

インフォメーション

ITER だより(45)

1. 製作性を考慮したダイバータカセット

原子力機構では ITER 機構との調達取り決めにもとづ き,ダイバータ外側ターゲット実規模プロトタイプの製作 を行ってきました. これまでに実規模プロトタイプ用プラ ズマ対向ユニット (PFU) の評価試験 (高熱負荷試験) を 2回実施し、合格することができました. この PFU を固定 し、冷却水を供給するためのマニフォールドの役割をもっ ているのがステンレス製支持構造体 (SSS) です. SSS は高 強度のステンレス鋼 (XM-19, SS316L(N)-IG) を用います が、原子力機構では内部の流路構造を工夫して、より製作 しやすい構造にするための検討を行いました. ITER 機構 の詳細設計 (Model-IO) では、ステンレス鋼板の溶接構造 となっており、図1(a)に示すような広い水室をもってい ます. 原子力機構が検討している構造 (Model-JAEA) は, 溶接部の長さを短くして溶接変形を抑制することを狙い, 主にステンレス鋼鍛造材をドリルで繰り抜いた構造となっ ており、図1(b)のような流路になっています. 本構造で はプラズマ対向ユニットへの冷却水供給部の近傍まで、4 本の配管が伸びる構造となっており、プラズマ対向ユニッ トの流路毎の流速が不均一となることが懸念されました. ITER ダイバータでは流路毎の流量のバラつきを±10%以 内とすることになっており、それぞれのモデルの3次元流 体解析を実施して比較しました. 図2はPFU各流路の流量 を示しています.この結果から明らかなように、Model-JAEA はModel-IO に比べて流量配分のバランスに優れ,流 路毎の流速のばらつきも小さいということが示され、本構 造を実規模プロトタイプ製作に採用するだけでなく. ITER 機構が作成中のフルタングステンダイバータの詳細 設計にも反映される見通しとなりました.

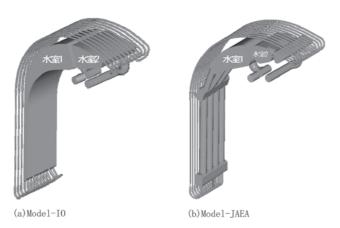


図1 ITER機構の作成した詳細設計(Model-IO)と原子力機構の 提案する構造(Model-JAEA) 流体解析用モデルのため、構造材ではなく冷却水の存在す る流路がモデル化されている。

HV ブッシングの大口径 FRP 絶縁管を製作し、 ITER 要求性能(1段当たり 200 kV, 1時間保持)を達成

原子力機構は、日本国内機関として、ITERの中性粒子入射装置(NBI)のうち、1 MV 電源高電圧部および HV ブッシングの調達を担当します。現在、ITER NBI に先立ち、NBI 技術の実証を目的とした ITER と同規模の ITER 中性粒子ビーム実機試験施設(NBTF)をイタリア・パドヴァに建設中です。国内においても NBTF 用機器の製作が進行中です。

HV ブッシングは、最大1 MV の高電圧導体を真空中のビーム源(負イオン源、加速器)まで引き込むために電源の伝送ラインの末端に取り付けられる絶縁碍子であり、絶縁破壊を起こすことなく動作する安定性が求められます。また、一般の電力用機器として用いられるブッシングとは大きく異なり、1 台のブッシングで 0.2~1 MV の5つの異なる電位の導体群を同時に引き込む過去に例のない挑戦的な機器です。

HV ブッシングでは、コバール (ニッケル合金) と口ウ付け接合した大口径セラミックリング (内管) と繊維強化プラスチック (FRP) リング (外管) を二重に組み合わせた絶縁管を5段積み重ねて1 MV を絶縁します。ITER では、FRP リングをトリチウムの閉じ込め境界としており、セラミックリング破損時にも機器の重量 (約60トン) や地震加速度 (最大2G) を支持しつつ、周囲との圧力差 (0.6 MPa) に耐える気密性を維持し、トリチウムを内部に閉じ込める高い信頼性が要求されます。

これまでに、HV ブッシングの実現に向けて、HV ブッシングの要素部品である世界最大口径のセラミックリングの製作や同リングとコバールのロウ付け技術を確立してきました。他方、大型 FRP リングは、従来大気圧下で内部を真空にして使用していましたが、ITER では1段あたり最大で直流240 kVの電気絶縁に加えて、従来の使用環境に比べ過酷な内外の圧力差最大9気圧に耐える強度が求められま

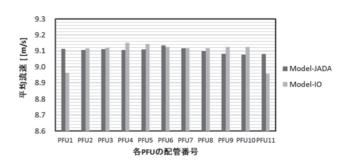
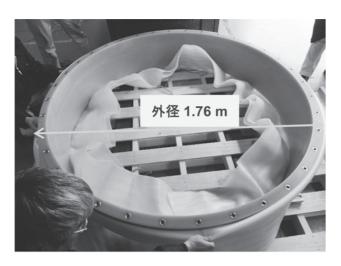


図 2 各 PFU (PFU 1 ~PFU11: 0.5 カセット分に相当) の流速の 比較 Model-JAEA の方が Model-IO に比べて各 PFU の流速の差 が小さく、流れのバランスが良い.

す.これらの要求を満たす大型FRPリングの製法の確立が 課題でした。そこで、ガラス繊維製シートを管状に巻いて 形成することにより十分な機械強度を確保し、また電気絶 縁を劣化させるFRP中のボイドを除去するために、真空中 でガラス繊維に樹脂を含浸させ、加熱して硬化、成形する 「真空含浸法」を採用しました。大型で厚肉ゆえガラス繊維 の巻き付け力が不均一となり、熱硬化時に発生する力が不 均一となって割れを生じることが懸念されましたが、 ITER 用と同サイズ(外径 1.76 m、肉厚 55 mm、高さ 350 mm)のモックアップの試作を通して、ガラス繊維を均一 に巻きつけるジグを開発し、また、硬化時の温度履歴を最 適化することで、割れの発生を回避する製作手順を見出し



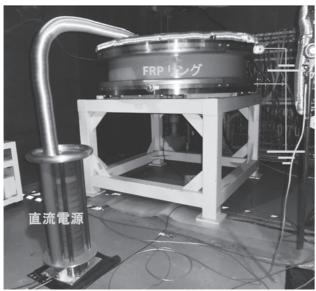


図 3 試作した HV ブッシング用 FRP リング(上)と耐電圧試験 装置の様子(下)。

ました. さらに,このような試作検討を積み重ね,実物大モックアップ(図3)を試作して性能試験を実施した結果,ITERで要求される耐電圧性能(直流240kVを連続1時間保持,および直流220kVを連続5時間保持),並びに内外の圧力差9気圧に耐える機械強度と気密性を実証しました.これを受けて,ITER用HVブッシング用FRPの製作手法を確立し,量産を開始しました.

3. ITER 計画の展示と ITER 機構職員募集説明会の実施

原子力機構では、我が国から ITER 機構への職員の応募 を促進する活動を行っています. その一環として、3月の 日本原子力学会(東京都市大学)の企業展示会に出展しま した. 展示ブースでは、来訪者に核融合、ITER などに関す る資料を配布し、ITER 計画について説明するとともに、 ITER 機構職員募集および登録の案内を行いました. ブー スには、現在の ITER サイトの進捗状況を紹介したポス ター,核融合関連施設の写真集,パンフレット等を展示し ました (図4). 展示ブースは多くの学会参加者に興味を 持ってもらうことができ、ITER の進捗状況から調達機器 の技術的詳細まで,多くの質問が寄せられました.また, 学会会場のため参加者には学生も多く, 熱心に説明を聴い たり, 研究所の見学に興味を持ってくれるなど, 若い世代 にも核融合研究についてアピールすることが出来ました. 詳細については那珂 ITER ウェブサイト (http://nakawww.jaea.go.jp/ITER/index.html) の「ITER 機構職員募 集説明会について」をご覧ください.

(日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門)



図4 日本原子力学会(東京都市大)における ITER 展示ブース.