

## 原型炉研究開発共同研究の進展

## 原型炉設計の進展と共同研究の成果概要

## Progress of collaborative research on DEMO

## 2. Progress of DEMO design and major outcomes of the collaborative research

宇藤 裕康

Hiroyasu UTOH

量研

QST

現在、原型炉に向けた研究開発は文部科学省の原型炉開発総合戦略タスクフォースが策定したアクションプランに沿って推進されており、産学が連携する原型炉設計合同特別チーム(以下、特別チーム)では、関連学協会と連携しつつ、原型炉概念に必要な様々な技術要素の基盤構築を目指して設計活動を進めている。核融合原型炉の目標は、2017年に核融合科学技術委員会によってまとめられた報告書「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」において、核融合エネルギーの実用化に備え、①数十万kW を超える定常かつ安定した電気出力、②実用に供し得る稼働率、③燃料の自己充足性を満足する総合的なトリチウム増殖を実現すること、と定められている。これを受け、特別チームにおける原型炉設計活動では、まずは成立する概念を一つ構築し、その概念をベースに改良していくという設計方針のもと、これまでに、原型炉の基本概念の明確化を行った。

原型炉設計活動では、ITERの技術基盤や産業界の発電プラント技術や運転経験のみならず、共同研究の枠組みによる大学等での研究成果により進展してきた。以下では、原型炉概念の概要と進展、今後の課題について、アクションプラン項目を中心に2019年度までの共同研究での成果を交えて紹介する。

### 0. 原型炉概念(全体)

現在、原型炉概念として炉心プラズマの主半径8.5 m、核融合出力1.5-2 GWの定常炉を検討している。第一の目標である「①数十万kW を超える定常かつ安定した電気出力」に向け、発電プラント技術や運転経験に基づいて原型炉の発電システムを構築することで、約64万キロワットの電気出力を発生できる見込みが得られている。また、原型炉本体の設計のみならず、電源系や冷凍系、組立建屋などプラント全体の設計も進めている。第1回中間チェック・アンド・レビュー後の概念設計フェーズ

(フェーズII)では経済性の見通しも求められることから、フェーズIにおいてもシステム設計コードにおけるコスト評価方法の検討(代表:NIFS・後藤)を実施し、プラントにおけるコストインパクトの結果からコスト低減に向けた指針が得られてきた。今後はコスト評価の高精度化が求められる。

### 1. 超伝導コイル

原型炉用超伝導コイルはITERからの技術的飛躍が最小限となるようITER超伝導コイル仕様を出発点として検討されており、トロイダル磁場(TF)コイルの超伝導線材はITERと同様にNb<sub>3</sub>Sn、最大経験磁場は14T程度としている。ITERの技術基盤を適用した原型炉概念に特有の課題の1つは、トロイダル磁場コイルがITERよりもさらに大型化することによる技術的な困難さの増大であった。その解決策として、誤差磁場解析による製作精度の緩和と誤差磁場補正コイルの設計を行うと共に、超伝導コイル導体内の一次元クエンチ伝播解析(代表:福井工大・伊藤)を実施することにより、放電時定数を同定でき、超伝導コイル導体設計が進展した。原型炉に向けたTFコイル開発では①大型コイル製作の合理化と②超伝導コイル導体設計・開発、③高強度極低温構造材料の開発、が特に重要な課題となっており、例えば、高磁場下での導体電流劣化機構の解明などの取り組みが必要である。

### 2. ブランケット

ブランケット設計は原型炉の目標の一つである「③燃料の自己充足性を満足する総合的なトリチウム増殖」に直結する重要な項目である。最近の進展では、燃料の生産性(トリチウム増殖比: TBR)と増殖ブランケット筐体の耐圧構造化との両立性の課題を解決するため、構造材が占有する体積を抑えつつ耐圧性を改善できるハニカム構造を採用した増殖ブランケットを設計すると共に、ペブル充填部でのパージガス流動解析によりトリチウムの滞

留を解消する設計案を示した。原型炉では、その運転後期において、増殖ブランケットの一部をさらに高効率の発電が期待できる先進ブランケットに交換し試験する原型炉TBMが提案されており、これら**先進ブランケットに関わる概念検討**(代表:NIFS・田中)及び**関連する技術研究**(代表:京大・八木、静岡大・近田、東工大・近藤)は共同研究をベースに検討が進んでいる。(詳細は同シンポジウムS5-6参照)

### 3. ダイバータ

現在の原型炉ダイバータは、高熱負荷部はITERダイバータと同様にタングステンモノブロックと銅合金冷却管の組み合わせとし、熱負荷が比較的小さいバップル部、リフレクタおよびドームには、タングステンモノブロックと低放射化フェライト鋼冷却管の組み合わせを用いる設計としている。このダイバータ設計において、ダイバータシミュレーションによる運転領域の同定を進めており、このダイバータシミュレーションには**熱・粒子制御に関する物理課題の検討とモデル化**(代表:名大・田中)や**予測精度向上に向けた基礎検討**(代表:慶應大・星野)による成果が用いられている。また、「稼働率と保守」にも関連するタングステンダイバータの寿命評価では、**パルス熱負荷による溶融挙動と蒸気遮蔽効果**(代表:阪大・伊庭野)にて蒸気遮蔽効果を考慮することにより、損耗が90%低減されることが示されており、ダイバータ設計のみならず保守シナリオにも生かされている。(詳細は同シンポジウムS5-5参照)

### 4. 加熱・電流駆動システム

原型炉では、プラズマの加熱および電流駆動システムとして電子サイクロトロン波(EC)と中性粒子ビーム(NB)を併用する方針である。ECでは、電流駆動効率の向上が第一の課題であり、理論解析コードによる**異なる入射位置における電流駆動効率の評価**(代表:京大・長崎)により、入射位置や入射システムに関して重要な設計指針が得られており、原型炉用ECシステムの概念設計検討として継続している。NBは、3つの水平ポートから入射する想定で、ビームライン及びイオン源の設計が進められている。一方、現在の原型炉概念では、NBの中性化効率は光中性化セルを想定した90~95%を仮定しており、この実現の可否は①電気出力の確保に影響する重要な項目であり、早期に着手し見通しを得る必要がある。

### 5. 燃料システム

特別チームでは、燃料システムに関する検討として、燃料システムを含むトリチウムに関連する設計方針策定のため、「トリチウム諸課題検討ワーキンググループ」を立ち上げ、国内の専門家を組織化し検討している。原型炉のトリチウム燃料システムは、トリチウムインベントリ低減を考慮して、ITERの燃料システムとは異なる、ダイレクトインターナリサイクルというサイクル概念を主案として検討している。この燃料システムの検討では、トリチウムと材料の相互作用などのデータやトリチウムインベントリの評価が不可欠であり、これらは原型炉の安全評価でも重要である。これらの課題に対し、共同研究表面制御による核融合炉材料中のトリチウム透過低減技術開発(代表:静岡大・近田)や高温高圧水と金属との界面における水素輸送モデルの構築と検証(代表:近畿大・大塚)、トリチウム蓄積量の予測および実時間トリチウム除染法の検討(NIFS・芦川)による成果により、安全性検討と合わせて進展している。

### 6. 安全性

原型炉設計における安全性研究では、原型炉プラントの安全上の特徴に基づく合理的な安全確保方針案の策定に向けて、主にソースタームの同定と重要な想定起因事象に対する防止・緩和方策案の策定を進めている。ソースタームの同定として、上述のトリチウム挙動データを参照しつつ複雑な形状である炉内機器に適用した2次元トリチウム移行解析によるインベントリの概算を実施している。また、重要な想定起因事象に対する防止・緩和方策案の評価では、**サプレッションプールでの水蒸気凝縮課程における非凝縮性ガスの影響評価**(代表:早稲田大・古谷)などの基礎データを参照しつつ、解析検討することにより原型炉プラントの安全上の特徴整理が進んでいる。

### 8. 稼働率と保守

目標の1つである「②実用に供し得る稼働率」に向けた検討では、原型炉の保守方法として増殖ブランケットを1セクター当たりの5分割して上部垂直ポートから搬送する垂直引抜方式の設計検討を進めており、炉構造設計との整合を図ると共に、定期交換に要する時間(配管の切断・溶接など)の評価より、並行作業を行うことで約70%の稼働率に見通しが得られている。また、バックエンドシナリオ検討では、廃棄物に関連し、**原型炉で発生する放射性廃棄物の管理シナリオに係る検討**(代表:福井大・川崎)などを通じて、廃棄物処理シナリオを構築し、浅地中埋設処分の見通しが得られた。