

原子力委員会
核融合研究開発基本問題検討会

第三段階における炉工学研究開発の進捗：
日本原子力研究所

平成 1 5 年 7 月 1 0 日

日本原子力研究所

高津英幸

1 . はじめに

第三段階核融合研究開発基本計画に基づき、平成 4 年以降、実験炉（ITER）の開発に必要な主要構成機器の大型化・高性能化に関する研究開発が展開されると共に、核融合エネルギーの利用に向けて必須の炉工学技術であり、その実現までに長期間の研究開発を必要とするため早期に着手する必要がある技術に関しても研究開発を進め、その技術基盤の形成が図られてきた。

前者に関しては、ITER 工学 R&D を中心に、超伝導コイル、炉構造・遠隔保守機器、炉内機器など、実験炉の主要構成機器の実規模レベルの試作・試験が実施され、製作技術の確立と機器単体の性能の実証が図られた。また、平行して、加熱・電流駆動機器、トリチウム技術、計測・制御機器、ニュートロニクスなどの周辺・基盤技術に関しても、整備が進められた。

一方、後者に関しては、増殖ブランケットや構造材料の研究開発には長期間を要することに鑑み、核融合会議の下で長期的な研究開発の進め方「核融合炉ブランケットの研究開発の進め方」（平成 12 年 8 月）、「中期的展望に立った核融合炉第一壁構造材料の開発の進め方について」（平成 12 年 5 月）が策定され、研究開発項目、開発スケジュール、全日本的な研究開発推進体制等が定められた。これに基づき、増殖ブランケットの要素技術開発、低放射化構造材料の開発・試験、強力中性子源の概念検討と要素試験が展開された。また、同様に、開発に長期間を要する高磁界用超伝導コイルに関しても、萌芽的な研究開発に着手された。

以下には、各機器・システムの研究開発の進捗状況を述べる。

2 . 各機器・システムの研究開発の進捗状況

（1）加熱・電流駆動

ITER へ向けた開発課題は、中性粒子入射装置（NBI）では、高エネルギー化（1 MeV）とビームの大電流化（電流密度 20 mA/cm² 以上）及び動作時間の長時間化（400 秒以上）である。また、電子サイクロトロン波帯等の高周波（RF）加熱装置では、発振源の高周波数化（170 GHz）、高出力化（単機 1 MW）、長時間化（400 秒以上）及び伝送系等各部の高効率化である。

NBI では、5 段の真空絶縁型の加速器で 0.1 A レベルで 1 MeV の負イオン・ビーム加速を達成すると共に、低エネルギーでは、ガス圧 0.3 Pa で高電流密度の重水素負イオン・ビームの生成（20 mA/cm²）、20A 級（0.4 MeV）の負イオン・ビームの生成に成功、長時間動作でも 1,000 秒を達成した。RF では、170 GHz 発振源ジャイロトロンの開発で、大型の発振部（超高次モード共振器）、人工ダイヤモンド窓、エネルギー回収の 3 つのブレークスルーを達成し、170 GHz への高周波数化と 1MW レベルへの大出力化、長時間動作（9 秒）を同時に達成した。高効率化では発振源のエネルギー回収による総合効率の改善、回折損の低減による伝送効率の向上を実現した。また、JT-60 において、NBI で 5.8 MW の入射（400 keV）、RF では 4 本のジャイロトロン（110 GHz）で 3 MW 入射を行うなど、トカマクの実験・運転に適用され、部分的ではあるが統合化の知見が蓄積された。

このように、ITER 工学 R&D により個別性能の目標は達成された。また、総合性能や連続性能の実証は、ITER 建設段階の R&D 計画で実施される予定である。

(2) プラズマ対向機器

ITER のダイバータは、炉内機器として最も高い定常熱負荷(10 MW/m²)に 3,000 回以上耐えると共に、最大 20 MW/m²、10 秒の過渡的な熱負荷にも 300 回以上耐えることが要求される。また、プラズマとの両立性の観点から、ダイバータの表面は炭素やタングステンの保護材料で覆われる。ITER へ向けた開発課題は、耐熱性に優れた表面保護材料の開発、表面保護材料と冷却構造の接合技術の開発、高熱負荷をより効率的に除去できる冷却構造の開発、高熱負荷に対して十分な寿命を持つ構造体の開発である。

表面保護材料の開発では、主として耐熱性に優れた炭素系材料の開発を実施し、室温での熱伝導率が銅の 1.5 倍に達する高熱伝導性の炭素繊維強化炭素複合材料を開発すると共に、JT-60 等の核融合装置において、プラズマとの両立性に関する知見が蓄積された。冷却構造の開発では、通常の冷却管の約 2 倍の除熱性能を有する高性能冷却管(スワール冷却管)が開発された。接合技術の開発では、接合材の放射化を低減する観点から、銀を使用しない接合技術を開発した。これらの成果をもとに、実機大の ITER ダイバータ構造体を製作し、20 MW/m² の高熱負荷に対して 3,000 回以上の寿命を持つことを実証した。これらの成果により、ITER のダイバータの製作性及び総合性能が実証された。

(3) 超伝導コイル

ITER では、前例のない大きさのコイルで 13T という高磁界を発生することが要求され、そのための大型化、高磁界化の技術開発が実施された。具体的な要求性能は、中心ソレノイド(CS)では、外径約 4 m のコイルで最大磁場 13 T、電流値約 40 kA のパルス動作を行うことであり、トロイダル磁場(TF)コイルでは、高さ約 14 m のコイルで 12 T の定常磁場を発生することである。これらの開発に於ける主要な技術課題は、交流損失が少なくかつ高磁界電流密度の Nb₃Sn 超伝導線を開発し大電流導体を実現すること、大きな電磁力に耐えるコイル構造や極低温構造材を開発すること、さらにこれらのコイルを製作する技術を確立することである。また、コイルを極低温の 4K で運転するための冷凍機など、コイル・システムを構成する機器の開発や、それらの高効率化、信頼性の実証も必要である。

このような技術目標を達成するため、ITER 工学 R&D では、CS 及び TF モデル・コイルを製作し、性能実証を行った。CS モデル・コイルは、実機とほぼ同じ外径(3.6 m)を有し、定格の 46 kA を通電し 13 T の磁場発生に成功するとともに、開発目標(0.4 T/s)を上回る、最大 1.2 T/s の磁場変化速度で 13 T まで立ち上げるパルス運転にも成功した。一方、TF モデル・コイルは実機の約 1/3 の大きさ(高さ約 4m)を有し、通電試験では実機 TF コイルと同等の電磁力の下で安定に動作することを実証し、コイルの機械的構造が有効であることを示した。また、CS モデル・コイルの試験設備として、5 kW の冷凍機や 50 kA 電源装置を建設し、システムとして延べ 8,000 時間の運転実績を達成するなど、超伝導コイルの熱的、電氣的に安定な動作に必要な技術を取得した。これらにより ITER 工学 R&D の開発目標を達成した。

発電実証プラントに向けた研究開発では、先進超伝導材である Nb₃Al 線材や高温超伝導線材(ビスマス系など)の基礎的研究に着手した。Nb₃Sn 線材を使った

大型コイルでは 13 T が発生磁場の限界と考えられるのに対し、Nb₃Al や高温超伝導線材をコイルに使用できれば、前者では 16～17 T、後者では 20 T を越える磁場が発生できる可能性がある。これまでに、Nb₃Al については、外径 1.5 m の大型コイルの試作に成功し、13 T (46 kA) 領域まで開発が進展した。

(4) 炉構造、遠隔保守機器

炉構造・遠隔保守に関しては、大型構造物の高精度な製作技術の開発を行うと共に、遠隔操作による真空容器内構造物の保守技術の開発を行う必要がある。ITER 炉構造の主要機器である真空容器は、高さ 15 m、幅 9 m の二重壁構造の D 型断面を有するドーナツ状容器であり、トロイダル方向に分割された 18 個のセクターから構成される。このため、各セクターは、全高と全幅に対して ±20 mm、総壁厚に対して ±5 mm の高精度な製作が要求される。また、遠隔保守では、重量がそれぞれ約 4 トン、25 トンであるブランケットとダイバータを、遠隔操作により ±2 mm の高精度で取付けることが要求される。

これらの真空容器および遠隔保守に関する技術課題を解決するために、実規模の真空容器及び遠隔保守機器を製作し、成立性を確認するための試験を実施した。真空容器の技術開発では、真空容器の 1 セクター分の実規模モデルを製作した。その結果、全高・全幅及び総壁厚に対して、それぞれ ±10 mm、±3 mm の製作精度を実現し、大型構造物の高精度製作技術を確立した。また、耐圧・気密試験等により二重壁真空容器の機械的健全性を実証した。一方、遠隔保守機器の技術開発では、ブランケット及びダイバータ保守用の実規模遠隔保守機器を製作し、成立性を確認するための試験を実施した。その結果、4 トンのブランケットおよび 25 トンのダイバータをそれぞれ ±0.2 mm、±0.25 mm の精度で取付けることに成功し、要求精度を満足することを実証した。また、線環境下での遠隔保守を可能とするため、耐放射線性機器の開発も並行して実施し、目標 (10 MGy～100 MGy) を満足するモータ等の機器・部品の開発に成功した。

(5) ブランケット、トリチウム燃料 (ブランケット)

ITER では、放射線遮蔽と熱除去を主な機能とする遮蔽ブランケットが設置される。遮蔽ブランケットは、0.3 MWa/m² 以上のフルエンス (照射損傷 3 dpa) の中性子照射環境下で、プラズマからの 0.5 MW/m² の熱や、中性子照射による 10 MW/m³ の体積発熱に 10,000 回以上耐えると共に、プラズマのディスラプションの際に発生する電磁力に耐えることが要求される。特に、高い熱負荷にさらされる第一壁部分は、銅合金の熱シンク材とステンレス鋼の冷却管・基板で構成され、ベリリウム の保護材で表面を覆う構造である。このため、遮蔽ブランケットの開発では、ベリリウムと銅合金、銅合金とステンレス鋼の異種金属の接合を広い面積に対して高い精度で強固に行う接合技術の開発及び接合構造の熱・機械的な特性評価、寿命評価が主な課題である。

異種金属の接合技術開発では、拡散接合の一種である高温等方加圧接合の適用を試み、接合条件や接合前表面処理を適切に選定することにより、ベリリウム・銅合金・ステンレス鋼で構成され、複雑な構造を有する第一壁パネルの製作技術

の開発に成功した。また、第一壁部分モックアップの高熱負荷試験や機械試験により、 0.5 MW/m^2 の熱負荷や機械荷重に対して十分な寿命を持つことを実証した。さらに第一壁後方の遮蔽体部分の製作技術開発も進め、最終的に、第一壁と遮蔽体を合わせた実規模遮蔽ブランケットの製作に成功し、総合的な製作技術を確立した。

発電実証プラントに向けた増殖ブランケットの開発研究では、核融合会議が策定した「核融合炉ブランケットの研究開発の進め方」に基づいて、微小球充填型固体増殖ブランケットの要素技術開発を進めた。これまでに、低放射化構造材を用いた冷却管内蔵第一壁やトリチウム増殖材・中性子増倍材微小球の製造技術開発を行うと共に、微小球充填層の熱・機械特性や中性子照射下でのトリチウム放出特性等の設計データを取得した。これらの成果により、微小球充填型固体増殖ブランケットの成立性を見通すための基盤技術の開発や設計データの取得がほぼ完了し、工学的なレベルでの研究開発に展開する準備が整った。

(トリチウム燃料)

ITER の燃料循環システムは真空排気、燃料精製、水素同位体分離、燃料貯蔵、燃料給気の各サブシステムからなり、プラズマ排ガスから燃料を回収・再生し、3,000 秒運転に対応して $200 \text{ Pa} \cdot \text{m}^3/\text{秒}$ の流量で炉心に供給する機能が必要である。これまでに、日米協力による燃料循環模擬システムの開発・試験や長期連続運転により、実験炉に向けた基盤技術はほぼ確立されてきた。ITER に向けては、 10^8 程度のトリチウム除去率を有する燃料精製システム技術の確立、精度 1% の自己計量性能を備えた燃料貯蔵システムの実現、システムの安定した運転制御のために迅速なプロセスガス分析方法の開発が課題である。さらに、炉内機器の保守や廃棄に係る作業安全の観点から効率的な表面トリチウムの除染技術の開発が求められた。

燃料精製システムの開発は成功裏に行われ、例えば、電解反応器を用いる精製システムで要求性能を達成できることを実証した。燃料貯蔵システムの開発では、通気式熱量計量方式自己計量ベッドを開発し、1% 以内の精度を実証した。迅速なプロセスガス分析方法に関しては、レーザー・ラマン分光システム及びマイクロガス・クロマトグラフ技術を開発し、従来技術に比べて 10 倍以上早い時間（2 分程度）での分析を可能とした。これらの成果は、燃料循環システムの適切な運転制御を可能とすると共に、安全管理上重要なシステム内の動的なインベントリー管理を可能とするものである。日米協力の成果にこれらのシステム高度化開発の成果を加え、ITER の燃料循環システムの工学設計が完成した。表面トリチウムの除染技術の開発では、紫外線レーザー照射法の研究を進め、その有効性を原理実証した。

発電実証プラントに向けて、増殖ブランケットからのトリチウム回収技術の開発を進め、低温モレキュラーシープを用いる技術をほぼ確立したが、更に効率の大幅な向上を見込むことのできるプロトン導電体を用いた先進的技術の原理実証を行い、適用の見通しを得た。

(6) 構造材料

ITER で使用されるオーステナイト・ステンレス鋼は、その特性がよく知られており、また材料製造や機器製作のための工業基盤も確立している。この材料が耐えるべき中性子照射量は損傷量にして 3 dpa レベルであるが、これまでに行われた核融合炉条件を近似した原子炉照射*により、10 dpa レベルの中性子照射でも材料特性に与える影響は利用上問題無い範囲に留まること、従って、ITER の第一壁等の健全性は十分に確保されることが確認されている。

一方、発電実証プラントや実用炉では、より多くの中性子照射 (100 ~ 150 dpa) に耐え、かつ低放射化特性 (例えば、100 年後に放射性廃棄物の浅地埋設処分を可能とするには、不純物であるニオブ (Nb) 含有量を 0.5 ppm 以下とすることが必要) を備えた構造材料の開発が必要となる。「中期的展望に立った核融合炉第一壁構造材料の開発の進め方について」に基づき、低放射化フェライト鋼を主要な候補材料とした開発が進められており、これまでに化学組成をほぼ決定すると共に、現在の商用の溶製施設でも低放射化に必要な低不純物量を実現できる見通しを得ている。また、原子炉等を用いた照射試験 (20 ~ 40 dpa レベル) により、照射脆化につながる照射硬化や、延性脆性遷移温度が、照射量の増加に伴って飽和傾向を示すなど、高い耐久性を示す結果が得られている。また、低放射化フェライト鋼ライナーを全面的に導入した JFT-2M プラズマ実験では、これまでの実験範囲では、強磁性体が閉じ込め特性やプラズマの制御性に大きな影響を与えることはない結果が得られている。一方、低放射化フェライト鋼の高温強度を増加する方策として、ナノメートルサイズの微細な酸化物を材料中に多数分散させて強化する手法の開発にも着手し、高温強度の向上等の成果を得ている。

ところで、原子炉と核融合炉では中性子スペクトルが違うことから、一般的には、発電実証プラントや実用炉の設計、許認可、安全な運転のためには、14 MeV の核融合中性子による照射効果が近似できる高エネルギー中性子照射施設の利用が不可欠である*。「中期的展望に立った核融合炉第一壁構造材料の開発の進め方について」では、中性子スペクトルの近似性等の観点から、重水素とリチウムのストリッピング反応を用いた加速器型中性子源が中性子照射施設として最適と判断され、現在、IEA の下の国際協力として、同方式に基づく国際核融合炉材料照射施設 (IFMIF) の検討が進められている。これまでに、日欧米口の協力の下で概念設計や要素技術の R&D が行われ、工学設計段階に進みうる基盤が整備された。
(*オーステナイト・ステンレス鋼の場合、原子炉照射でも、含有する Ni の 2 段反応により He が生成されるため、核融合炉条件を近似した照射試験が可能)

(7) システム統合

本格的な核工学機器システムとしての統合試験、統合化技術の確立は ITER の主要な目標であるが、JT-60 等の運転を通して、統合化技術に関する重要な知見の蓄積が進んだ。代表的には、プラズマ放電と整合した本体機器・電源・制御系・加熱電流駆動システム・周辺補機設備等の運転制御のノウハウ、炉構造機器・プラズマ対向機器・真空排気系・除熱系とプラズマからの熱・粒子・電磁力負荷との整合性に関する運転知見、複合システムとしての真空管理や絶縁管理、DD 放電に伴う中性子負荷と放射線遮蔽・管理、トリチウム安全取扱実績、等々が蓄積されつつある。

これらの部分的な統合技術の知見や、機器・システム単体での性能試験の結果を踏まえ、ITER の建設・運転を通して、核工学システムとしての統合試験を実施し、発電実証プラントに向けた合理的なシステム統合化技術の確立を図る予定である。

(8) 計測、制御機器

ITER の基本計測系は、磁気計測、中性子計測、光学計測、ボロメータ計測、分光・粒子計測、マイクロ波計測、プラズマ対向機器監視計測の 7 つのシステムから構成され、最大 0.1 dpa の放射線環境と最長 1 時間の長時間運転に対応できることが主な課題である。測定手法は基本的に現在の大型トカマクで用いられている手法が適用されるが、特に、放射線環境はこれまでのプラズマ計測機器にとって経験のない領域であり、真空容器内での使用が想定されるボロメータ、磁気プローブ等のセンサー、窓材・光ファイバー等の光学機器要素の耐放射線性を中心に R&D が実施された。

これらの R&D は ITER 参加各極により分担して実施され、計測・制御機器の詳細設計に必要なデータベースが構築された。例えば、ボロメータについては、JMTR における照射試験により中性子環境に影響されにくい構成材料への変更の必要性が指摘され、これを反映した改良が実施されている。またプラズマ位置制御に不可欠な磁気プローブについては、JMTR において放射線環境下の動作試験を実施中であり、0.03 dpa の中性子フルエンスで 1000 秒までの長時間放電に対応できることが確認され、1 時間放電にも目処が立ちつつある。また各種プラズマ計測で使用されている光ファイバーについては真空容器近傍で使用する可能性が示された。また長時間運転のために、磁気プローブ信号の長時間積分器の開発が実施された。

このように、プラズマ制御に必要な ITER の基本計測系についてはほぼ見通しが得られたが、プラズマ中心部の重水素・三重水素比計測や 粒子計測などに関しては、大型トカマク等における最新の計測技術を反映しつつ、ITER の建設期に開発を進めて行く必要がある。

(9) ニュートロニクス

ITER の遮蔽設計では、運転時の超伝導コイル等に対する放射線遮蔽、保守時の生体遮蔽が主な評価項目であり、特に、超伝導コイルの核発熱量を 17 kW、ブランケットや真空容器再溶接部のヘリウム生成量を 1 appm、保守時の超伝導コイル近傍の崩壊ガンマ線線量率を毎時 100 μ Sv 以下とすることが、主な設計課題である。ニュートロニクスの研究開発では、それらの設計計算精度を実験的に明らかにすることが主な課題である。

原研 FNS の DT 中性子源を用いて、ストリーミング体系を含め、様々な体系に対して ITER 遮蔽実験が行われ、モンテカルロ法による計算結果は、実験結果を 40% 以内で再現できることが明らかにされた。得られた計算精度を考慮した遮蔽設計の結果、基準値を満足する遮蔽設計が確立された。また、保守時の崩壊ガンマ線線量率を精度よく評価するために、モンテカルロ法による計算手法を開発し、実験に

よりその精度を検証した。その結果、計算結果は実験誤差（10%）内で実験値と良い一致を示し、開発した計算手法の妥当性を実証した。本手法を用いて、保守時の遮蔽設計を行い、基準値を満足する遮蔽設計を確立した。

核融合エネルギーの実用化に向けて、増殖ブランケットの核特性評価やブランケット主要構成材料の核反応測定に着手した。固体増殖ブランケットを単純化した ${}^6\text{Li}$ 濃縮型増殖ブランケット模擬体系を用い、FNSのDT中性子を入射した後の体系中のトリチウム生成量を測定した結果、トリチウム生成量の測定値はモンテカルロ法による計算値と10%以内で一致することを確認した。

3. まとめ

平成4年以降、実験炉（ITER）に向けた炉工学技術として、主要構成機器の大型化や高性能化が図られ、ITER工学R&Dを中心とした広範な研究開発が展開された。その成果として、超伝導コイル、炉構造・遠隔保守機器、炉内機器、トリチウム・システムなどの主要構成機器の製作技術が確立されると共に、機器単体としての性能が実証され、ITERの建設に進みうる技術基盤の整備が完了した。また、炉内機器や加熱・電流駆動システム等は、JT-60などのトカマク実験に供され、統合化技術に関する重要な知見の蓄積が進んだ。

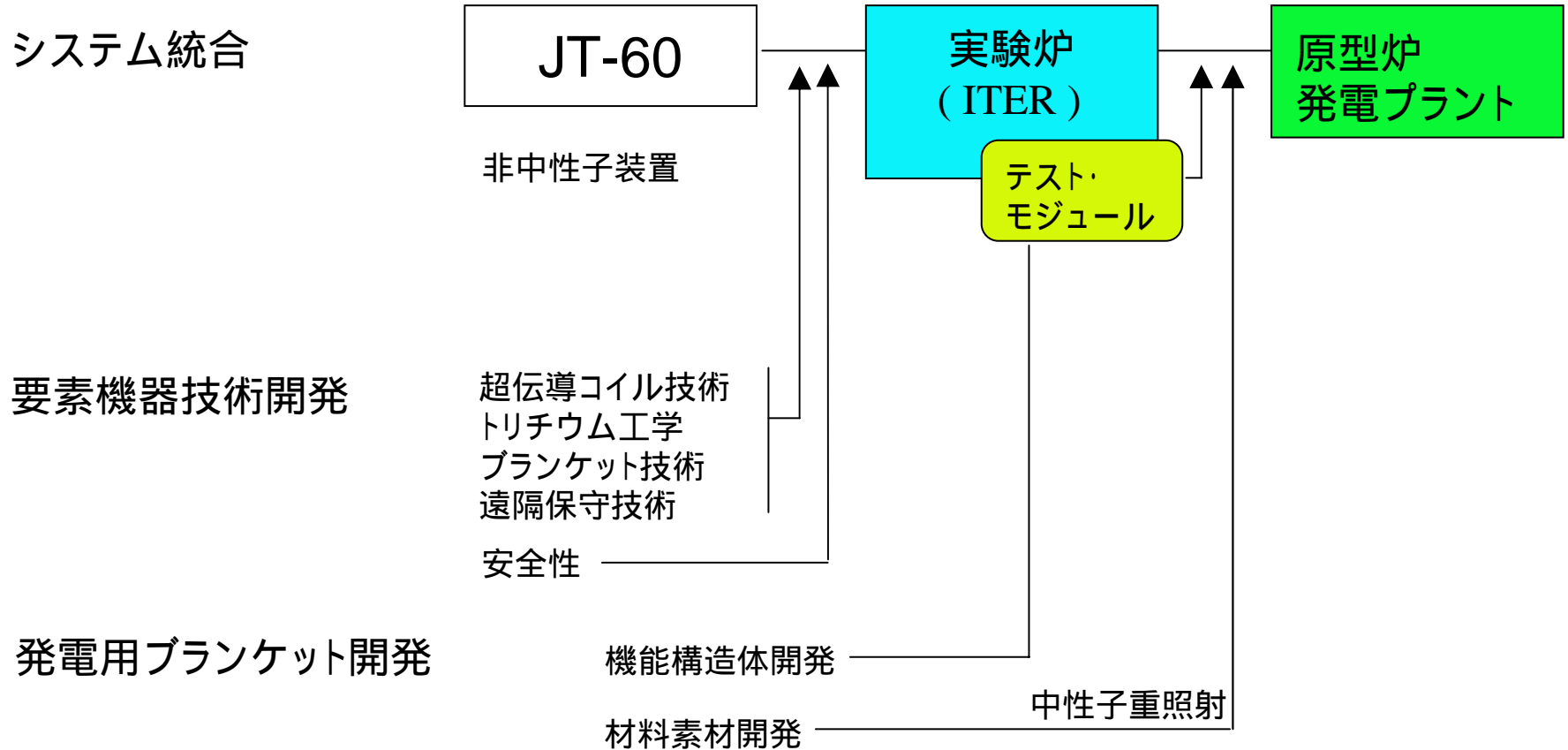
今後は、ITERの建設段階において、ITERの運転で必要とされる加熱・電流駆動システムの総合性能の実証や一部の計測・制御機器の開発を実施すると共に、ITERの建設・運転を通して、核工学システムとしての統合化技術を確立し、核融合エネルギーの実用化に不可欠な技術基盤を整えることが必要である。

一方、発電実証プラントに向けた研究開発は、その研究開発に長期間を要することから、核融合会議の下で長期的な研究開発の進め方が策定され、それに基づいて着実に展開されてきている。増殖ブランケットに関しては、製作技術や設計に必要な基礎データが取得され、工学的なレベルでの研究開発に展開する準備が整った。低放射化構造材料の開発・試験に関しては、主要な候補材料である低放射化フェライト鋼については化学組成がほぼ決定され、限られた照射量（20～40 dpa）ではあるが、原子炉を用いた照射試験により、見通しのある成果が得られている。今後、引き続き高い照射量までのデータ取得を継続する必要がある。発電実証プラントや実用炉の設計、許認可、安全な運転のためには、14 MeV中性子による照射損傷を近似できる高エネルギー中性子照射施設の利用が不可欠であり、現在、IEAの下で国際協力として、IFMIFの検討が進められている。これまでに、概念設計がまとめられ、要素技術にも見通しが得られたことから、工学設計段階に進みうる技術基盤の整備が完了した。また、増殖ブランケットや材料と同様に、開発に長期間を要する高磁界用超伝導に関しても、萌芽的な研究開発に着手した。

第三段階における炉工学研究開発の進捗 ：日本原子力研究所

原研 高津 英幸

核融合エネルギーの実現に向けた炉工学技術開発



- ・発電プラント(原型炉)で核融合炉の技術的成立性を実証(開発段階完了)
- ・実験炉は 1) 発電ブランケットを除く炉工学的要素機器の総合的実証
2) 発電ブランケット開発のテストベット

第三段階計画における炉工学技術の研究開発

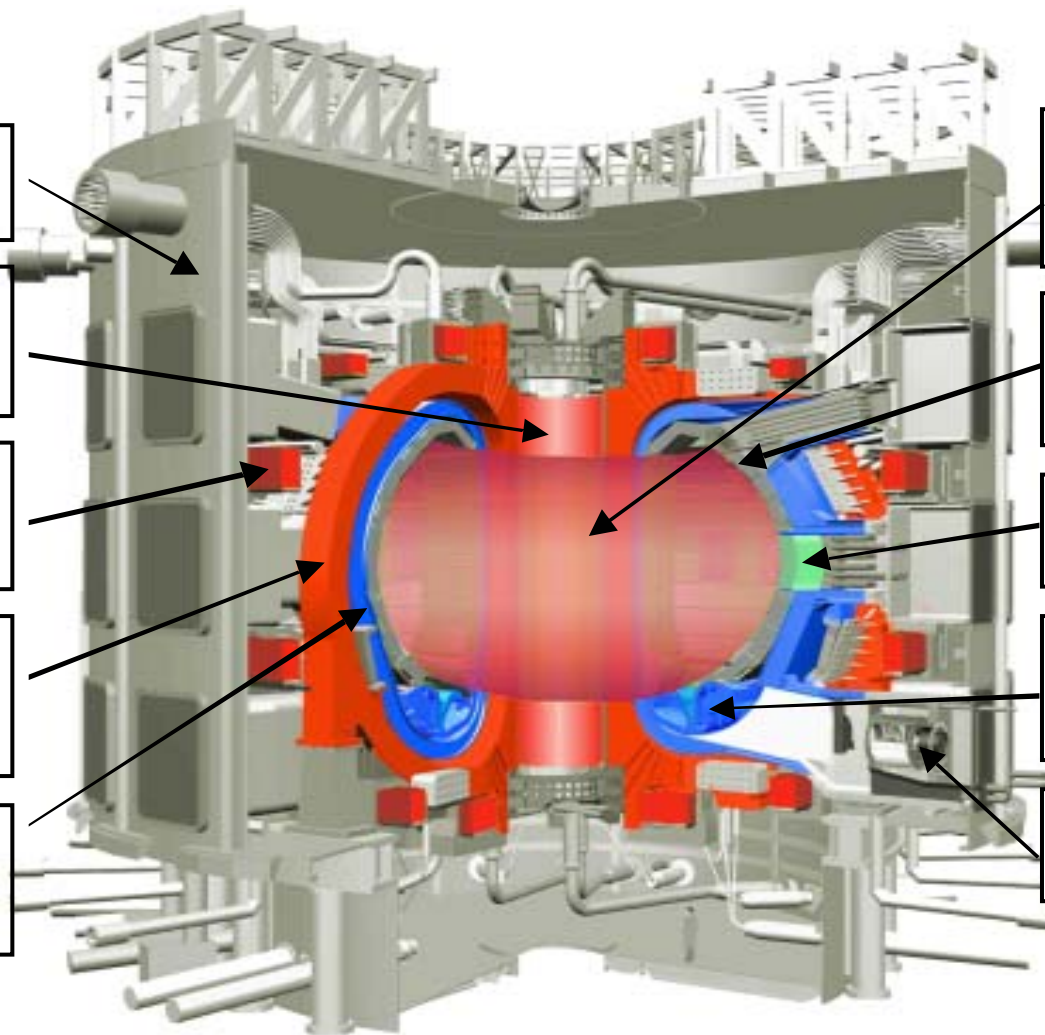
(1) 実験炉の開発に必要な主要構成機器の大型化・高性能化 原型炉の開発に必要な炉工学技術の基盤の形成.

- 主要構成機器の製作技術開発、単体性能の実証
ITER工学R & Dにより完遂
- 核工学機器・システムとしての総合性能の実証
ITERの建設・運転を通して実施

(2) 核融合炉の実用化に必須であり、開発に長期を要する技術 早期に研究開発に着手し、展開.

- 増殖ブランケットの開発:「核融合炉ブランケットの研究開発の進め方」
(核融合会議、平成12年8月)に基づいて展開
ITERを用いた工学試験が重要なマイルストーン
- 低放射化構造材料の開発:「中期的展望に立った核融合炉第一壁構造材料の研究開発の進め方」(核融合会議、平成12年5月)に基づいて展開
原子炉照射試験を実施中
核融合中性子を近似できる照射施設の利用が不可欠であり、国際協力
により、国際核融合材料照射施設(IFMIF)の検討を展開中

ITER本体の鳥瞰図と炉工学技術課題



クライオスタット
28 m ϕ x 24 m h

中心ソレノイド・コイル
Nb3Sn, B=13T, 40kA,
パルスコイル

ポロイダル磁場コイル
NbTi, B = 4-6T, 45kA,
パルスコイル

トロイダル磁場コイル
Nb3Sn, B=12T, 68kA,
定常コイル

真空容器、2重壁構造、
18セクタ (15m h x 9m w),
製作精度 \pm 20mm

DTプラズマ, 500MW,
Q \rightarrow 10, R=6.2m, a=2m,
I $_p$ =15MA

遮蔽ブランケット
0.3MWa/m 2 , 0.5MW/m 2 ,
10MW/m 3

試験用ブランケット
発電 \cdot 3 H増殖機能実証

ダイバータ
10MW/m 2 , 定常
max20MW/m 2 , 10s

クライオポンプ
200 Pam 3 /s

ITER工学R&Dの主要な成果

中心ソレノイドモデルコイル



外径 3.6 m
高さ 2.8 m
 $B_{max} = 13 \text{ T}$
 $\dot{B} = 0.6 \text{ T/sec}$

ダイバータ遠隔操作

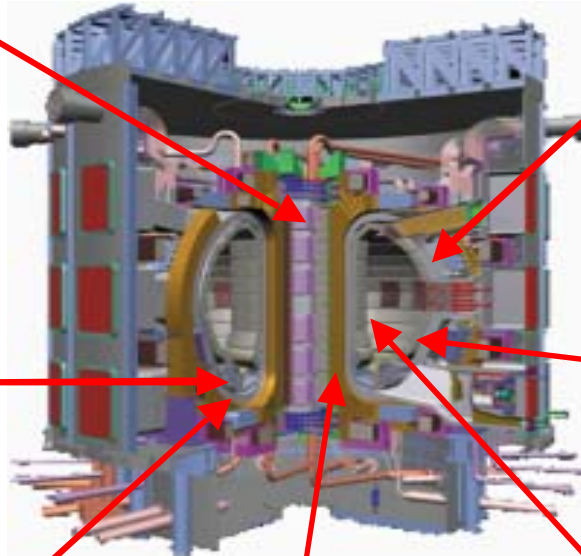


25トンのダイバータの取付け、
取外し、精度 $\pm 2 \text{ mm}$

ダイバータカセット



熱負荷 20 MW/m^2



トロイダルモデルコイル



高さ 4 m
幅 3 m
 $B_{max} = 7.8 \text{ T}$

真空容器セクター



二重壁
高さ 15 m
精度 $\pm 5 \text{ mm}$

ブランケットモジュール



HIP 接合技術
1.6 m x 0.93 m x 0.35 m

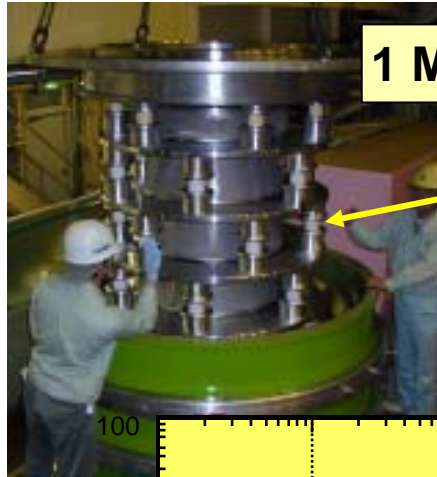
ブランケット遠隔操作



4トンのブランケットの取付け、
取外し、精度 $\pm 0.25 \text{ mm}$

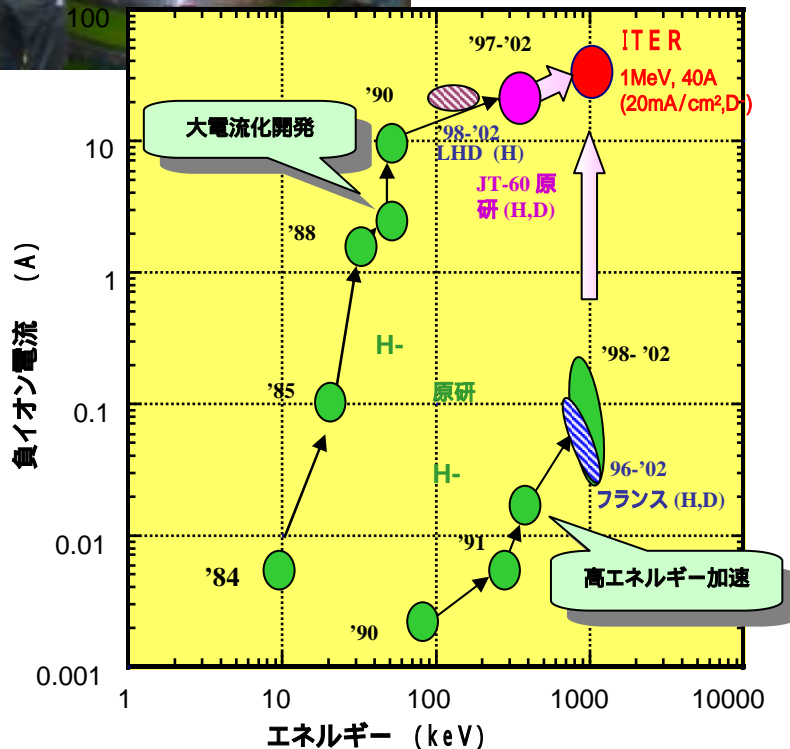
加熱・電流駆動技術の開発研究 (NB)

ITER負イオン源の開発



1 MeV, 40 A, >400 s

**1 MeV負イオン加
速器(真空絶縁
方式、5段静電
加速器)**



| 技術課題 | 成果 |
|------------------|---|
| 高エネルギー化 | 真空絶縁方式の5段静電加速器で1MeV, 0.1Aレベルの加速 |
| 大電流化 (高電流密度化) | 20Aの負イオン生成 (JT-60負イオン源) 動作ガス圧力0.3Paで 20mA/cm ² のD ⁻ 生成、 0.1Paで31mA/cm ² のH ⁻ 生成 |
| 長パルス化 | 1000秒間安定生成 (18mA/cm ² H ⁻) |

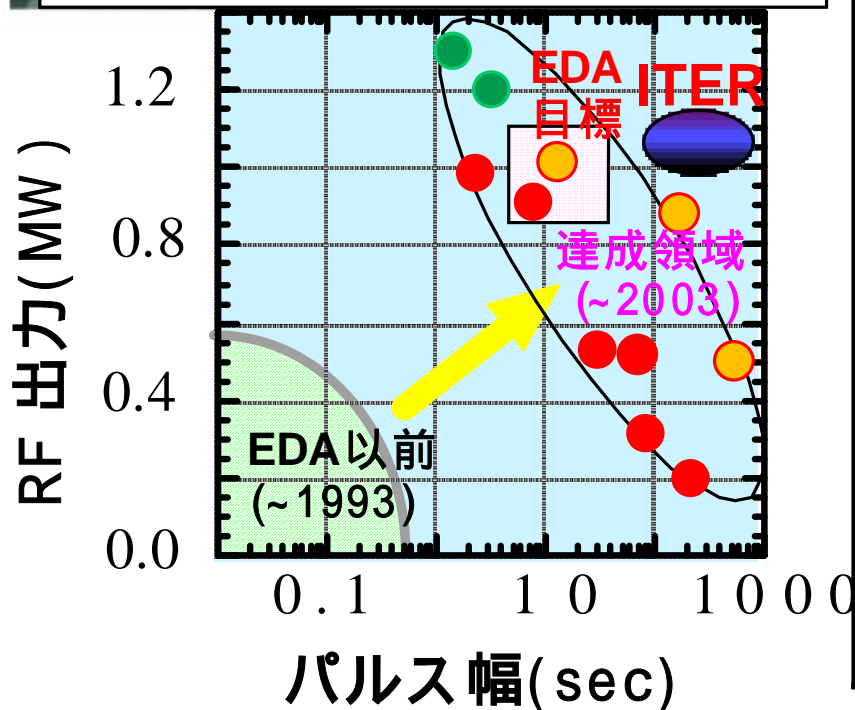
加熱・電流駆動技術の開発研究 (RF)



ITERジャイロトロン
の開発

**170 GHz
1 MW
長時間(>400 秒)**

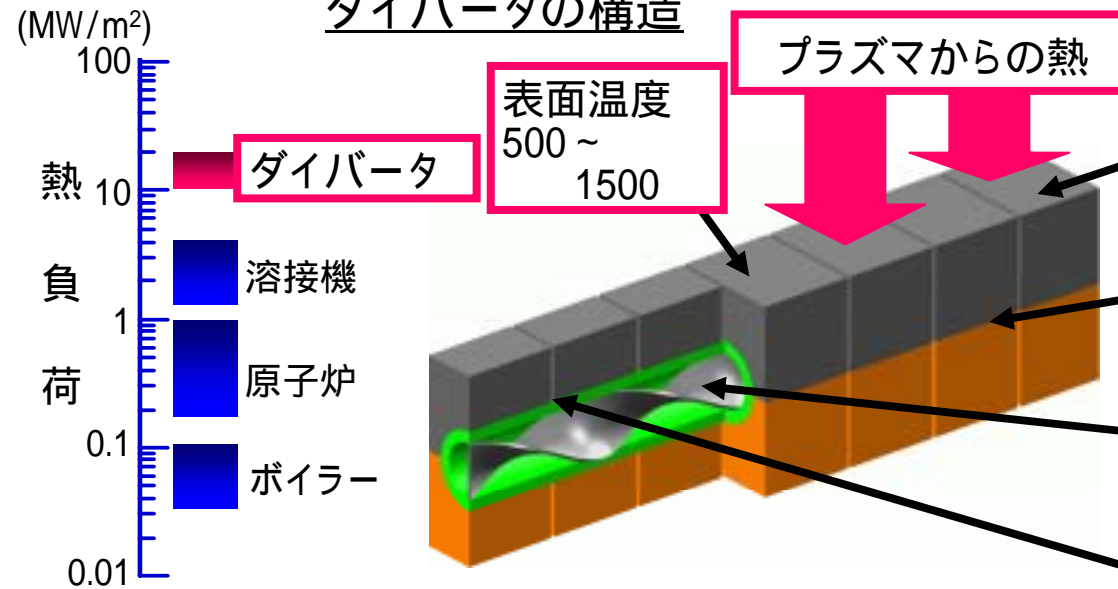
● 170GHz ● 140GHz ● 110GHz



| 技術課題 | 成果 |
|-------|--|
| 高周波数化 | 超高次モード共振器 ジャイロトロンで 170 GHz- 1 MW安定発振 |
| 大出力化 | 不要モード、競合モードの抑制で1.3 MW発振に成功 (110 GHz, 1.5秒) |
| 長時間化 | エネルギー回収、ダイヤモンド窓開発で(170 GHz) 1 MWレベルで9秒 500 kWで1分 |
| 高効率化 | エネルギー回収で総合発振 効率1.7倍 ガウスビーム結合で伝送効率 75%から85%へ向上 |

プラズマ対向機器 - ダイバータ -

ダイバータの構造



ダイバータ技術の課題と成果

材料工学
高熱伝導率・高強度を
もつ耐熱材料の開発

核融合炉用炭素
複合材料を
新たに開発

冶金工学
異種材料の接合技術開発

銀を含まない低
放射化ろう付け
技術を開発

熱工学
形状改良による伝熱促進

ねじりテープを
挿入したスワール
冷却管を開発

構造工学
熱疲労寿命評価

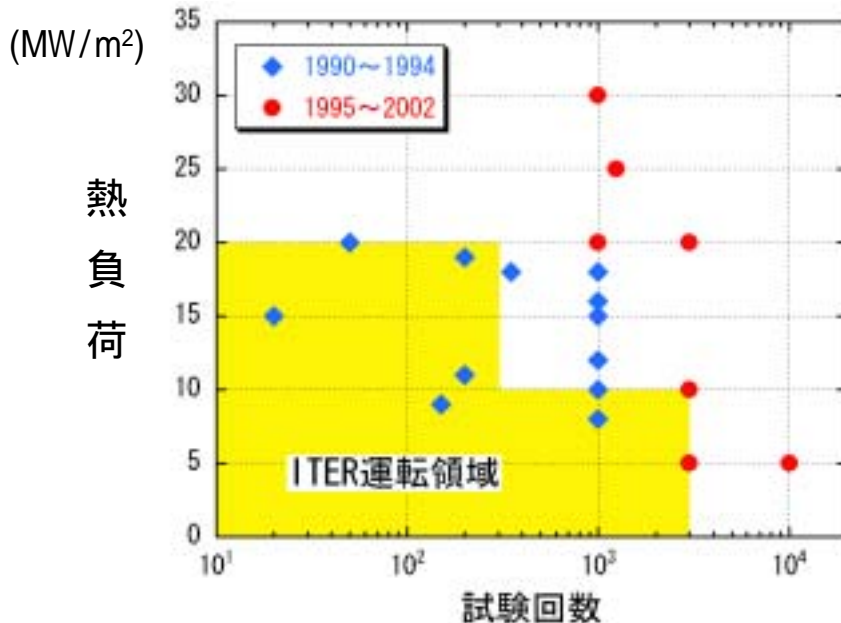
銅合金の熱疲労
寿命評価手法を
確立

これまでの成果

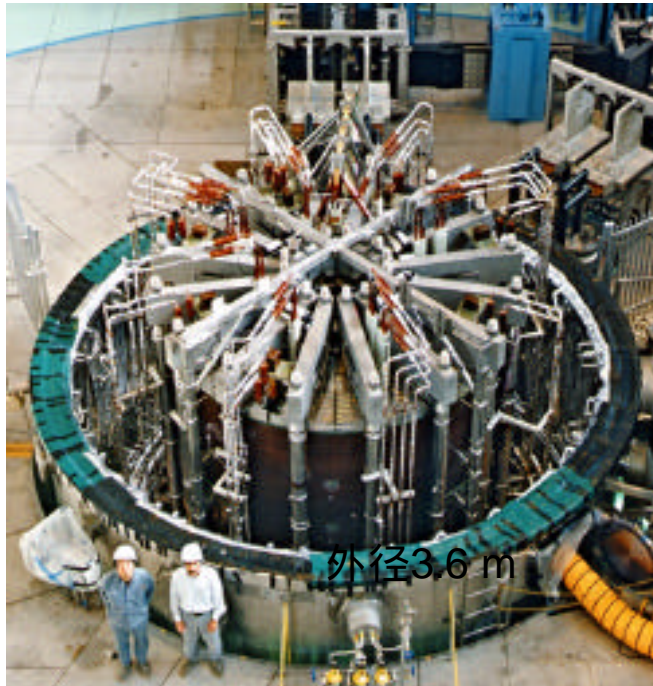
10MW/m²、定常、3000回
20MW/m²、10秒、1000回
に耐える機器を開発

今後の課題

製作コスト低減、機器の低放射化等
安全性・信頼性の向上

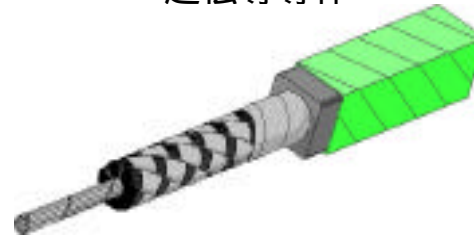


ITER超伝導コイル：工学R&Dと開発目標



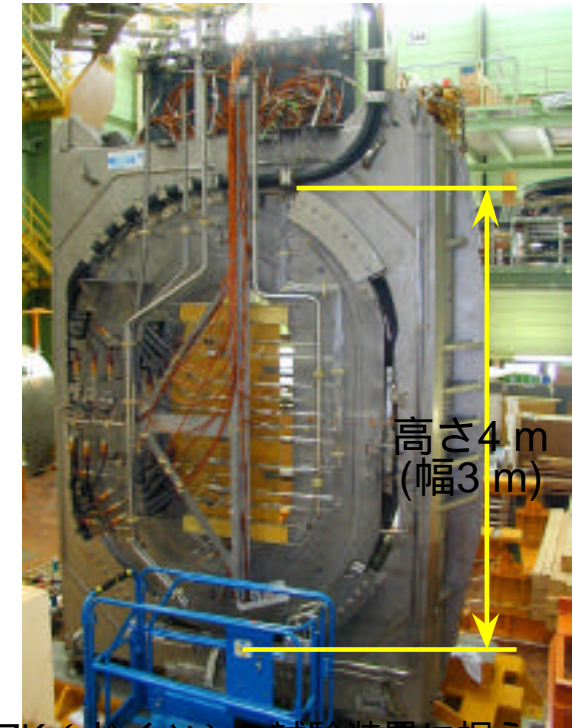
原研の試験装置に据え付けられた
CSモデル・コイル

モデル・コイルに使用された
超伝導導体



開発目標

- 高性能Nb₃Sn超伝導線材
 - 高電流密度
 - 交流損失の低減
- 大電流化（ケーブル化）
 - 電流値：40～68 kA
 - 交流損失の低減



FZK（ドイツ）の試験装置に据え
付けられた**TFモデル・コイル**

開発目標

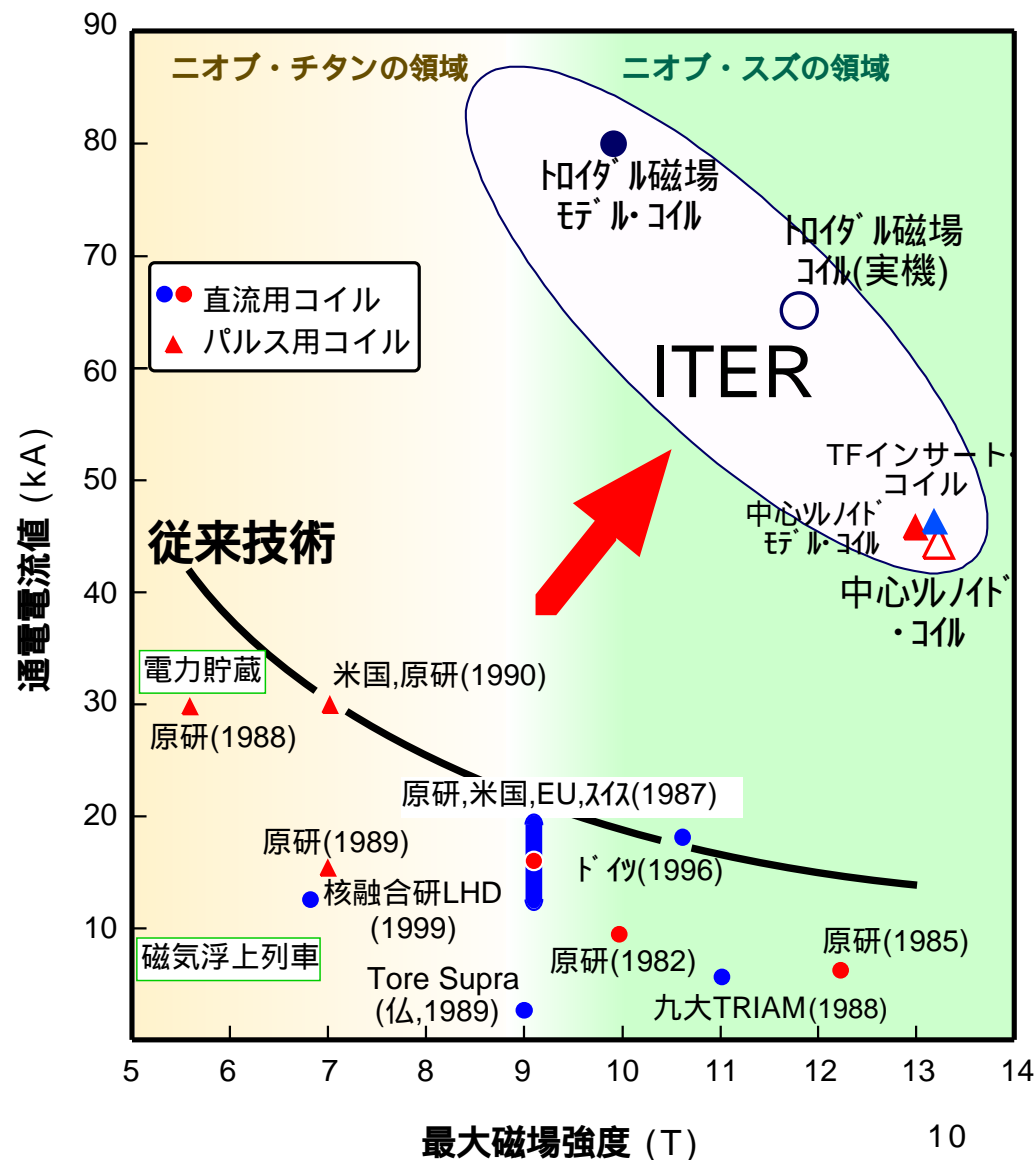
- 実機と同等の大きさのコイルを製作
- 運転シナリオの実現に必要な性能実証
 - 電流値：46 kA
 - 最大磁場：13 T
 - 最大磁界変化：+0.4 T/s、-1.2 T/s

開発目標

- 実機の約1/3の大きさのコイルを製作
- 実機と同等の電磁力の下で機械的構造、超伝導性能を実証
 - 電流値：80 kA
 - 最大磁場：10 T

ITER超伝導コイル

ITER工学R&Dの成果と発電実証プラントに向けた開発



ITER工学R&Dの成果

- CS及びTFモデル・コイルを製作、性能実証を行い、設計概念や設計手法の妥当性を示すとともに、コイル製作技術を確立した。
- これらの試験設備として5 kW冷凍機や50 kA電源装置を建設し、延べ8,000時間の運転実績を達成、超伝導コイルの安定した運転に必要な技術を開発。

ITER超伝導コイル建設に必要な
大型化、高磁界化を達成

発電実証プラントに向けた開発

- 先進超伝導線材であるNb₃Al線材（目標発生磁場16～17 T）、高温超伝導線材（同20 T以上）を使用した大電流導体の基礎的研究に着手。
- Nb₃Alでは、外径1.5 mのコイルを製作、13 Tの磁場中で46 kAの通電に成功。

真 空 容 器



(1) 課題

大型構造物の高精度な製作技術の開発

- ・ 真空容器サイズ : 15 m(H) x 9 m(W)
- ・ 要求精度 :
セクター全高・全幅 : ± 20 mm
総壁厚 : ± 5 mm

(2) 成果

実規模真空容器セクターモデルを製作し、
以下の製作精度を達成

- ・ 真空容器サイズ : 15 m(H) x 9 m(W)
- ・ 達成製作精度 :
セクター全高・全幅 : ± 10 mm
総壁厚 : ± 3 mm

実規模真空容器セクターモデルの製作試験
(15 m(H) x 9 m(W))

遠隔保守機器



実規模ブランケット保守用遠隔保守機器によるブランケット(4トン)の高精度な遠隔取付け試験

(1) 課題

真空容器内の大型・重量機器の高精度な遠隔取付け技術の開発

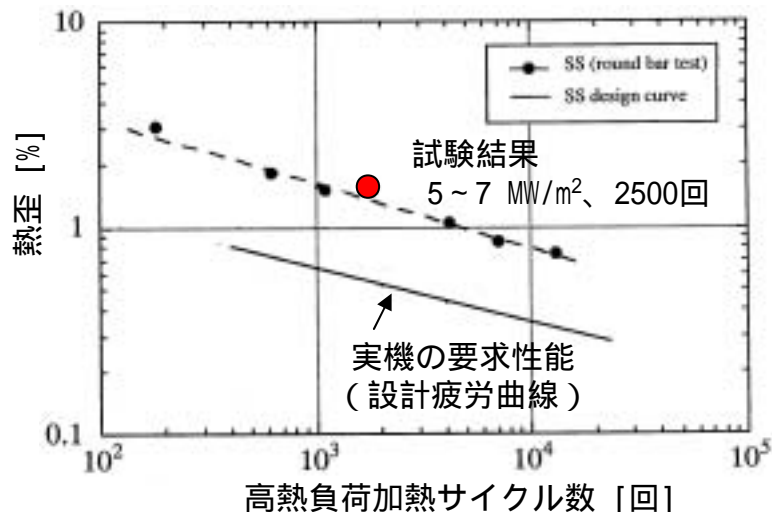
- ・重量 : ダイバータ (25トン)
ブランケット (4トン)
- ・要求取付け精度 : $\pm 2 \text{ mm}$

(2) 成果

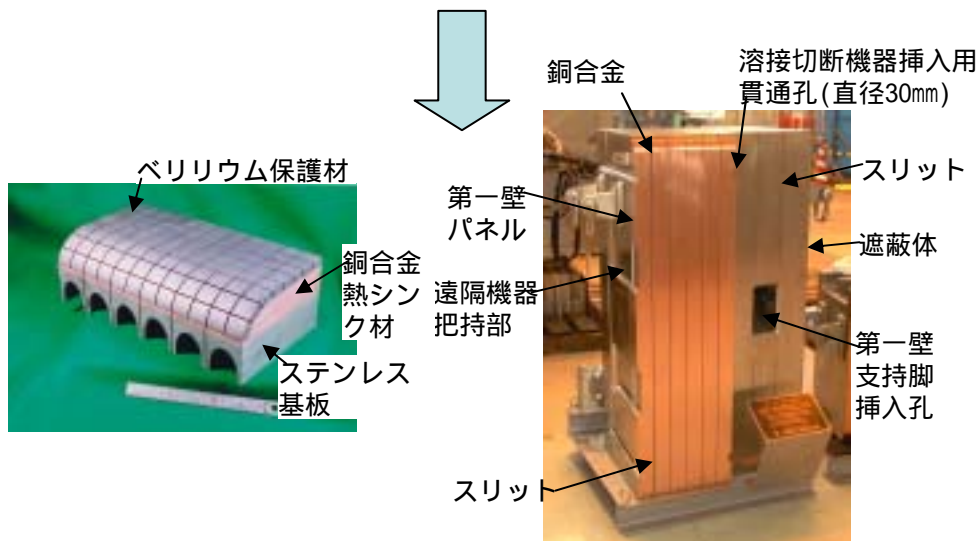
実規模遠隔保守機器を製作し、
遠隔操作試験により以下の取付け
精度を達成

- ・ダイバータ : 0.2 mm
- ・ブランケット : 0.25 mm

遮蔽ブランケット開発の成果



高熱負荷試験用モックアップによる性能試験の結果



実規模モジュールの製作性実証

異種金属の接合技術の開発



- ベリリウムと銅合金、銅合金とステンレス鋼について、高温等方加圧(HIP)接合を適用、接合温度、表面処理条件を明らかにした。
- モックアップ試験で、実機条件の熱負荷に耐えることを実証した

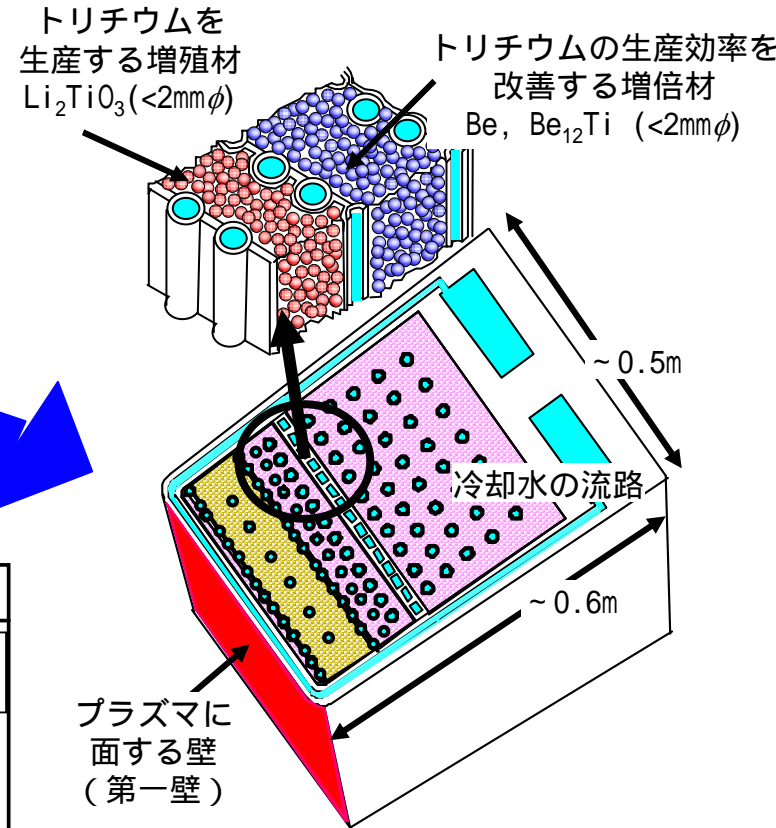
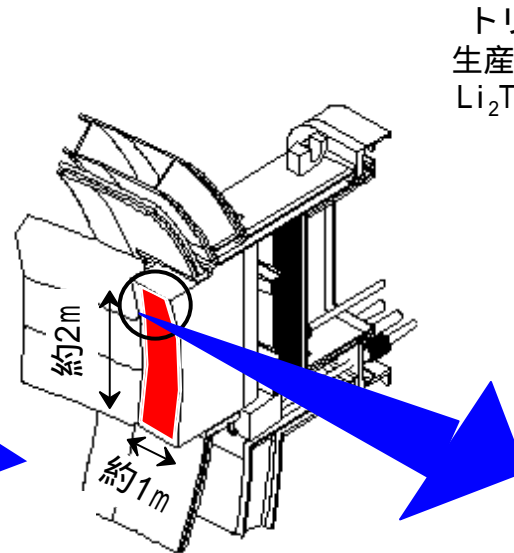
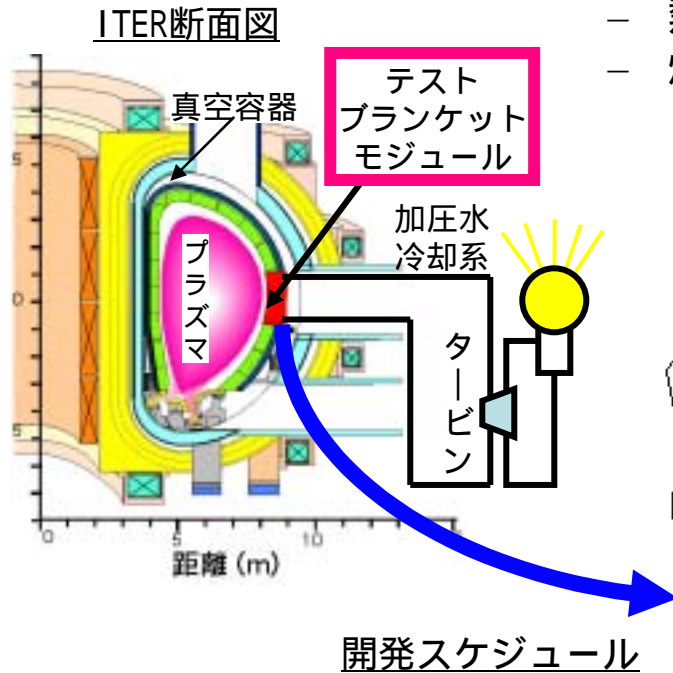
実規模モジュールの製作性実証



- 遮蔽ブロック製作の要素技術開発を完了した。
- 実規模でのHIP接合による第一壁パネル製作性を実証した。
- 実規模モジュールの製作性を実証した。

増殖ブランケットの開発

- 発電実証プラントに向けて、増殖ブランケットの機能を実験炉（ITER）の核融合炉環境下で総合的に試験
 - 熱エネルギーを取り出して**発電機能を実証**
 - 燃料となる**トリチウムの生産機能を実証**



テストブランケットモジュール概念図

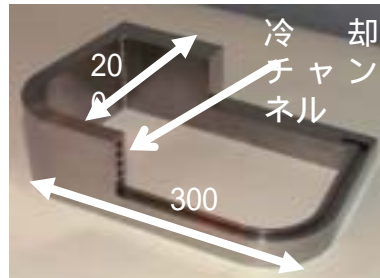
| 西暦 | 現在 | ~ 2010 | ~ 2020 | ~ 2030 |
|------------------|------|--------|---|--------------|
| 商用炉 発電実証プラント | | | | プラント規模での発電実証 |
| 実験炉 (ITER) | | | 熱の取り出し トリチウム生産 発電試験 テストブランケット・モジュール試験 | |
| テストブランケットモジュール開発 | 要素開発 | 工学実証 | システム総合機能実証 | 改良研究 |

増殖ブランケット開発の成果

- HIP 接合法を適用して、第一壁構造の製作性を実証した。
- 高熱負荷試験により、除熱性能・健全性を実証した。

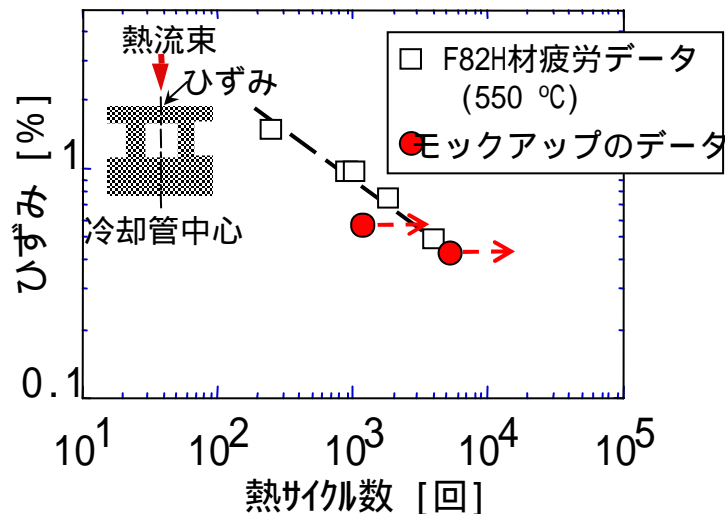


高熱負荷試験モックアップ

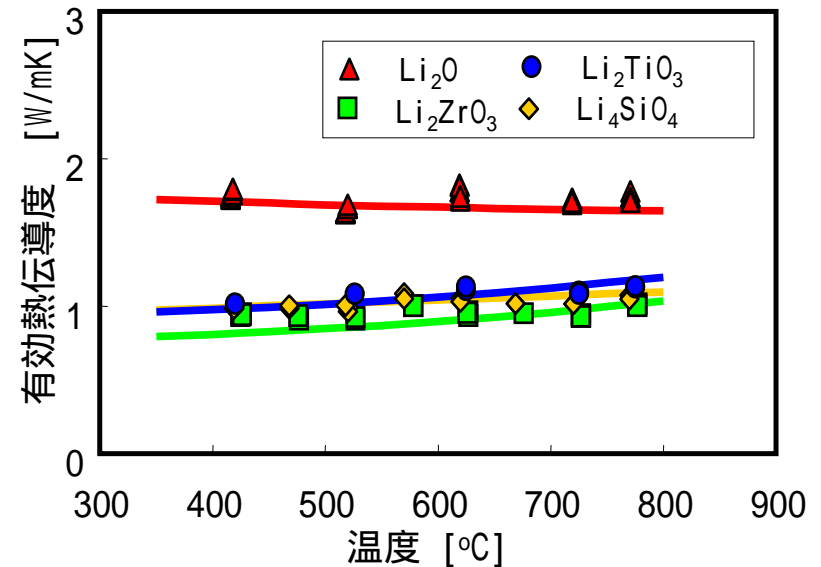


筐体モックアップ

- 最重要の熱・構造設計に必要な増殖・増倍材微小球充填層の熱機械データを取得した。
- モックアップの製作・試験などの工学的なレベルでの研究開発に展開する準備が整った

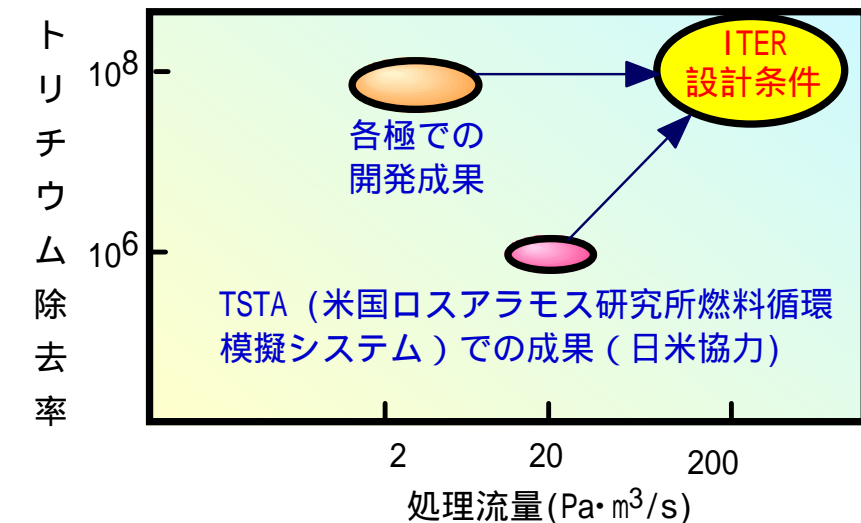
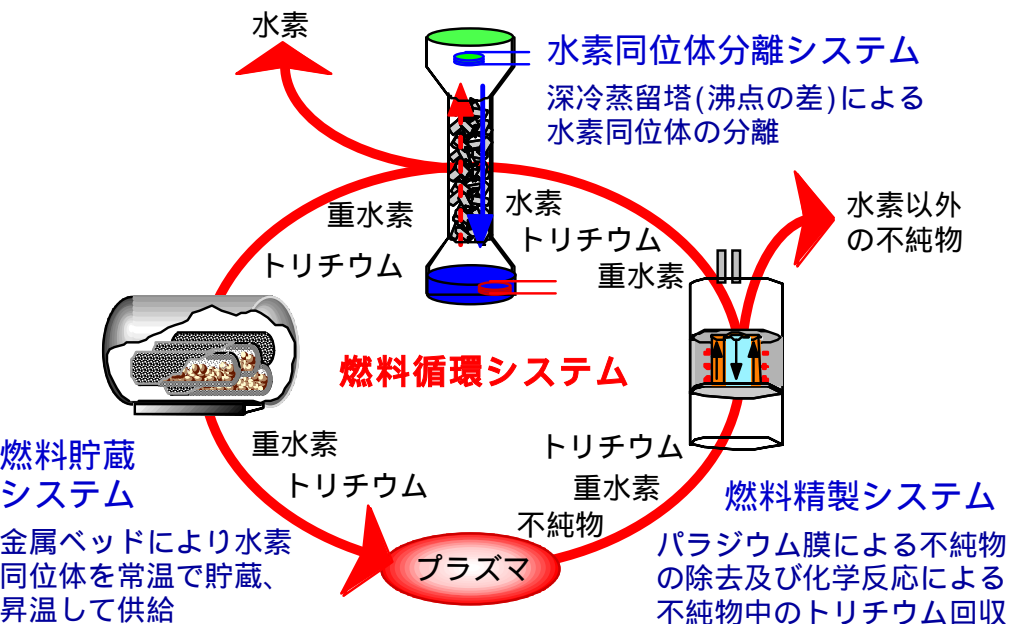


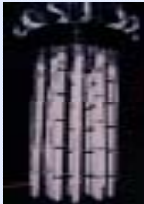

熱疲労耐久性の試験結果



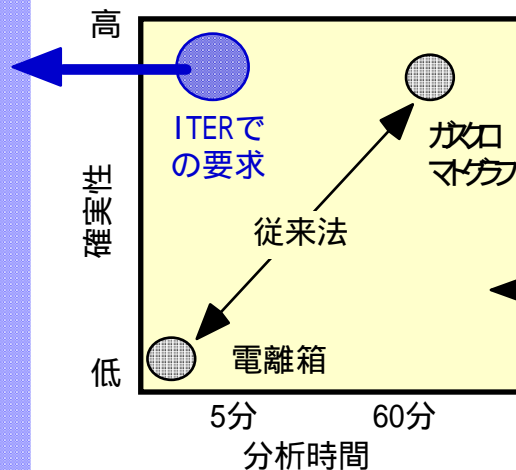
増殖材の微小球充填層有効熱伝導率評価

トリチウム燃料循環技術



| 対象 | 課題 | 成果 |
|--|--|--|
| 燃料精製システム  | トリチウム除去率 10^8 程度 プラズマ排ガスと廃棄不純物ガス中のトリチウム濃度比 | 各極で開発に成功 我が国では電解反応器システムにより、課題を達成 |
| 燃料貯蔵システム  | 自己計量機能有し、 計量精度 1% 以内 | Uに替わるZrCo合金のベッドを開発し、He強制循環による熱量計量方式により課題を達成 |
| 燃料循環システム (総合システム) | 処理流量： $200 \text{ Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$ 製品純度： トリチウム 90% 重水素 99.5% | 開発の成果を踏まえ、プラズマ排ガスを連続処理して課題を満たす燃料循環システムの設計を完成 |

トリチウム安全取扱技術



| 対象 | 課題 | 成果 |
|-------------------|--|---|
| オンライン分析、インベントリー管理 | <p>确实性（不純物の影響等が小さい）が高く数分でのオンライン分析手法の開発</p> <p>動的インベントリー管理手法の開発</p> | <p>レーザーラマン分光システム、マイクロガスクロマトグラフを開発し、2分程度での分析を達成</p> <p>解析コード開発と合わせ、運転制御とインベントリー管理を実現</p> |
| トリチウム閉じ込め・除去 | 運転実績の蓄積 | 我が国では15年間の安全閉じ込め・除去の実績 |
| トリチウム除染・廃棄物処理 | メンテナンス時のトリチウム除染、トリチウム汚染廃棄物処理手法の開発 | 紫外線レーザー照射による表面トリチウム除染技術を開発し、原理実証 |

燃料循環システム

運転制御

インベントリー管理

オンライン分析

トリチウム
閉じ込め・
除去系



炉内機器のメンテナンス

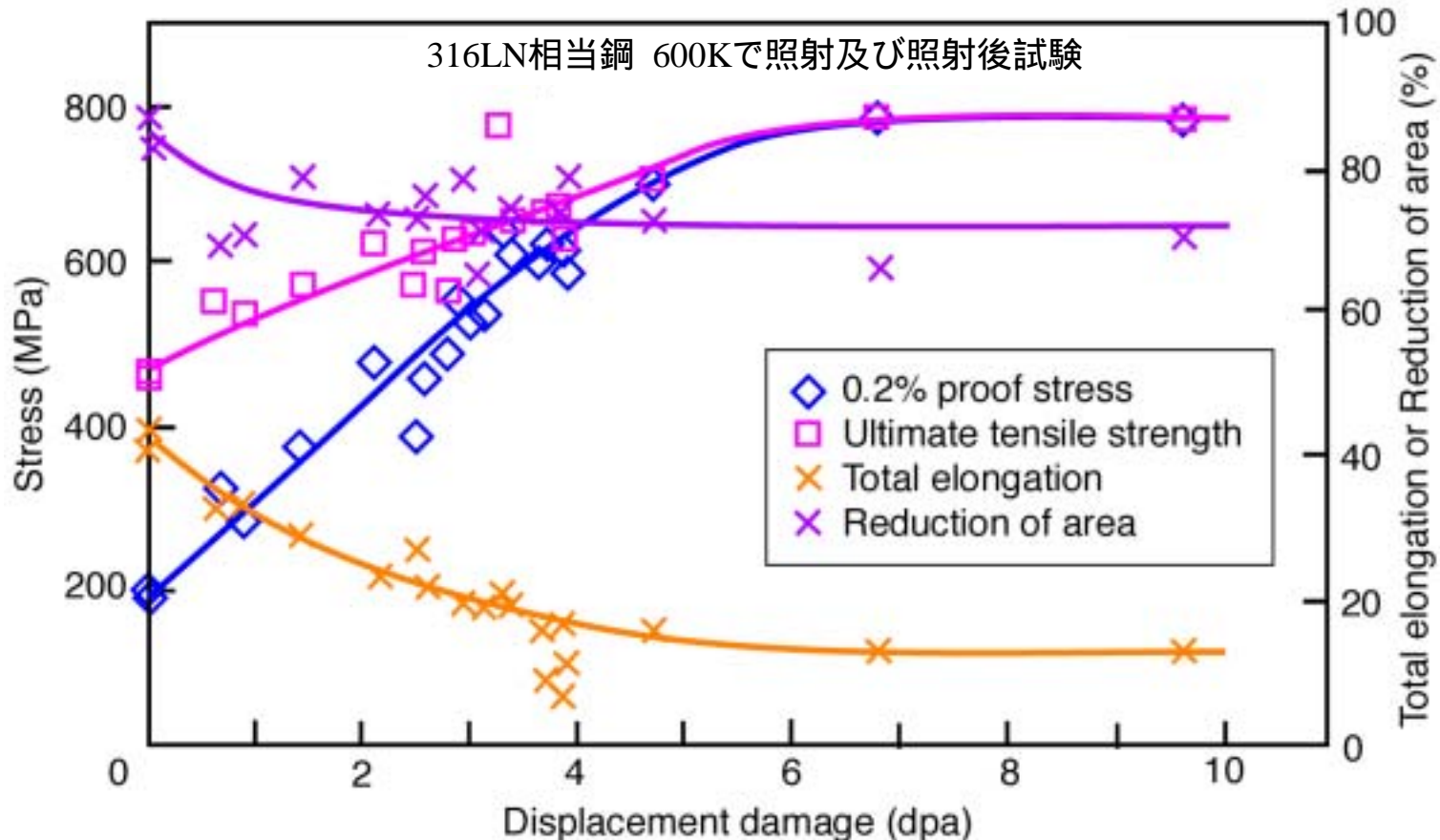


トリチウム除染
廃棄物処理

構造材料

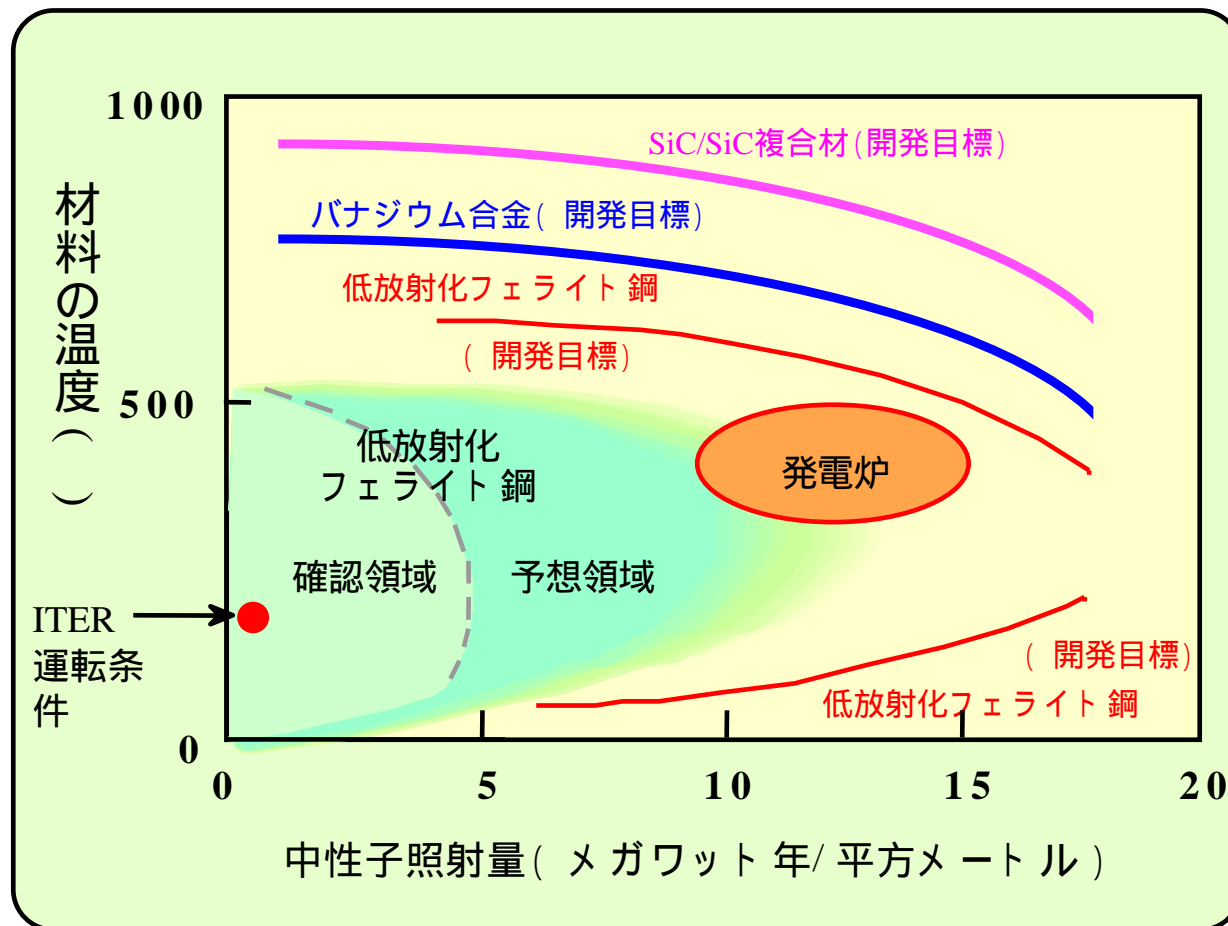
オーステナイトステンレス鋼(316鋼)の引張特性(照射量依存性)

ITER条件(~ 300 、 < 3 dpa)では、照射硬化及び延性低下とも利用上問題ない範囲に留まる(延性; Reduction of area, Total elongation)。



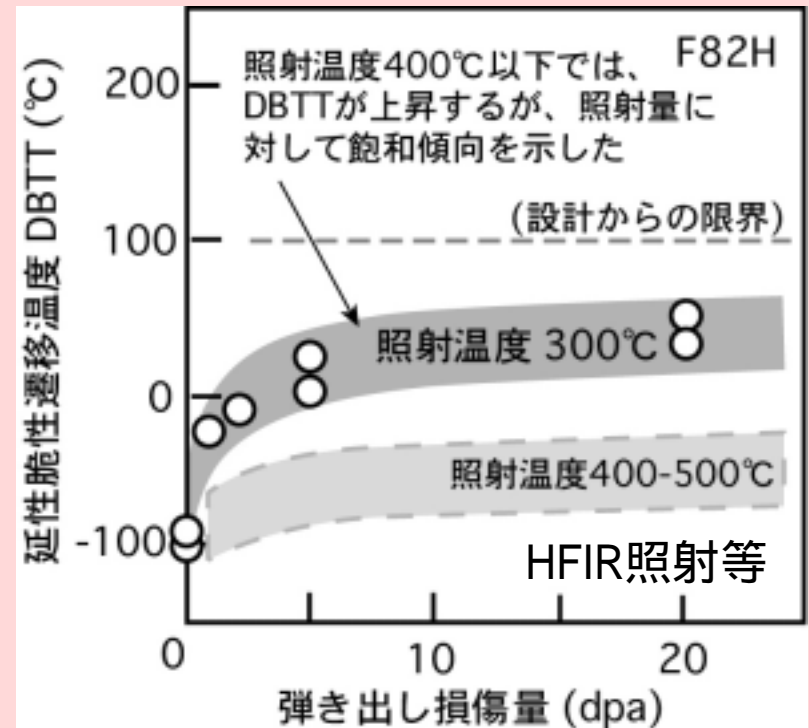
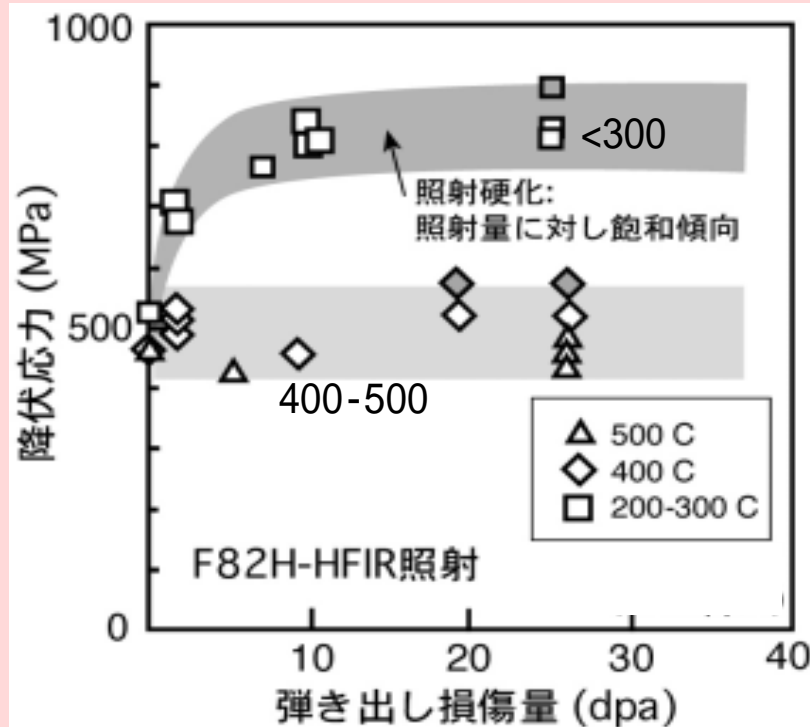
低放射化構造材料の使用条件(開発目標)

主な候補材料である低放射化フェライト鋼は、300-550 の温度範囲で10-15 MW/m²(照射損傷量100-150 dpa相当)まで使用



構造材料：低放射化フェライト鋼開発の現状

最大の課題の一つである照射硬化/脆化(照射温度<400)は、照射量に対し飽和傾向を示した(核変換生成He等の助長効果が次の課題); 下図

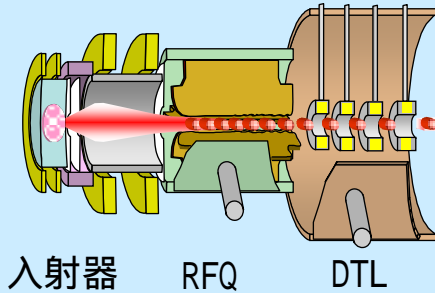


その他、上部棚領域の破壊靱性値(十分高い)、環境割れの評価(4dpaまでは影響小)、スウェリングの抑制法、延性破壊条件の予測のための塑性特性の構成方程式等を2-50dpaの範囲で評価。HIP接合を含めた工学的評価も範囲に(テストブランケット)

国際核融合炉材料照射施設 (IFMIF) の概要

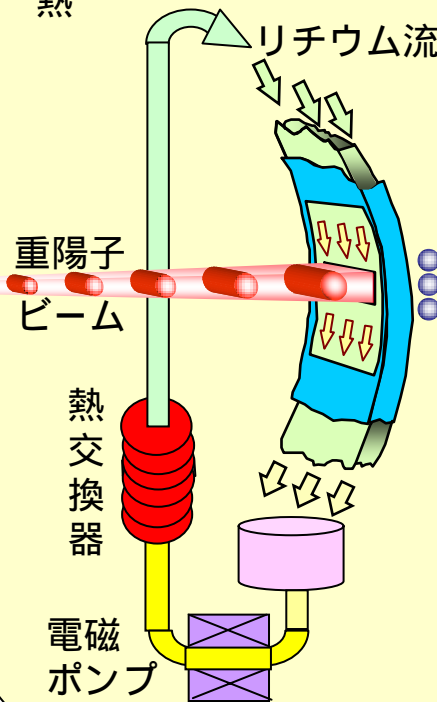
加速器系

- 40MeV、250mAの強力な定常重陽子ビーム加速器
- 横20cm、高さ5cmの幅広のビームをリチウム標的に入射



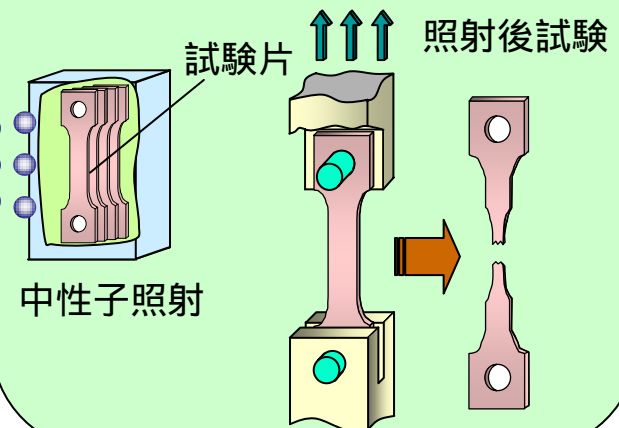
ターゲット系

- 10 MWのビーム入熱を20 m/sの高速液体リチウム流で除熱



テストセル系

- 照射容積*は中性子束が $10^{14} \text{ n/s} \cdot \text{cm}^2$ (20dpa/年)、0.5 L 以上
- 照射温度範囲は250 ~ 1000

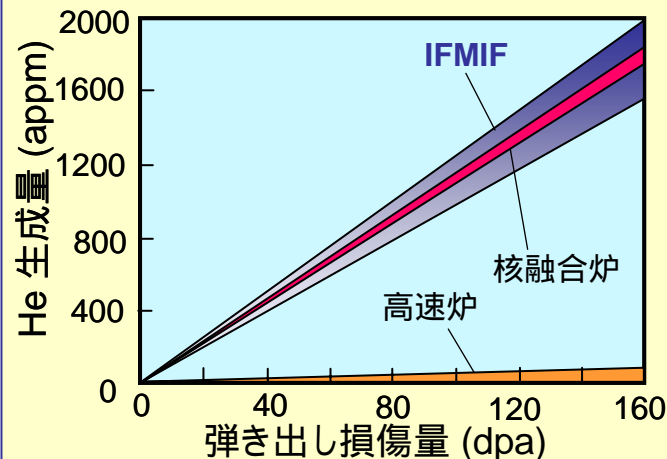


- 照射容積(損傷速度)
0.5 $\frac{\text{dpa}}{\text{年}}$ (>20 dpa/年*)
6.0 $\frac{\text{dpa}}{\text{年}}$ (> 1 dpa/年)
7.5 $\frac{\text{dpa}}{\text{年}}$ (>0.1 dpa/年)
- 稼働率 70%
- 寿命 40年

*) 20 dpa/年は $\sim 2 \text{ MWa/m}^2$ に相当

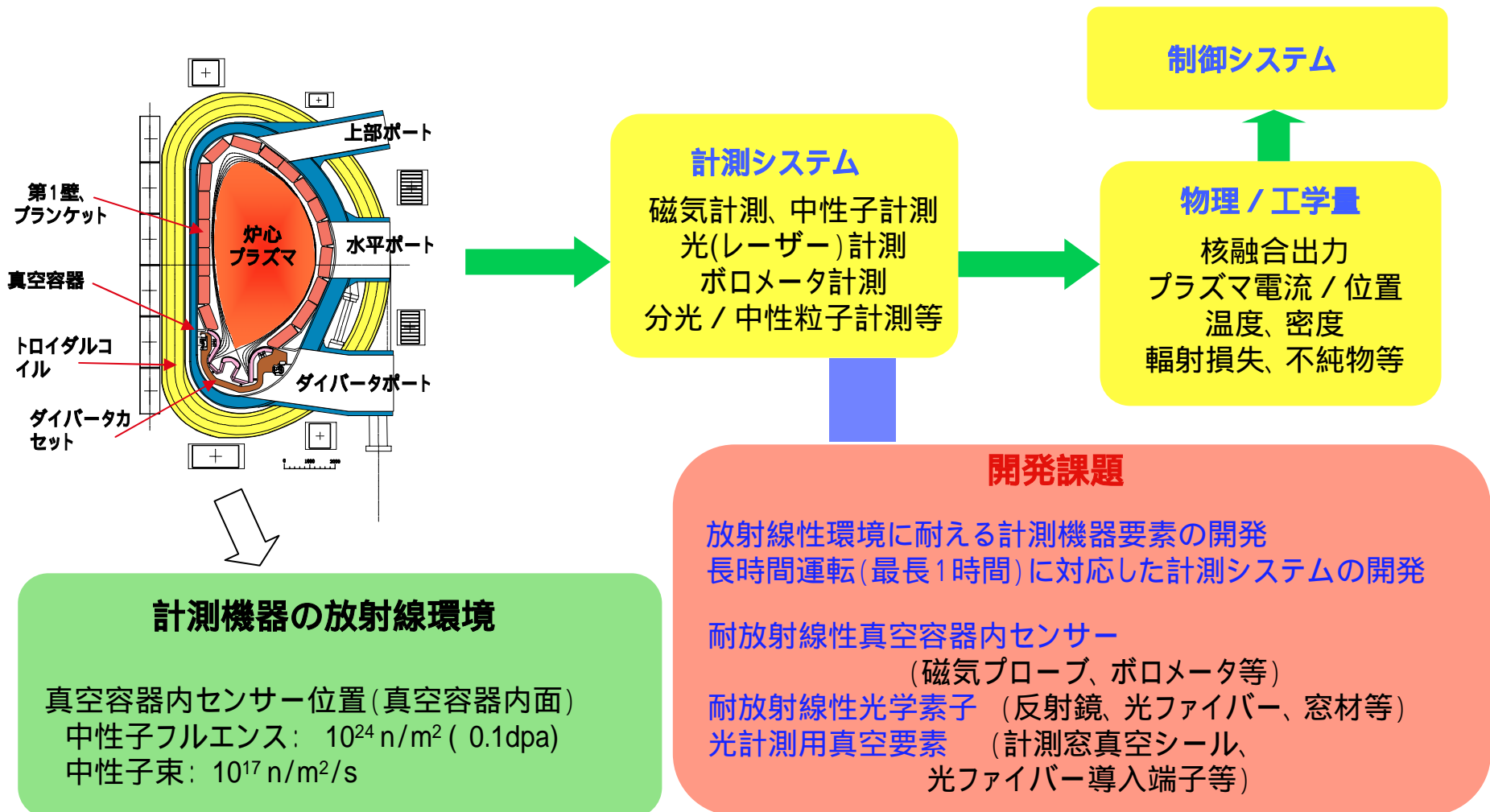
14 MeV 核融合中性子
による照射効果を近似

核反応による構造材料中のHeの生成



計測、制御機器

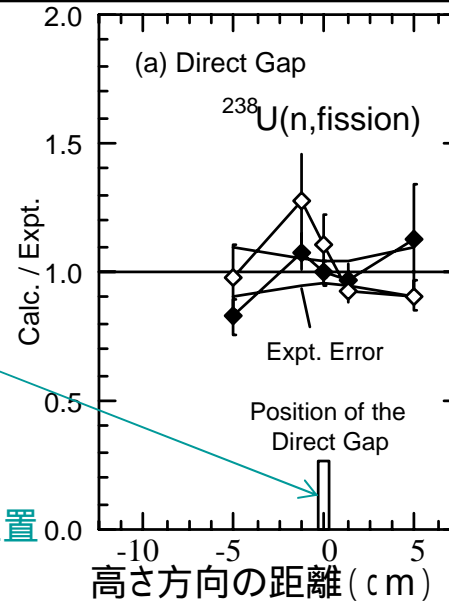
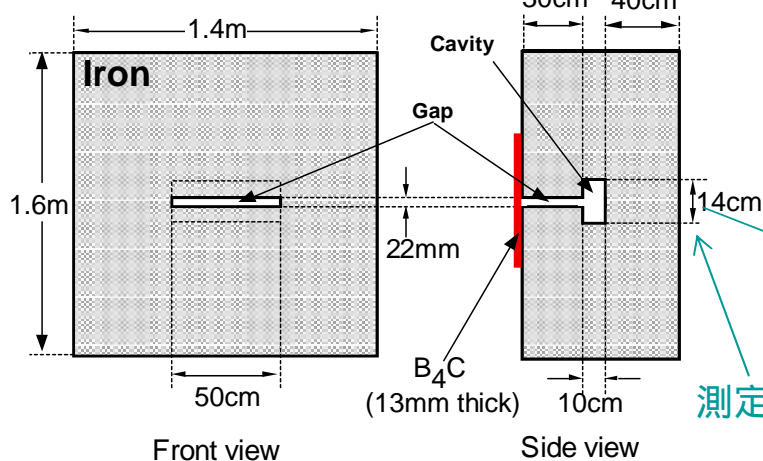
計測診断機器は、核燃焼炉心プラズマの性能最適化制御、炉の正常な運転と機器保護のために、種々の原理に基づく計測システムにより核融合出力、中性子発生率、炉心プラズマの電流、位置、温度、密度、放射損失等の諸量を計測し、制御データとして提供するものである。



ニュートロニクス

ITER 遮蔽実験

実験体系



成果

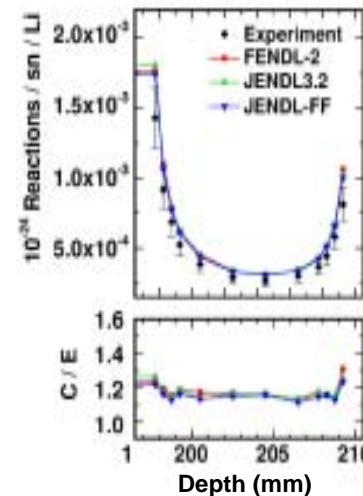
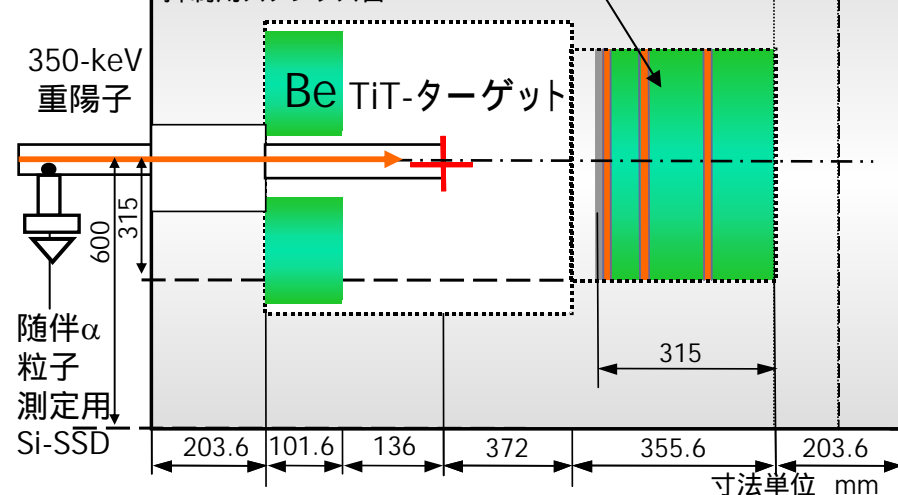
トロイダルコイル表面を模擬した位置の中性子束はギャップストリーミングを考慮した計算結果と $\pm 40\%$ の範囲で一致

増殖ブランケット核特性実験

濃縮ブランケット模擬体系

(40- $\% ^6\text{Li}_2\text{TiO}_3 + \text{Be} + \text{F82H鋼}$)

抑制用ステンレス管



トリチウム増殖材中のトリチウム生成量分布とC/E

原研で設計を進めている固体増殖ブランケットを単純化した ^6Li 濃縮型増殖ブランケット模擬体系を用い、原研FNSのDT中性子を入射した後の体系中のトリチウム生成量を測定



トリチウム生成量の測定値は計算値と10%以内で一致

まとめ

1) 実験炉に向けた炉工学技術開発

機器の大型化や高性能化を図り、ITER工学R&D等広く研究開発を展開。

成果 主要構成機器の製作技術を確立し、機器単体の性能を実証。
(超伝導コイル、炉構造・遠隔保守機器、炉内機器、トリチウムシステム等)
炉内機器や加熱システム等はJT-60で統合化技術の知見を蓄積。

今後 加熱・電流駆動系の総合性能実証、一部計測機器の開発を実施。
ITERの建設・運転を通し核工学システムとしての統合化技術を確立する。

2) 発電実証プラントに向けた研究開発

核融合会議が策定した進め方に基づき、着実に研究開発を展開。

状況 増殖ブランケット: 製作・設計に必要な基礎データを取得。
低放射化材料: 材料組成を同定。原子炉照射試験(20 ~ 40 dpa)を実施。
引き続き高照射量までのデータ取得を継続。
14 MeV中性子による高エネルギー中性子照射施設:
IEAの下でIFMIFを検討。概念設計を纏め、要素技術に見通し。
高磁界用超伝導: Nb₃Al、高温超伝導材の研究に着手。