

核融合最前線

Fusion Forefront

編集・発行：国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー研究開発部門

■ トロイダル磁場コイル用容器第一号機製作完了

量子科学技術研究開発機構（以下「量研」という。）は、核融合実験炉イーター（ITER）のトロイダル磁場（TF）コイル容器の調達を担当しています。コイル容器は、巻線部を内部に封じ込めて、コイル容器全体を封止する必要があるため、インボード部の主容器（AU：高さ16.5 m、重量約68トン）とその蓋（AP：高さ14 m、重量約8トン）、及びアウトボード部の主容器（BU：高さ17 m、重量約105トン）とその蓋（BP：高さ14 m、重量約16トン）の4つの主要部材で構成されています（図1）。欧州国内機関は、欧州で製作した巻線部とこれらの主コイル容器部材を一体化する作業を担当することとなっています。これらの主コイル容器部材は、TIG溶接で接合されるため、各部材の溶接開先間のギャップやミスアラインメントに、 $\pm 0.25 \sim 0.75$ mmの高精度の公差が要求されています。

一方、コイル容器主要部材は、高さが14m以上であり、開先部でこれらの公差を達成することは容易ではなく、コイル容器の出荷検査として、AU-AP、BU-BP及びAU-BUの溶接部の開先仮組試験を実施し、これに合格する必要があります。

欧州向けコイル容器初号機では、インボード部（AU、APの製作及びAU-APの仮組試験まで）、アウトボード部（BU、BPの製作及びBU-BPの仮組試験まで）をそれぞれ別会社で製作した後、両者の仮組試験を行いました。インボードの製作、仮組試験は2017年7月に完了しており、今回、初号機のBU、BPの製作を完了しました。2017年12月にイーター機構及び受入の欧州国内機関の立会いの下で、BU-BP仮組試験（図2）及びAU-BU仮組試験（図3）を実施し、合格しました。

2017年12月26日には、コイル容器初号機の完成を祝して、イーター機構、文部科学省、関係国内機関、製作メーカー等が参加して、式典が開催されました（図4）。これまでの労をねぎらうとともに、後続号機の製作についても、「One ITER」スピリットで協力して進めることを固く誓い合いました。

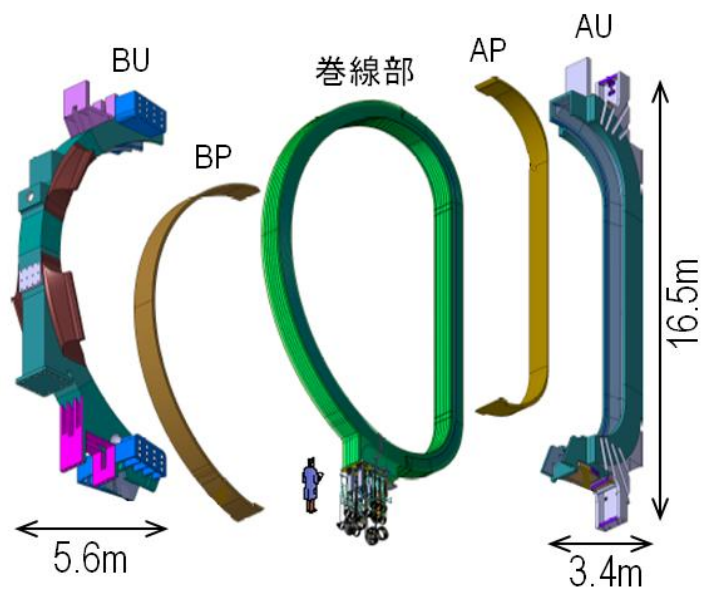


図1: TFコイルの構造



図2: BU-BP仮組試験にて 関係者一同



図3: AU-BU仮組試験に合格した欧州向け第1号機TFコイル容器と関係者一同



図4: イーター機構、文部科学省、製作メーカー等関係者出席によるTFコイル容器完成式典

■ 日本が調達する高電圧電源機器の輸送完了

核融合実験炉イーターに設置する中性粒子ビーム入射(NB)装置では、世界最大出力となるエネルギー100万電子ボルト、電流40Aの負イオンビームを1時間連続で発生させることが求められています。この高い性能を確実にするために、イタリア・パドバのコンソルツィオRFX研究所(RFX研)にNB実験試験施設(NBTF)を建設しています。日本はNBTFに設置する100万ボルト高電圧電源機器の製作を担当しており、2012年から製作を開始し、2017年3月に製作が完了しました。また、製作と並行して2015年12月から機器の輸送を開始し、計6便の大型機器輸送を経て、2017年10月に日本の調達機器の全ての搬入が完了しました。

11月20日には、搬入完了を祝う記念式典がRFX研主催の下、NBTFで開催され、式典には、我が国の文部科学省、日本の製作メーカー、イーター機構からの代表者に加え、欧州委員会関係者、地元からはパドバ市副市長、パドバ大学長等、合計約60名が参列しました(図5)。量研は式典において、日本の技術的貢献に関する招待講演を行い、イーター機構、欧州国内機関、RFX研と詳細に調整しつつ遅滞なく現地組立・据付を実施し、現在までに約90%が完了したことを報告しました。この日本の貢献に対して、出席者からは賞賛と多数の感謝の言葉をいただきました。

なお、最終便で輸送した機器は、欧州が作る機器の工事期間と調整を図りながら据付けを行い、2018年度に現地での統合試験を実施する計画となっています。



図5: 日本の調達機器の搬入完了記念式典

■ブランケット表面へのプラズマ熱集中の評価手法を確立

核融合炉では、閉じた磁力線のカゴを作ることによって高温プラズマを真空中に浮かせて閉じ込めます。この磁力線のカゴから漏れ出したプラズマの一部は開いた磁力線に沿って流れ、周りの壁、すなわち、プラズマを取り囲むように設置されたブランケットと呼ばれる炉内機器に到達します。このプラズマによる熱は狭い領域に集中する傾向があり、ブランケットの設計では負荷を正確に評価する必要があります。そこで、プラズマによる熱集中を複雑な壁形状に対して評価できる方法を確認しました。

図6は、壁のある領域に大仏の螺髪のような半球形状の突起が並んでいる場合の計算例です。表面が平らでなだらかな場合に比べて、半球面の頂点付近には約50倍の熱負荷が集中することが分かりました。今後は、この手法を核融合炉の様々なブランケット形状の設計に活用する予定です。

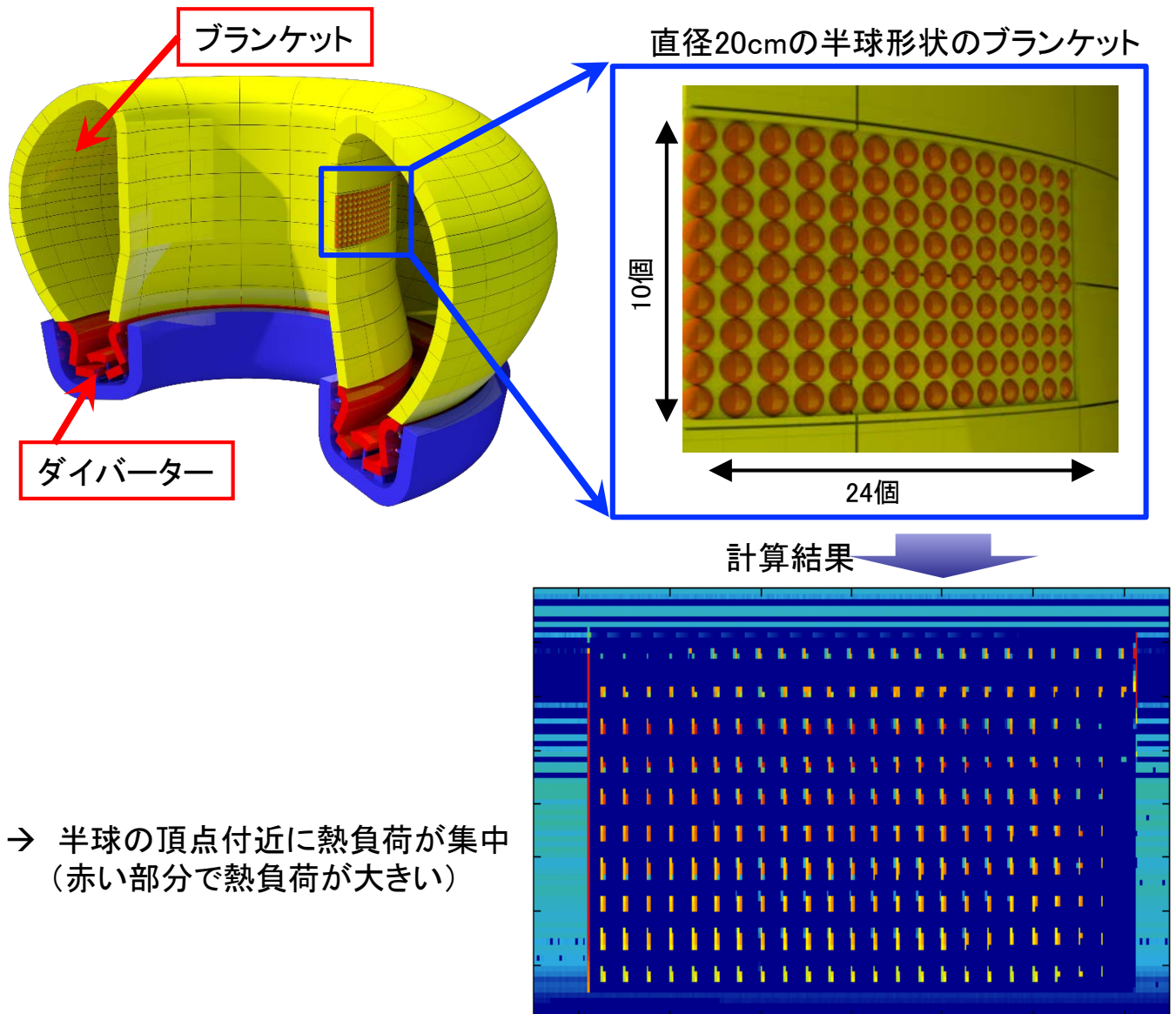


図6: 半球状の壁表面への熱集中の計算例

■ 高周波加速器の電界強度目標の達成、及び 重水素イオン入射ビームの更なる高品質化 — IFMIF原型加速器の進展—

六ヶ所核融合研究所では日欧共同事業としてIFMIF(国際核融合材料照射施設)原型加速器の研究開発を進めています。

IFMIF原型加速器は、大電流(125mA)の重水素イオンを9メガ電子ボルトまで加速する、世界でも最大級の大強度加速器です(電子ボルトはエネルギーの単位で、電荷が1の粒子を1ボルトの電圧で加速することに相当)。

量研と欧州チームが一つの合同チームを作り、日本のリーダーシップの下、据付及び調整試験を進めています。

大電流のビームを安定して加速するための鍵となる高周波四重極線形加速器(RFQ)(イタリア国立核物理学研究所(INFN)レニャーロ研究所が製作を担当)への大電力高周波の8系統同期入射を2017年7月に実証し、10月から本格的にRFQの加速電界強度を増やす試験を開始しました。

当初、システムの立ち上げ時には様々な調整が必要でしたが、日欧で綿密に話し合い、問題を解決し、改良を重ね、12月には、短パルスながら重水素イオンの加速に必要なRFQ内加速電界強度目標を達成することができました。図7に電界強度に相当するギャップ間電圧の日々の進展を示します。

また、並行して進めた重水素イオン入射ビームの品質向上試験において、ビームのサイズ(単位mm)と発散度(単位mrad)を共に考慮した品質を示す指標であるエミッタンス(小さいほど細く鋭い高品質ビームであることを示す)が、目標値に対し半分以下という非常に良好な値を達成することができました。これは、これまでの実験値を詳細に解析し問題点を洗い出し、ビーム引出し用電極を新しく製作し、高精度で再組立てを行った結果得られたものです(図8)。

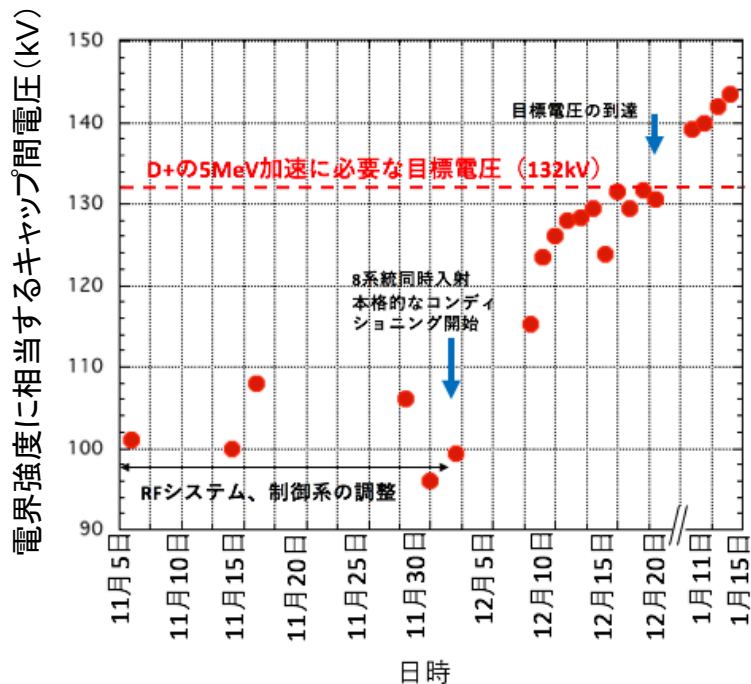


図7: IFMIF原型加速器RFQの高周波コンディショニングによる電界強度に相当するギャップ間電圧の進展。12月20日に目標値に到達した。パルス幅20マイクロ秒。

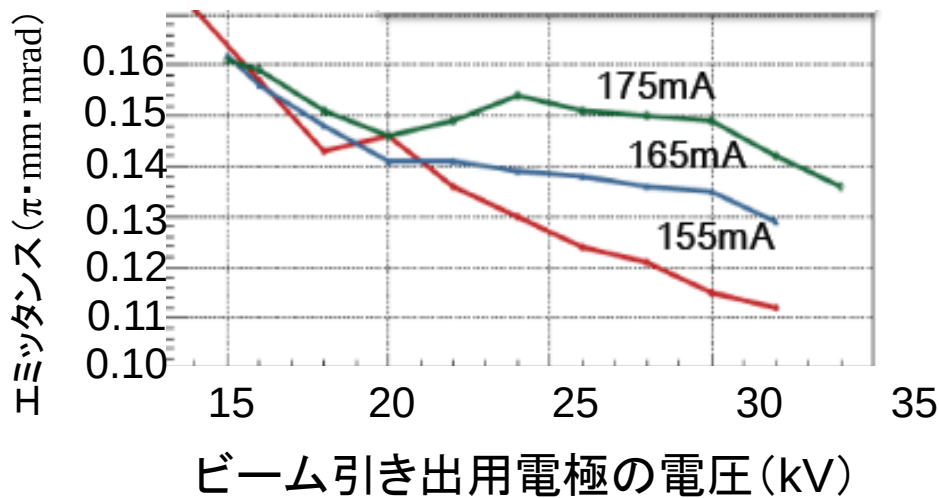
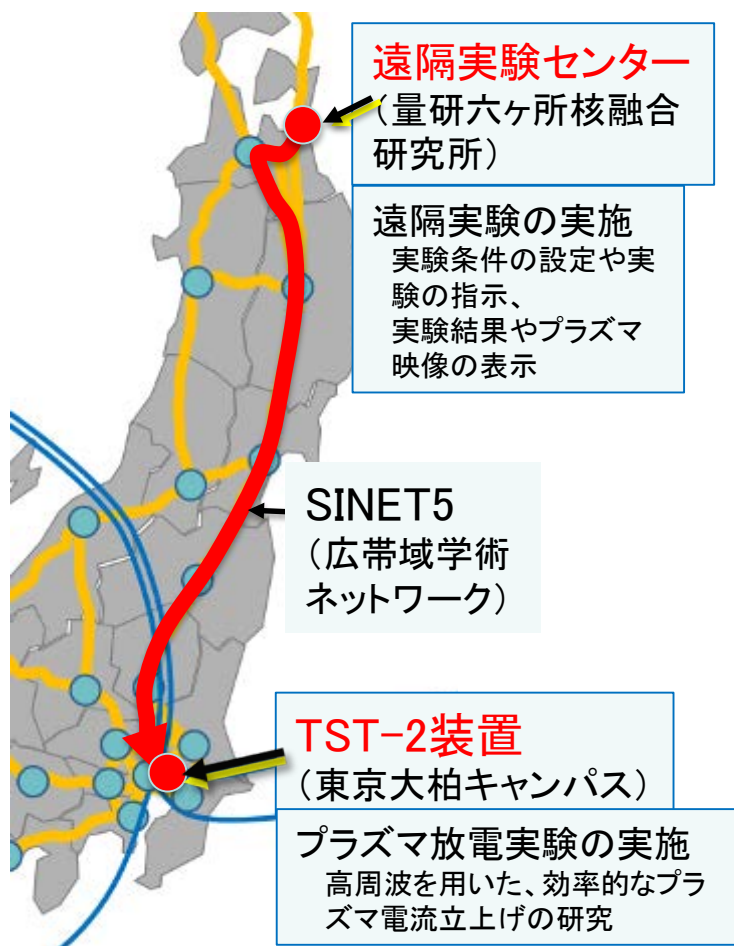


図8: IFMIF原型加速器の入射器から引き出されたビームの品質を表すエミッタンスの初段引き出し電圧及び引き出されたビーム電流量に対する依存性。全加速電圧は100kV。エミッタンスの目標値(0.3以下)に対し、目標電流量である155mAを上回るいずれの場合も良好なビーム特性が得られている。

■ 遠隔実験センターから東大TST-2装置の遠隔実験に成功

六ヶ所核融合研究所では、BA計画に基づきイーター遠隔実験センターを構築しています。これは、六ヶ所研とイーターを高速インターネットで接続し、六ヶ所に居ながらイーターへの遠隔実験を可能とするシステムです。平成28年度までに遠隔実験室や遠隔実験のためのソフトウェアの整備を終え、この度、東京大学(高瀬雄一教授)の協力を得て、遠隔実験の実証試験を実施しました(12月13日)。遠隔実験センター(六ヶ所)と東大TST-2装置(柏キャンパス)を高速ネットワークで結び、六ヶ所研でプラズマ放電を行う実験条件を設定し、柏キャンパスの実験装置のプラズマ放電実験を行いました。実験後には、結果データを遠隔センターへ転送・表示し、実験の成功を確認しました。これは、遠隔実験センターから、実際の実験を遠隔で実施することに初めて成功したもので、イーターへの遠隔実験に向けた技術的見通しが得られました。

今後は、イーターを想定して、欧州のトカマク装置JET及びWESTとの遠隔実験を予定しています。



遠隔実験センターにて、実験設備状態及び実験結果の表示

遠隔実験の様子はプレスに公開しました。当日の様子は、新聞3紙、及び朝日Webニュース*等に掲載されました。

*<http://www.asahi.com/articles/ASKDF56YVKDFUBNB00X.html>

■ 耐圧性とトリチウム増殖性能とを両立するブランケットを開発

従来検討してきた固体増殖水冷却方式のブランケットは、箱型形状の筐体に増殖材料と増倍材料の粒子を充填し、冷却管（例えば内径9 mm、肉厚1 mm）を挿入して充填体を冷却する構造です。必要なトリチウム増殖性能（TBR）を得るために筐体や冷却管の板厚を小さくする必要があります。一方、筐体内で冷却管が破損する事象を想定すると、冷却水（例えば15.5 MPa、300℃）が筐体内に噴出し、その圧力が筐体内面に負荷されます。TBRを確保する必要がある原型炉ブランケットの構造は、この内圧への耐圧性を有しておらず、圧力逃し機構の設置などが対策として検討されてきました。イーターに設置する試験体であるテストブランケットモジュール（TBM）では、耐圧性を確保するために厚肉の構造（図9）としていますが、原型炉で必要なTBRが得られないことが課題でした。

そこで耐圧性について本質的に有利になる円筒形状に注目し、ブランケットの筐体に適用するための検討に取り組んだ結果、円筒の軸方向が異なる2つの形状について、製作性も考慮したブランケットを設計することができました（図10）。ラジアル軸方向のブランケットは第一壁が半球殻であり、ポロイダル/トロイダル軸方向のブランケットは第一壁が半円筒となります。従来の箱型構造と比べて、第一壁と側壁の厚さを大きく低減したことにより、高いTBRが得られています。いずれのブランケットについても、原型炉の想定として表面熱負荷1 MW/m²、中性子壁負荷2 MW/m²、冷却水の条件として17.1 MPa、343℃を設計条件とし、筐体内の冷却管の破損を含めた事象に対する構造健全性と原型炉に必要なTBRの確保とを両立することを確認しました。イーターへの適用性については、通常時の表面熱負荷0.3 MW/m²、中性子壁負荷0.78 MW/m²に加えて、ディスラプション時に生じる電磁力や遮蔽能力の評価を終えており、問題ないと判断しています。原型炉への適用については、第一壁の形状による熱負荷の集中が懸念されており、検討に取り組んでいます。

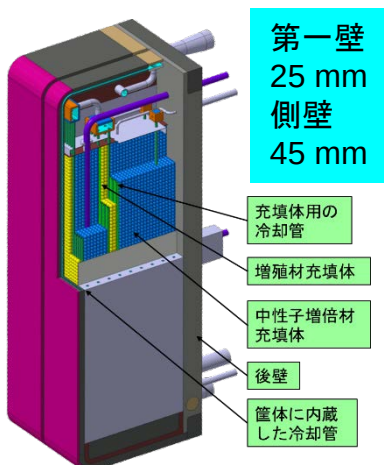


図9: 従来の箱型ブランケット

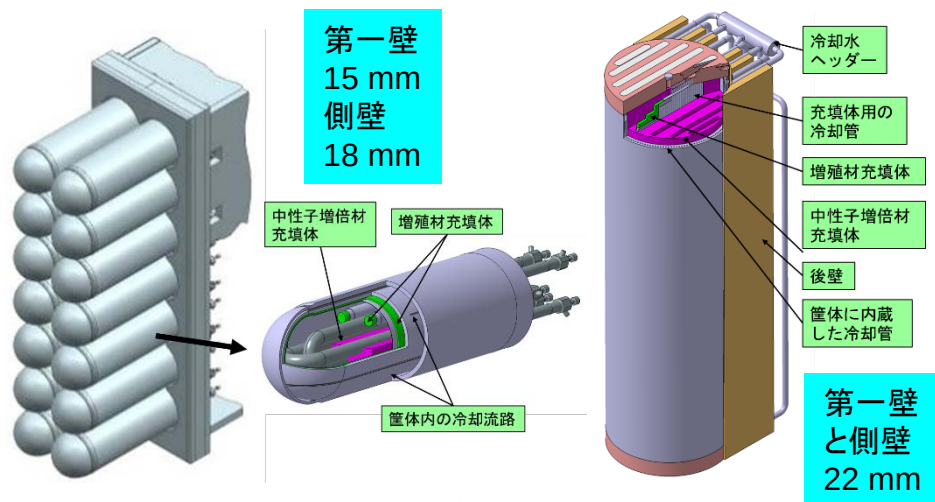


図10: 開発した円筒形状のブランケット

（左）ラジアル軸 （右）ポロイダル又はトロイダル軸

■ ITERサイトにおける想定加振を加えたスクラバ塔が加振前と同じトリチウム除去性能を維持できることを実証

ITERの異常時用の雰囲気中トリチウム除去システム(ADS)は、地震の発生後においても所定のトリチウム除去性能を維持することが求められています。ADSの性能確証試験の一環として、実機の20%規模のトリチウム水蒸気除去塔(スクラバ塔)を三次元加振台(図11)を用いて加振し、加振後のスクラバ塔のトリチウム除去性能を評価する試験を実施しました。加振試験では、ITER実機スクラバ塔の加振影響の数値解析により、スクラバ塔性能を決める塔内充填物への影響を詳細に評価し、加速度が実機スクラバ塔で想定される地震応答加速度に対して2倍と保守的な条件で行いました。

加振後スクラバ塔のトリチウム除去性能評価試験では、ITERと同じ運転条件となる、塔内温度25℃、塔内空塔ガス線速度1.1m/s、空气中水蒸気モル流量と滴下水モル流量の比であるラムダ値1.0近傍の条件でトリチウム除去性能を評価しました。図12に加振前後のトリチウム除去係数のラムダ値依存性を示します。トリチウム除去係数はスクラバ塔入口におけるトリチウム濃度をスクラバ塔出口におけるトリチウム濃度で割った値を示します。加振後スクラバ塔のトリチウム除去係数が加振前に比べて低下する傾向は見られませんでした。地震事象時のスクラバ塔性能の維持のために、塔内充填物に水を均一に分散させる水分散器の塔内への固定方法を下部リングの4点固定から上部下部両方にリングを設け8点固定に設計を見直したことも機能的に働きました。その結果、性能評価試験のその他の性能評価指標である総括物質移動係数、運転時における塔内充填物への水分保持量を示す動的ホールドアップ量ともに、加振前後で変化が見られませんでした。

仏原子力規制当局が求めるADSの地震後の健全性に対して、ITERサイトにおける想定加振のおよそ二倍の加速度にて加振したスクラバ塔においてもトリチウム除去性能が維持できることを実証しました。



図11: 水平二方向・鉛直方向の三方向同時加振が可能な三次元振動台。

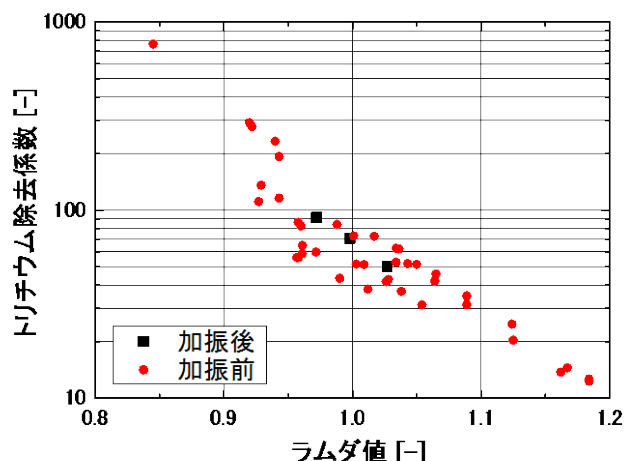


図12: 加振前後のスクラバ塔のトリチウム除去係数のラムダ値による比較。(ラムダ値:トリチウム除去性能を比較するための要素。空气中水蒸気モル流量を滴下水モル流量で割った値。)

■ ジャイロ運動論に基づく粒子輸送の評価モデルの開発

核融合炉心プラズマの性能は核融合反応の燃料となるプラズマの密度に強く依存するため、密度分布を決定する粒子輸送の理解が不可欠です。トカマク型核融合装置では温度や密度の微細な揺らぎが引き起こす乱流によって粒子輸送が主に支配されています。乱流に起因する粒子束は拡散項とピンチ項に分けられ(図13)、ピンチ項はプラズマの中心部に向かう内向きの粒子束を生成し得るため、プラズマの性能の改善に望ましい中心でピークした密度分布の形成に重要です。

拡散項とピンチ項の寄与を明らかにすることで、物理に忠実な密度分布の予測が可能になるため、各項を定量的に評価する手法を新たに開発しました。まず、ピンチ項の寄与の度合いは、熱拡散に起因する項とその他のピンチ項にそれぞれ含まれる係数(C_T と C_P)から決まります。これらの係数はプラズマの粒子レベルの運動を取り扱う第一原理的なジャイロ運動論コードを用いた数値計算から、比較的少ない計算資源で評価できます。次に、拡散項とピンチ項の大きさを決定するために、粒子拡散係数(D)の評価が求められます。従来は非常に多くの計算資源を要する数値計算を用いてきましたが、本研究では加熱のための外部からの粒子補給を考慮することで得られる実験の粒子束を用いた半経験的手法をとります。その結果、従来の1/1000程度の計算資源で、実験と合致する粒子束を与える粒子拡散係数を評価できます。今回開発した評価モデルを多くの実験データに適用することで実験条件を正確に考慮した粒子輸送の理解が可能となります。

図14は上記のモデルをJT-60Uの実験データに適用したときに得られる係数の例です。この場合はイオン温度勾配モードと呼ばれるイオン温度の勾配が急峻化するときにかかる不安定性が粒子輸送を粒子束がピンチ項から生成されること支配しています。このとき、 C_T は負の値となるため、熱拡散は内向きの粒子束に寄与する一方で、 C_P は正の値となるため、その他のピンチ項は外向きの粒子束を生成することが分かります。今後、拡散とピンチの乱流粒子束に対する寄与の理解を進めて密度分布予測を行う予定です。

乱流粒子束:

$$\Gamma = D \left(\underbrace{\frac{R}{L_n}}_{\text{拡散項}} + \underbrace{C_T \frac{R}{L_T}}_{\text{熱拡散}} + \underbrace{C_P}_{\text{その他}} \right)$$

ピンチ項

図13: 乱流粒子束の評価モデル。 Γ , D , R/L_n , R/L_T はそれぞれ規格化された乱流粒子束、粒子拡散係数、密度・温度の勾配値であり、 C_T と C_P がピンチ項の拡散項に対する割合を示す係数。

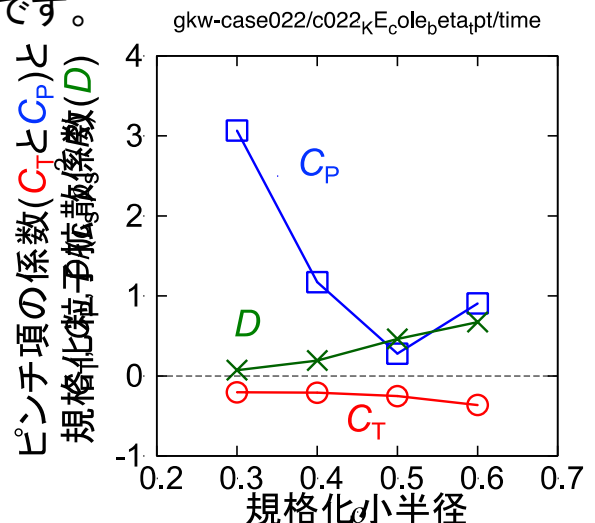


図14: JT-60U実験におけるピンチ項の係数と粒子拡散係数の小半径方向分布。正/負の C_T と C_P は外向き/内向きの粒子束がピンチ項から生成されることを示す。

■ 総放射パワー解析用ボロメータ計測系設計手法を開発～JT-60SA主プラズマの放射パワーを1%程度の解析誤差で計測可能に

プラズマの閉じ込め性能を正確に評価するためには、プラズマ中に含まれる不純物から電磁波の形で放出されるパワーを正確に評価する必要があります。従来は、図15(左)に示すように、放射パワーを計測するボロメータを複数台並べて評価していましたが、このようなシステムでは、ボロメータの故障などの理由により一部視線の計測ができなくなった際、総放射パワーの正確な評価が困難になります。そこで、より少数のボロメータで正確に総放射パワーを評価するため、これまでにない新たな設計手法を開発しました。

はじめに、1つのボロメータに複数のアパチャーを対応させることで、複数の視野をまとめるマルチアパチャーボロメータシステム(図15(右))を考案しました。さらに、図16に示すように、計測視野の視線上の広がり方を考慮してボロメータ設置位置を最適化することで、視線上の各グリッドが占める体積を一定にして、解析誤差を最小化できることを明らかにしました。

これらの手法を用いて図17に示すJT-60SAの主プラズマ総放射パワー解析用視野を設計した結果、1%程度の解析誤差で総放射パワーを求められる見通しを得ました。

(i)従来のボロメータシステム

(ii)マルチアパチャーボロメータシステム

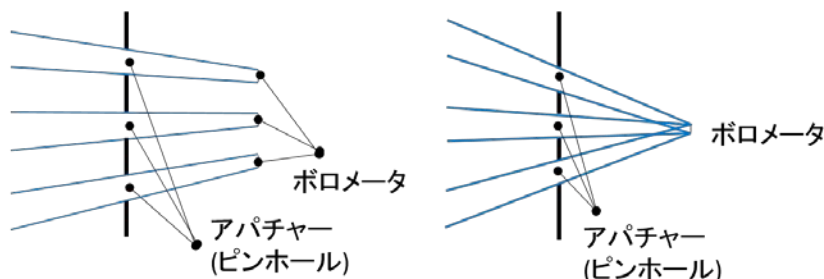


図15: 従来のボロメータシステム視野概略図(左)とマルチアパチャーボロメータシステム視野概略図(右)

(i)ポロイダル断面図

(ii)上面図

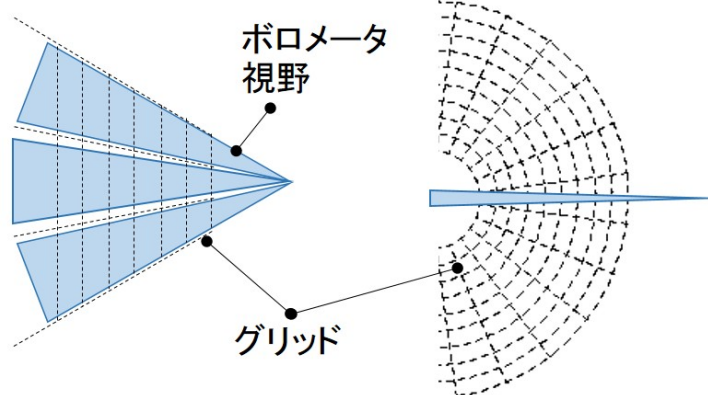


図16: ボロメータ設置位置を最適化することにより、視線上の各グリッドが占める体積を一定にでき、解析誤差を最小化できます。

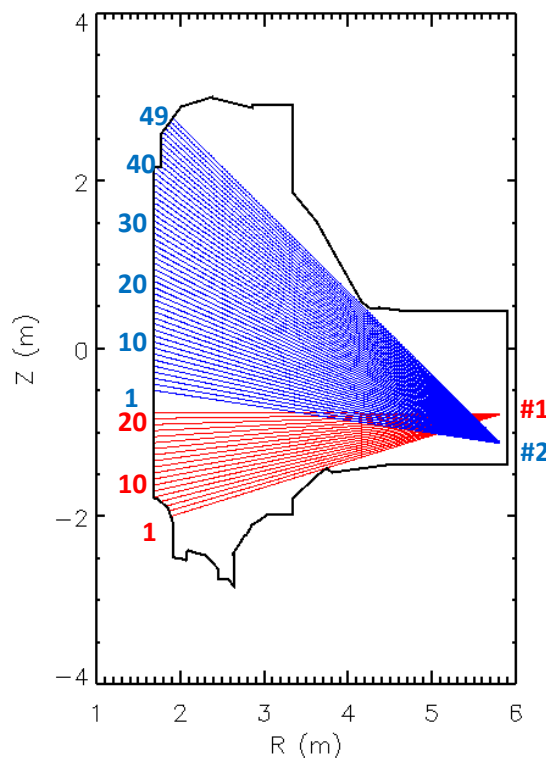
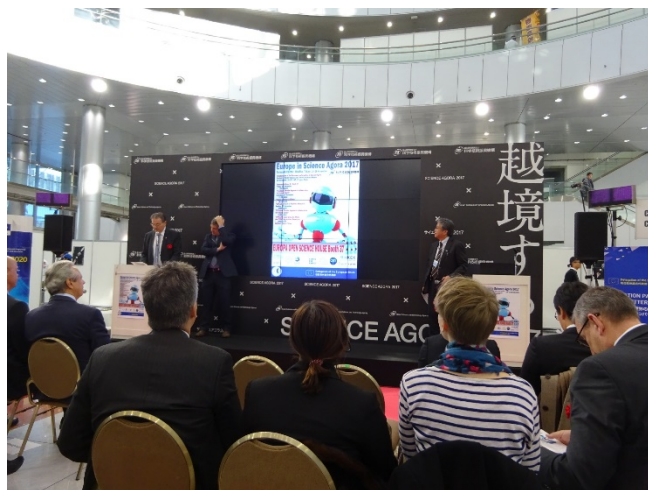


図17: 主プラズマ総放射パワー解析用視野。赤線/青線: 2つのマルチアパチャーボロメータシステムの視線。

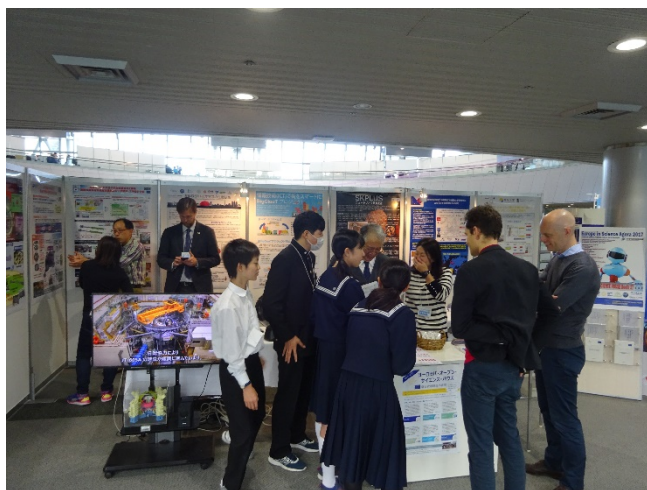
■ 「サイエンスアゴラ2017(於:東京臨海副都心)」

11月25日(土)、26日(日)に東京の臨海副都心(テレコムセンタービル)において開催された「サイエンスアゴラ2017」に参加しました。

「地上の太陽、核融合！」というテーマを掲げ、那珂研は「未来のエネルギー源の研究開発」、六ヶ所研は「体験！！リチウム資源の回収の未来」という2つのブースを設置し、パネル、ビデオ(2D、3D)、科学実験を交えながら核融合の理解増進に努めました。また、駐日欧州連合代表部のブース「オープン・サイエンス・ハウス」では、BA活動(JT-60SA、IFERC、IFMIF/EVEDA事業)を紹介し、核融合の実現に向けて日欧協力が順調に進められていることがアピールされました。



【日欧協力の状況をプレゼン】



【欧州ブースの様子】



【那珂研ブースの様子】



【六ヶ所研ブースの様子】

■ 「親子サイエンスカフェ in ごしょがわら」

10月14日(土)に青森県五所川原市中央公民館において、青森県ITER計画推進会議及び青森県の協力を得て親子サイエンスカフェを実施しました。

五所川原の方々にはまだまだなじみの薄い「量研・六ヶ所核融合研究所」だと思いますが、当日は、親子17組41名の皆さまにご参加いただきました。

あいにくの曇天で太陽望遠鏡による太陽観察はわずかな時間しかできませんでした。様々な科学実験を交えた核融合の仕組みに関する講師(プラズマ博士)の話に熱心に耳を傾けていただき、参加者の皆さまからの積極的な質問などもあり、和気あいあいとした雰囲気の中で盛況のうちにイベントを終えることができました。なお、本サイエンスカフェについては、NHK五所川原支局に取材いただき、当日の県内ニュースで放映されました。



【子供たちに取り囲まれるプラズマ博士】

■ 核融合施設見学会を開催しました

10月22日(日)に那珂研で核融合施設見学会を開催しました。本見学会は、核融合研究開発を始めとした科学技術全般に関する知識・理解の促進及び地域住民の皆様との交流を目的として毎年開催しています。

当日はあいにくの雨模様でしたが、この日のために準備を行った科学実験教室や毎年ご好評いただいているJT-60SA見学ツアー等を行い、ご来場くださった約640名の方と交流を深めました。

当日実施したアンケートでは「来年もまた来たい」、「核融合に対する理解が深まった」など、嬉しい感想が多く寄せられました。今後も、より充実した施設見学会の開催に努めてまいります。



【JT-60SA見学ツアー】