

核融合原型炉基本概念におけるシステム設計と今後の課題 System design and future issues in the basic concept of JA DEMO

日渡良爾¹⁾, 朝倉伸幸¹⁾, 伊藤 保之²⁾, 岩井保則¹⁾, 宇藤裕康¹⁾, 梅田尚孝¹⁾, 角館聡¹⁾, 後藤拓也³⁾, 染谷洋二¹⁾, 田中照也³⁾, 近田拓未⁴⁾, 三善悠矢¹⁾, 坂本宜照¹⁾, 原型炉設計合同特別チーム,
HIWATARI Ryoji¹⁾, ASAKURA Nobuyuki¹⁾, ITOH Yasuyuki²⁾, IWAI Yasunori¹⁾, UTOH Hiroyasu¹⁾, UMEDA Naotaka¹⁾, KAKULATE Satoshi¹⁾, GOTO Takuya³⁾, SOMEYA Yoji¹⁾, TANAKA Teruya³⁾, CHIKADA Takumi⁴⁾, MIYOSHI Yuya¹⁾, SAKAMOTO Yoshiteru¹⁾, Joint special design team for DEMO,

(1)QST, (2)福井工大, (3)NIFS, (4)静大
(1)QST, (2)Fukui Inst., (3)NIFS, (4)Shizuoka Univ.

核融合原型炉概念JA-DEMOについては、第1回チェック & レビューに向けて基本概念のとりまとめ作業を実施中である。本報告においては、原型炉の3つのミッションの観点からシステム設計の現状と今後の課題を報告する。

第1のミッションである『数十万 kW を超える発電』を目指し、核融合出力は1.5~2.0GWを設定している(図1)。

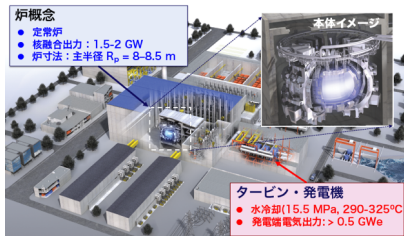


図1. 炉概念とタービン発電機の主な仕様

この項目には、トロイダルコイル(TFC)設計、炉心プラズマ設計、ダイバータ除熱設計、加熱電流駆動設計、主熱輸送概念構築が含まれる。ダイバータ除熱性能から炉心プラズマ性能が決められ、それに必要なTFC概念やNBI概念の検討が行われている。最近の進展としては、TFC巻線の構造解析や緊急時のTFC高速放電スキームの成果が得られている。ダイバータプラズマについては、He排気を考慮した検討やダイバータ工学設計の更新が進行中である。主熱輸送系については、ダイバータターゲットからの排熱の発電や水素製造への利用の検討が進行中である。

第2のミッションである『実用化に供しうる稼働率達成』に向けた検討では、保守方式を考慮した炉構造の検討が主要テーマである。現状の遠隔保守概念は、トカマク上部ポートからブランケットを、トカマク下部ポートからダイバータを交換する概念となっている(図2)。一方、炉構造の詳細化については、真空容器とブランケットモジュールを支持するバックプレートの構造の詳細化について検討が進められている。ブランケット、ダイバータの保守時間を評価した結果、1ポート当たりブランケットが約60日、ダイバータが約30日と

なった。この結果を用いると、例えば稼働率70%を目指すためには、ブランケット交換を4ポート平行に実施する必要があることがわかった。

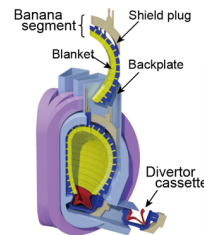


図2. 原型炉の遠隔保守概念

第3のミッションである『燃料の自己充足性を満たす』ためのシステム設計項目としては、ブランケット概念検討とトリチウム燃料システムの検討が挙げられる。

トリチウム燃料システムは実験炉ITERの燃料システムとは異なり、ダイレクトインターナルリサイクル(DIR)というサイクル概念を主案として検討している(図3)。

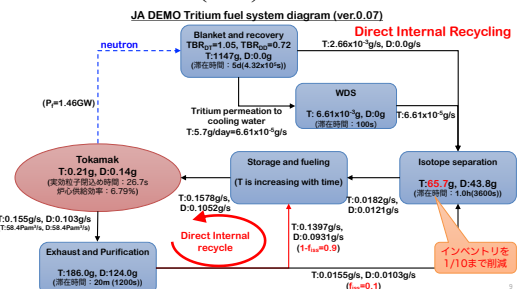


図3. 原型炉の燃料サイクル初期概念

DIRとは、図3に示すようにダイバータ排気から同位体分離に行かず、直接DT混合のまま燃料注入系にサイクルさせる概念である。この方式で、同位体分離装置のトリチウムインベントリを1/10に削減した例が図3である。詳細なトリチウム管理には、ブランケット設計やブランケットからのトリチウム回収、冷却水への透過管理(透過抑制膜)といったことも必要になってくる。ブランケット概念検討には実用化を見据えた原型炉TBMの検討も含まれている。

発表では、それぞれに関わる項目毎の今後の課題についても、報告する予定である。