はどの程度の規模になるのか。

A 国によって考えが多少違うが、日本では、将来の原型炉は、その建設費を合理的な範囲に収めるため、ITER程度の大きさにとどめる必要があると考えている。

Q 核融合は放射性廃棄物は発生しないと思ったが、ブランケットを数年ごとに取り替えると言うことになると、どの程度の量の廃棄物が出てくるのか。

A 設計にも依るが、数年でブランケットを取りかえるとすると、取り替える機器の重量は、相当な重量になる。そのため、交換すべきプラズマに面するブランケットと、パーマナントな後ろの部分に分ける設計を採用したりして、重量の軽減化を図っている。さらに、材料の再処理技術の開発も進めており、これらの技術を用いて廃棄物の量を減らすようにしたい。

Q 初装荷トリチウムの購入は。

A ITERではカナダから購入する。その後は核融合炉自身でトリチウムを作る必要がある。

Q エネルギーとしての経済性は。

A 核融合炉はキャピタルコストが大きい。ランニングコストはそれほどでもない。将来の発電コストは、材料価格、割引率、稼働率などに依存するため評価は難しいが、軽水炉の1.5倍程度と評価されている。

Q 国際協力で旨く行かない部分が出て来た時の保証問題はどうなっているのか。

A どこかの国が原因で工程が遅れたら、その対応を理事会で相談することになってい

る。現実には、そうならないように品質管理と工程管理は相当厳しくやっている。

以 上（佐藤祥次 記）

（出席者）

石井正則、石井陽一郎、伊藤睦、上田隆、小川博巳、小野章昌、金氏顕、後藤廣、
紺谷健一郎、齋藤健弥、齋藤伸三、佐藤祥次、竹内哲夫、宅間正夫、辻萬亀雄、
土井彰、林 勉、古田富彦、前川則夫、益田恭尚、三谷信次、松永一郎、