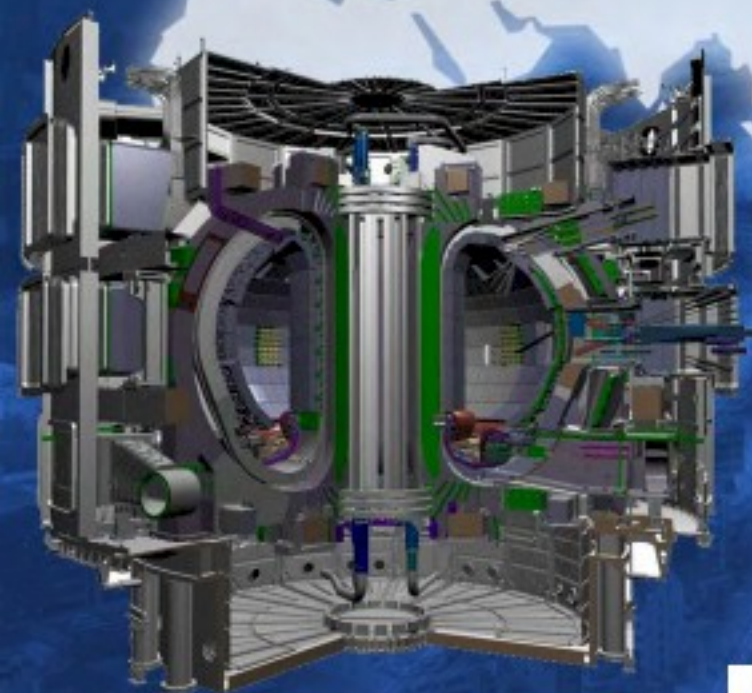


核融合発電の 早期実現に向けて



ITER計画



BA活動

幅広いアプローチ活動



量子科学技術研究開発機構
量子エネルギー部門長 池田佳隆

QST 量子エネルギー部門

- 国際協力を活用し、地上の太陽(核融合エネルギー)を目指す -

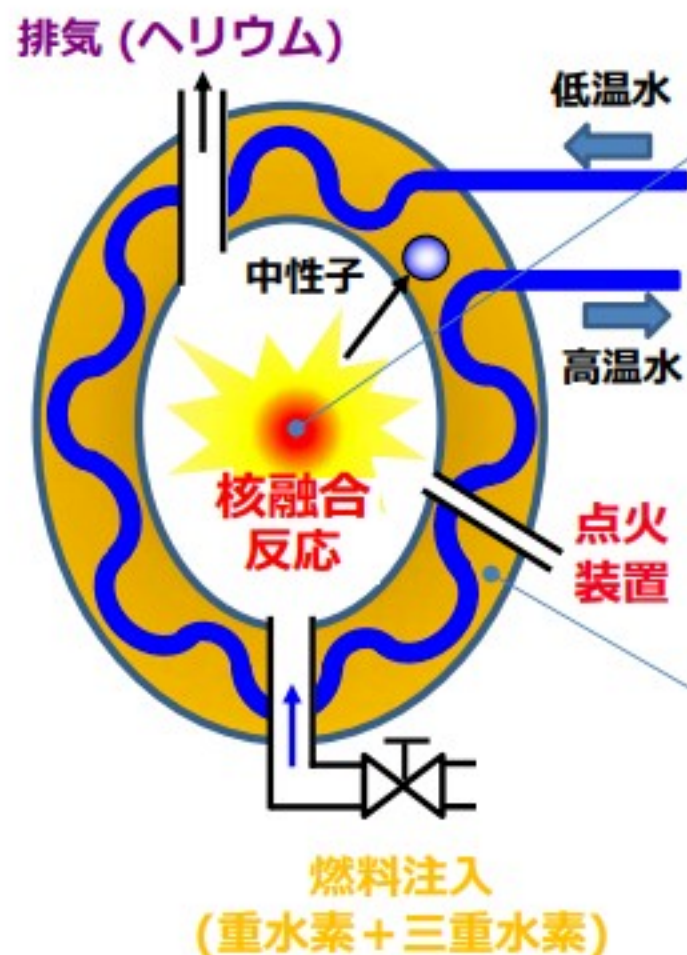


- ITER : **世界7極** (日、欧、米、露、中、韓、印) が協力し、**熱出力50万kW**を目指す。
- JT-60SA : ITERに先行し那珂研で建設/運転/実験を**日欧BA活動**で行い、**ITERを先導**。
- 原型炉 : ITER、JT-60SAの成果を基に、国内に**数十万kW**の核融合発電を目指す。



核融合炉の課題

核融合炉の仕組み: 燃焼



ITER: 核燃焼の実証

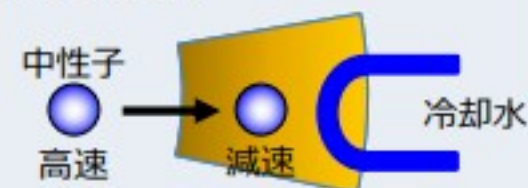
課題

1) 核融合反応 (燃焼) を起こす



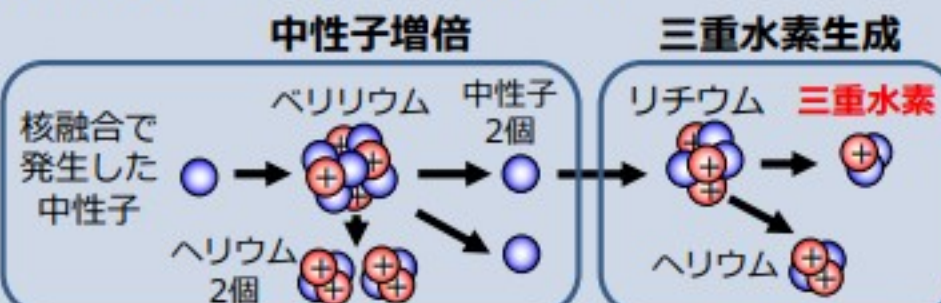
茨城県
那珂研

2) 発生エネルギーを取出す (中性子を受止め、熱に変える)



青森県
六ヶ所研




3) 燃料を生成する 三重水素は天然にない (中性子で三重水素を生成する)



ブランケット
(周辺壁)

主要技術開発の概要 (ITER及びJT-60SAの技術から原型炉の技術へ)



主な技術項目	原型炉に向けた技術目標／わが国産業界の強み
統合技術	発電技術を取入れた原型炉の統合設計 <ul style="list-style-type: none"> わが国産業界の強み：オールジャパンによる原型炉設計体制（原型炉設計合同特別チーム）への参画とともに、JT-60SAの建設実績と運転/実験計画
プラズマ	高性能プラズマの制御技術 <ul style="list-style-type: none"> わが国産業界の強み：JT-60SAでの開発計画  炉心サイズの小型化
超伝導コイル	構造材の高強度化、低コスト導体製作技術 <ul style="list-style-type: none"> わが国産業界の強み：ITERコイルの製作経験、超伝導線材の製作実績(欧州の供給)、低温用鋼の製作・加工実績（全てのITER構造体は日本）  コスト低減化
本体	大型構造物の製作技術 <ul style="list-style-type: none"> わが国産業界の強み：JT-60SAの製作経験により大型構造物の高精度溶接技術
加熱（点火）装置	加熱装置の高出力・定常化技術 <ul style="list-style-type: none"> わが国産業界の強み：JT-60SA及びITER NBI、及び高周波加熱装置の製作経験  外部加熱入力最小化
炉内機器／材料	耐高熱負荷機器の開発／核融合中性子源を用いた材料耐久性評価 <ul style="list-style-type: none"> わが国産業界の強み：ITERダイバータの製作経験、冷却管の製作実績、耐熱材Wの製作・加工実績 ：核融合中性子源に向けた開発経験  耐久性の確認
遠隔保守	長尺・大重量の遠隔保守機器の開発 <ul style="list-style-type: none"> わが国産業界の強み：ITER遠隔保守機器の製作経験
三重水素	三重水素燃料生成の開発 <ul style="list-style-type: none"> わが国産業界の強み：三重水素取扱技術の経験、ITER-TBM(Test Blanket Module)で開発計画

4

核融合発電の早期実現に向けて



- これまで核融合研究開発を推進してきた米国・英国などは、核融合による発電時期を早期に（2040年代）実現する構想を相次いで公表。また中国が急速に力を付けてきており、同様な早期実現計画を公表。
- ITER計画及びBA活動の推進により、わが国は核融合発電に必要な技術力を揃え、この技術を基に、技術ギャップの小さい原型炉を想定し、核融合発電の早期実現を目指す（2045年の発電開始）。
- 技術的な観点では、世界的に見て、わが国に弱みはない。
- 核融合発電の早期実現のために、許認可に必要なデータや開発できる技術を検証し、発電開始時期までに揃えられるデータ・技術を踏まえ、段階的に性能を上げる（運転領域を広げていく）原型炉を想定。
- 原型炉による核融合発電の早期実現を想定することにより、必要な体制を整えるとともに、スタートアップ企業を含む、わが国産業界の取組みを後押し、原型炉の建設に必要な高い技術力とその幅広い産業分野の関わりを通して、わが国の技術的優位性に繋がるものと期待。
- 一方、これまで積み上げてきた技術の伝承、人材の維持・育成、社会への発信・広い国民の理解を得ることなどが課題。

原型炉設計開発：

ITER運転期を見据えた 全日本体制による設計活動



【核融合原型炉（JA-DEMO）の目標】

- 数十万kWを超える定常かつ安定した電気出力
- 実用に供し得る稼働率
- 燃料の自己充足性を満足

【現状】

- **ITERの技術を最大限活用**するとともに、ITERでは得られない技術を日欧の**BA活動**や全日本的活動である**原型炉設計合同特別チーム活動**により確保し、**核融合原型炉の概念設計の基本設計を完了**。
- 今後、JT-60SAやITERが生出す**大量/最新の実験データ**を設計に反映させる。

JA-DEMOのプラント全体像



- 発電端出力：60万～70万 kW（熱出力150万 kW）
- 稼働率：～70%
- 三重水素増殖率：1.05

原型炉設計合同特別チーム

産学協同のオールジャパン体制の設計チーム

今年9月現在：140名



核融合技術の産業展開例：資源リサイクル

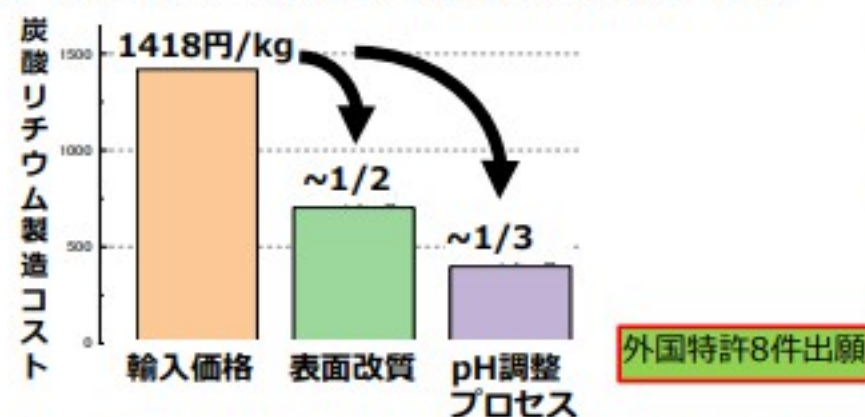
リチウム回収

イオン導電体を用いたLi回収技術の進展



回収速度の向上

リチウム製造原価を大幅に低減可能

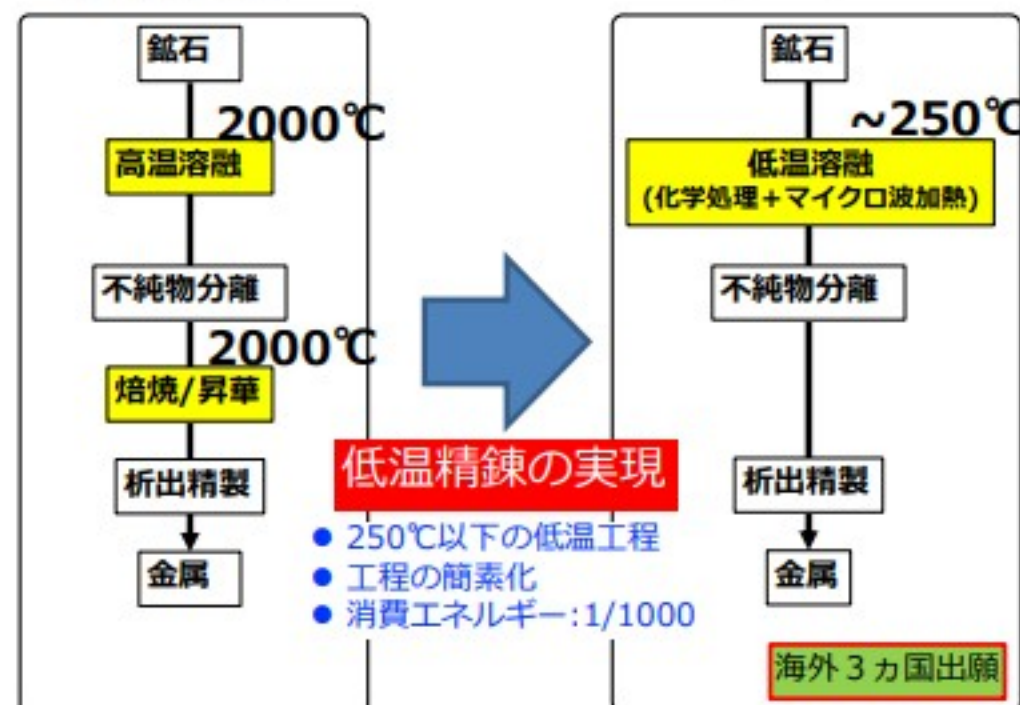


- 今年度、JST-START事業により起業予定。

鉍石の低温精錬

従来技術

新技術



- 鉍山から採取した鉍石を用いた実証試験を開始：約100gの鉍石の溶解に成功。
- 本技術は、レアメタル鉍石や金属団塊、セラミック処理など、高温処理を要する精錬に同条件で適用可能。
- JST-START事業等でベンチャーを検討。

イーターの概要

Y. SHIMOMURA, R. AYMAR, V. CHUYANOV, M. HUGUET, R. PARKER と国際熱核融合実験
炉 (ITER)
合同セントラルチームとホームチーム

概要

このレポートは、ITER 工学設計活動の合意条件の下で、ITER 共同中央チームとホーム チームによって行われた 6 年間の技術的作業をまとめたものです。主な製品は次のとおりです。評価をサポートする完全かつ詳細なエンジニアリング設計、産業ベースのコスト見積もりとスケジュール、サイト固有ではない包括的な安全と環境の評価、および技術と工業生産の証明を含む設計を検証および認定するための技術研究開発主要コンポーネントのフルサイズまたはスケーラブルなモデルのテスト。ITER の設計は成熟度が進んだ段階にあり、建設を決定するための十分な技術情報が含まれています。ITER の運用は、新しいエネルギー源である核融合の利用可能性を実証します。

1.はじめに

ITER プロジェクトは、欧州原子力共同体 (EU)、日本政府 (JA)、ロシア連邦政府 (RF)、および米国 (US) 政府 (ここでは両当事者と呼ぶ)。「ITER の全体的なプログラムの目的は、平和目的のための核融合エネルギーの科学的小および技術的実現可能性を実証することです。ITER は、最終的な目標として定常状態を伴う、重水素-三重水素プラズマの制御された点火と拡張燃焼を実証し、統合システムで原子炉に不可欠な技術を実証し、高熱流束と核燃料の統合試験を実施することにより、これを達成します。核融合エネルギーを実用的に利用するために必要なコンポーネント」[1]

世界中の核融合エネルギー プログラムは、科学的理解と成果の達成において劇的な進歩をもたらした、驚くべき程度の開放性と世界的な協力の恩恵を受けてきました。JET、JT-60U、TFTR などの主要な核融合実験は、10 ~ 16 MW の核融合出力を生成し [2, 3]、同等の損益分岐点条件を達成し [4]、次の可能性のある動作モードを調査して、その性能の可能性を最大限に実現しました。ITER [5] での定常運転まで。同時に、これらのデバイスやその他のデバイスでの実験のサポートまたは専門化、理論の開発、および技術の開発は、一緒になって科学的理解を広げ、核融合技術の能力を確立しています。すべての主要な核融合プログラムにとって論理的な次のステップは、燃焼プラズマと定常運転の物理学を研究し、エネルギー源としての核融合の実現可能性を確立するための主要な核融合技術と工学を実証およびテストすることです。ITER はこの次のステップを実現します。ITER プロジェクトは、既存の実験で達成された同等の立場と、次のステップを共同で行うことから得られる利益を主要なプログラムが認識したことから生まれました。ITER での共同作業は、コストの共有を通じて大幅な節約をもたらします。さらに重要なことは、ここ数十年で得られた経験と専門知識をプールし、世界の主要な核融合実験とプログラムの科学的小および技術的専門知識を、統合された焦点を絞った形で活用する機会です。ベンチャー。

ITER の全体的なプログラム目標を達成するための当初の詳細な技術目標は、1992 年に締約国によって採択された [6]。ITER には、約 10 年間の 2 つの運用フェーズ、基本性能フェーズと強化性能フェーズがあります。第 1 段階では、制御点火、長時間燃焼、定常運転、およびブランケット モジュールのテストの問題に対処します。ITER の技術目標は、約 1000 秒のフラットトップ持続時間と平均中性子壁負荷約 1 MW/m² の誘導パルスで、制御された点火と拡張燃焼の実証を必要とします。ITER はまた、原子炉に関連する条件で無誘導電流駆動を使用して定常運転を実証することを目指すべきです。第 1 段階では、外部ソースからトリチウムが十分に供給されると想定されます。

第 2 段階では、全体的なパフォーマンスの向上と、より高いフルエンスのコンポーネントと材料のテスト プログラムの実施に重点が置かれます。トリチウム育種は、

このフェーズ。 ITER はまた、エネルギー源としての核融合の安全性と環境への受容性を実証するように設計されなければなりません。

ITER の最初の工学設計活動 (EDA) は、6 年間の活動の後、1998 年 7 月に締約国によって完了しました。カナダとカザフスタンも、それぞれヨーロッパとロシアの協会によってプロジェクトに参加しました。この期間中、両当事者は、ITER の詳細で完全かつ完全に統合された工学設計と、ITER の建設に関する決定に必要なすべての技術データを作成することに合意しました。締約国は、EDA の結果を利用して、国際協力を通じて、または国内プログラム内で使用することができます。EDA の最後に提出された成果物は、当初の計画を達成しました。技術研究開発によってサポートされている ITER の設計は、成熟度が進んだ段階にあり、建設の決定に十分な技術情報が含まれています。主に建設決定の遅れにより、EDA の 3 年間の延長が予見されている。この期間中、サイト固有の設計の適応と安全分析、ライセンス申請の準備、プロトタイプテストとさらなる物理学の研究、および将来の調達のための文書の準備が計画されています。締約国はまた、建設と運用のための契約草案を含む、ITER の完全な実現のための提案と必要なサポート情報を作成します。

財政的制約が増大しているため、当初合意された費用で建設作業の資金を調達するという確約を確保することが難しくなっています。したがって、両当事者は、保証されたパフォーマンスを犠牲にしてコスト削減を求めています。締約国代表の特別作業部会は、ITER EDA 協定の全体的なプログラム目標を依然として満たす最小コストのオプションを確立することを目的として、元の技術目標に対する可能な変更のための新しい技術要件を作成しました。開発された技術ガイドラインは次のとおりです。

プラズマ性能

- さまざまなシナリオでの $Q > 10$ の誘導駆動プラズマの拡張燃焼。• $Q > 5$ で電流ドライブを介して定常状態を実証することを目的としています。および • 制御点火が排除されない。

エンジニアリング パフォーマンスとテスト

- 不可欠な核融合技術の可用性と統合を実証する。• 将来の原子炉のコンポーネントをテストします。および • トリチウム増殖モジュールの概念をテストします。

新しい要件は、DEMO への統合された「ワンステップ」戦略と依然として一致しています。この提案は、ITER 理事会 [8] の締約国によって承認されました。

- 現在の設計の直接資本コストの約 50% を目標とし、詳細な技術目標を減らした最小コストのオプションを確立する。と

- 既存の設計ソリューションと関連する R&D を使用します。

1998 年末までに低コスト ITER の主要なパラメータと設計機能を選択するために、合同中央チームとホーム チームの集中的な共同作業が進行中です。設計の選択、一般的な技術、および大規模な R&D の結果の既存の EDA 技術的アウトプットは、通常、低コスト ITER に直接適用されます。したがって、低コストの ITER は比較的短期間で十分に開発することができ、詳細設計報告書は、締約国による ITER の建設と運転の共同評価が計画されている 2000 年 7 月に利用可能になります。

このホワイト ペーパーでは、元の EDA 期間 (1992 年 7 月から 1998 年 7 月) の間に元の技術目標に基づいて行われた技術作業を要約します。

2. ITER 設計 [9-13]

当初の計画によると、表 I に要約されている主なパラメータは、ITER の物理基礎と物理規則 [9] に基づくプラズマ閉じ込め、制御、および安定性に関する物理要件と、熱負荷などの工学的制約との間のバランスを慎重に検討した後に定義されました。、電磁的および機械的特性、中性子遮蔽、および保守性を備え、妥当なコストで安全で信頼性の高い操作を保証します。

表 I. ITER の公称パラメータと寸法

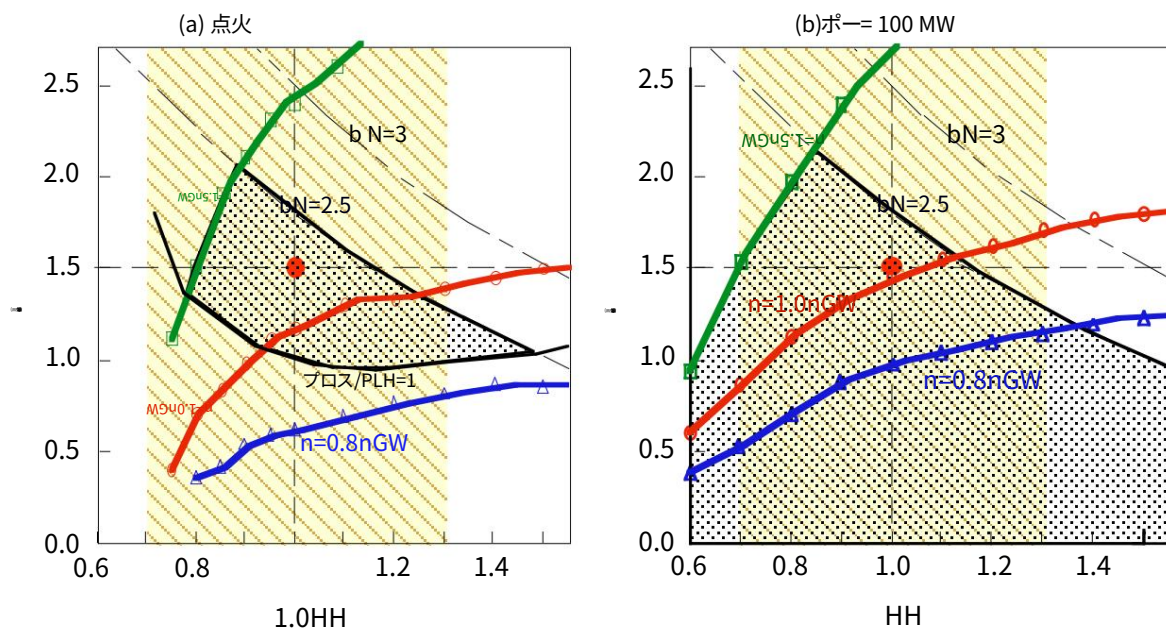
総核融合出力 中性子壁負	1.5GW
荷 プラズマ大半径 プラズマ小	1MW/m ²
半径 垂直方向の伸び @95%	8.1m
フラックス表面(k95)	2.8m 1.6
	0.24
三角度 @95% フラックス サーフェス(d95)	
プラズマ電流 トロイ	21 MA
ダル フィールド @ 半径 8.1 m/ トロイダル フィールド コイル ダイバ	5.7 T / 12.5 T シ
ータ構成 補助暖房電力	シングル ヌル
	100 MW

ITER のプラズマ性能は、最新の実験結果に基づいて評価され、モデリング。プラズマの性能を最も直接的に決定する 3 つの問題は次のとおりです。

- エネルギー閉じ込め、エッジ パラメータ、および H モードに到達して維持する能力。 • β (磁場圧力に対するプラズマ圧力の比率) と粒子密度。 • 不純物の希釈、放射損失、ヘリウム排気、およびダイバータの電力処理。

これらの問題のそれぞれは、専門家グループを通じて調整された自発的な ITER 物理学活動の共同フレームワークで徹底的に研究されてきました。結果は、ITER 物理学の基礎と物理学規則 [9] にまとめられています。この結果に基づいて、ITER の性能とその公称運用領域が研究され、図 1 (a) と (b) にまとめられます。図 1 (a) と (b) は、21 MA 放電の核融合出力を H モード増強係数 HH の関数としてプロットしたものです。これは、ELMy H モード閉じ込めに基づく参照外挿値に関連して、グローバル エネルギー閉じ込め時間を特徴付けます。プロットは、LH 電力しきい値 (PLH) によって正規化されたセパトロクス全体の電力損失 (Ploss)、Greenwald 密度(nGW)によって正規化された粒子密度 (n)、および正規化されたベータ(bN)に関する重要なパラメーターを考慮に入れ、3 つの条件、 $P_{loss}/PLH > 1$ 、 $n/nGW < 1.5$ 、 $bN < 2.5$ は、点火状態 (図 1 (a)) または加熱電力 $P_{aux} = 100$ MW の駆動モード (図 1 (b)) のいずれかで満たされます。

発火の場合、正常値付近の動作パラメータの利用可能な範囲は、閉じ込め時間の外挿で起こり得る不確実性に釣り合っています。駆動モードでは、より広い範囲の不確実性をカバーするために実行可能領域が拡張されます。



イチジク。1 つのフュージョン パワー ドメイン @
21 MA ($P_{loss}/PLH > 1$, $n/nGW < 1.5$, $bN < 2.5$)

動的解析とシミュレーションは、プラズマ動作の時間依存要件 (低ダイバータ熱負荷、ヘリウム ポンピング、H モード電力しきい値など) を同時に満たし、制御できることを示しています。

この設計には、1 ～ 1.5 GW 範囲の核融合出力と 1000 秒の核融合燃焼持続時間を持つ点火/高 Q 駆動燃焼 DT プラズマの信頼性の高い操作と制御に必要なすべての設備が組み込まれています。公称プラズマ パラメータは、達成可能なエネルギー閉じ込め、達成可能なプラズマ密度、適切なダイバータ ターゲット熱負荷、および予測されるプラズマ不純物含有量に関する「参照」物理学に基づく仮定を使用して、出力 1 GW の持続的な DT 燃焼が可能になるように選択されます。着火燃焼の開始および高 Q (10) 駆動燃焼の維持のために、最大 100MW の補助加熱および／または電流駆動電力が提供される。容器内のプラズマに面する表面と核遮蔽モジュールは、定常状態の電力処理機能用に設計されています。ポロイダル フィールド コイル システムは、最大 24 MA のプラズマ電流での静的および動的なプラズマ平衡制御が可能であり、公称 21 MA、1600 秒持続パルス (1000 -s フュージョン バーン) が生成されます。24 MA でのやや短い持続時間 (500 秒の燃焼) 誘導持続パルスが可能です。減電流駆動燃焼モードで最大 6000 秒まで制御燃焼時間を延長することも可能です。リバース シア構成での 1 GW 範囲の核融合出力で、非誘導法によって駆動される電流による真の定常状態のプラズマ操作も利用できます。

主要な特定のコンポーネントの詳細な設計が開発され、部品またはサブシステム全体との一貫性が達成され、サイト固有の適応を除いてすべての未解決の設計問題が解決されました。研究開発コンポーネントの設計作業と製造経験に基づいて、詳細な産業ベースのコスト見積もりが実行され、コストは最初に合意されたコストと一致することが示されました。

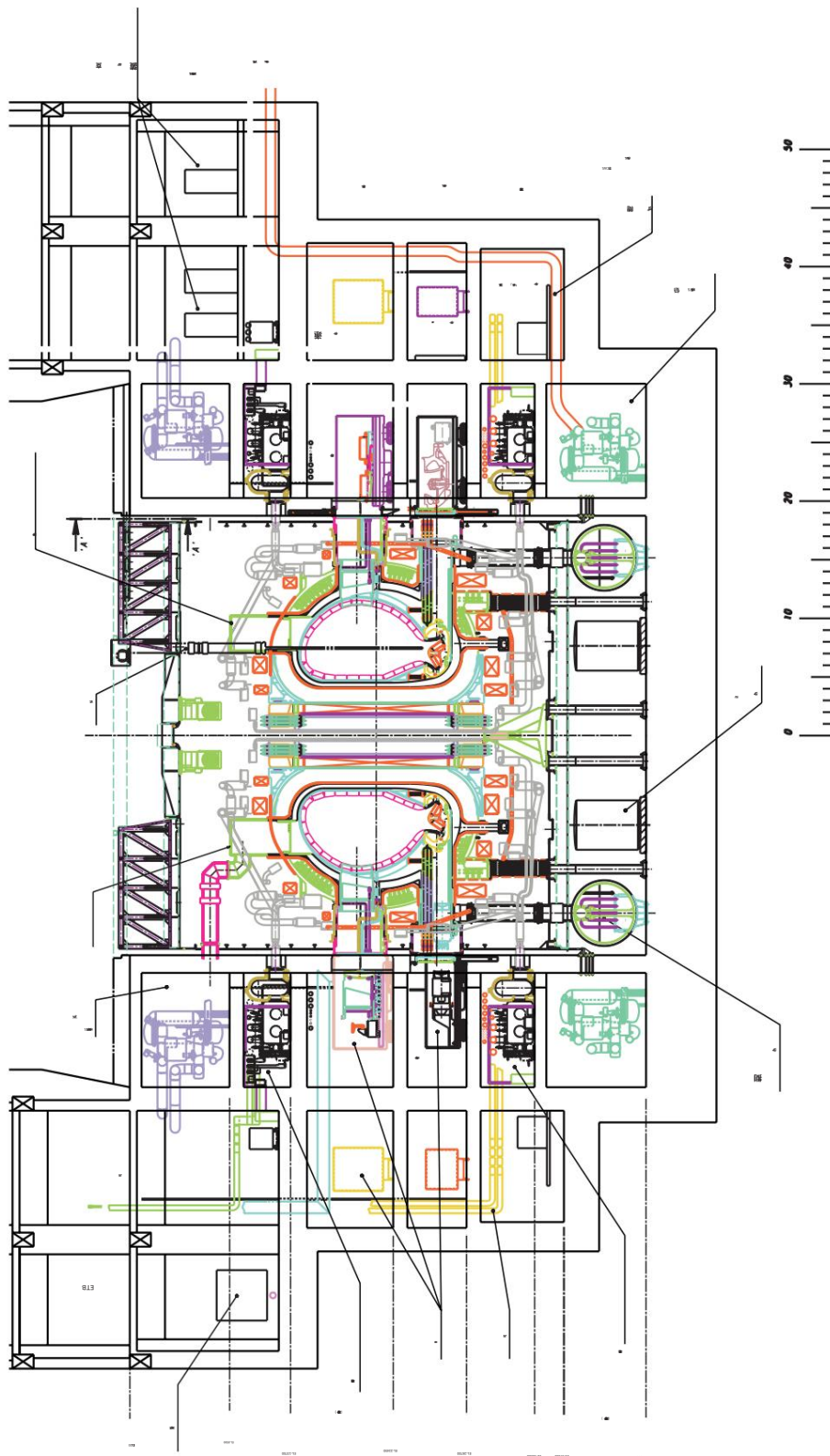
表 II は、設計の主要な工学的特徴をまとめたものです。トカマクコアの重要なエンジニアリング機能には、次のものがあります。

- 超伝導マグネット コイル (20 個のケース トロイダル フィールド コイル、9 個のポロイダル フィールド コイル、およびモノリシック センtral ソレノイド) と真空容器がリンクされて、すべての条件で電磁負荷の平衡を簡素化する全体的なアセンブリを提供する統合構造配置。主に強力な TF コイルケースの堅牢性に依存しています (図2) 。と
- モジュール式容器内コンポーネント (図 3 に示すバック プレートブランケット モジュールとダイバータ カセット) は、リモート ハンドリングとハンズオン技術の実用的な組み合わせによって、容易かつ安全に保守できるように設計されています。

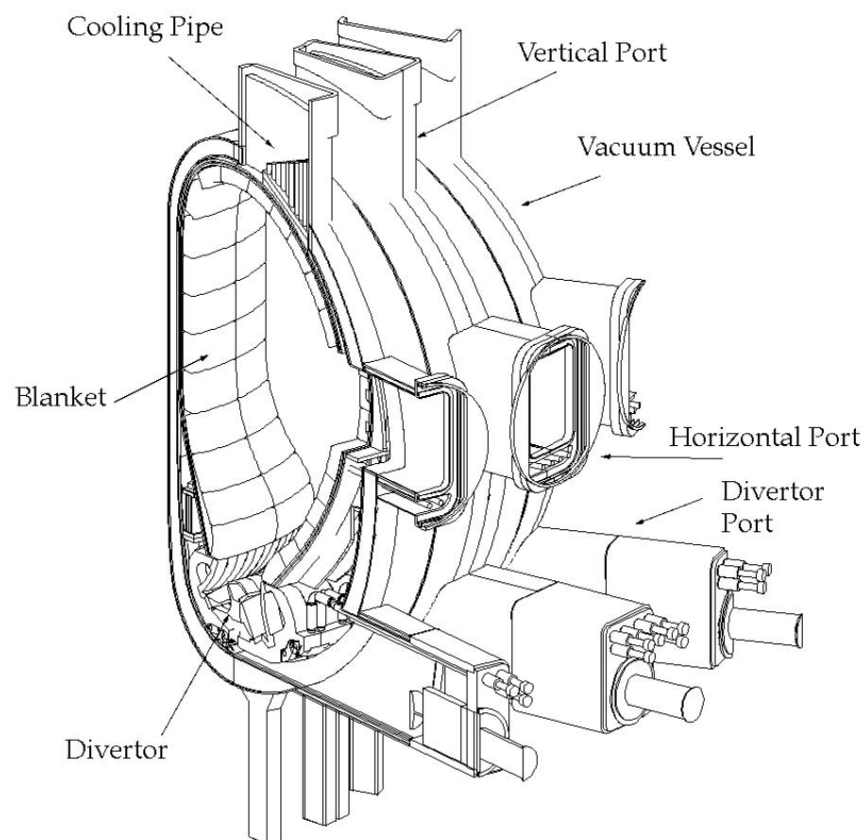
トカマクは、高さ約 50 m の建物内の地下ピットにあるクライオスタット容器に収容されています (図 2)。燃料供給とポンピング、熱伝達、補助加熱、リモート ハンドリングなどの周辺機器は、メイン ピット周辺のギャラリに配置されています。地震地盤のピーク加速度が 0.2 g よりも大きい場合、免震が追加され (図 4)、ピットの壁に地震ギャップが配置され、柔軟なベアリングによって支えられた、依然として垂直な、免震 (直径 64 m) の「トカマク ピット」が作成されます。しかし、大きな水平移動が可能です (~ 200 mm)。このコンセプトにより、異なる地震条件による設計変更が最小限に抑えられます。電力、冷却水、燃料処理、情報フロー、組立および保守施設、廃棄物処理など、ITER に必要な主要サービスは、全体で約 60 ヘクタールのサイト全体の付属建物およびその他の構造物に分散されています。

表 II.設計の主要なエンジニアリング機能の概要

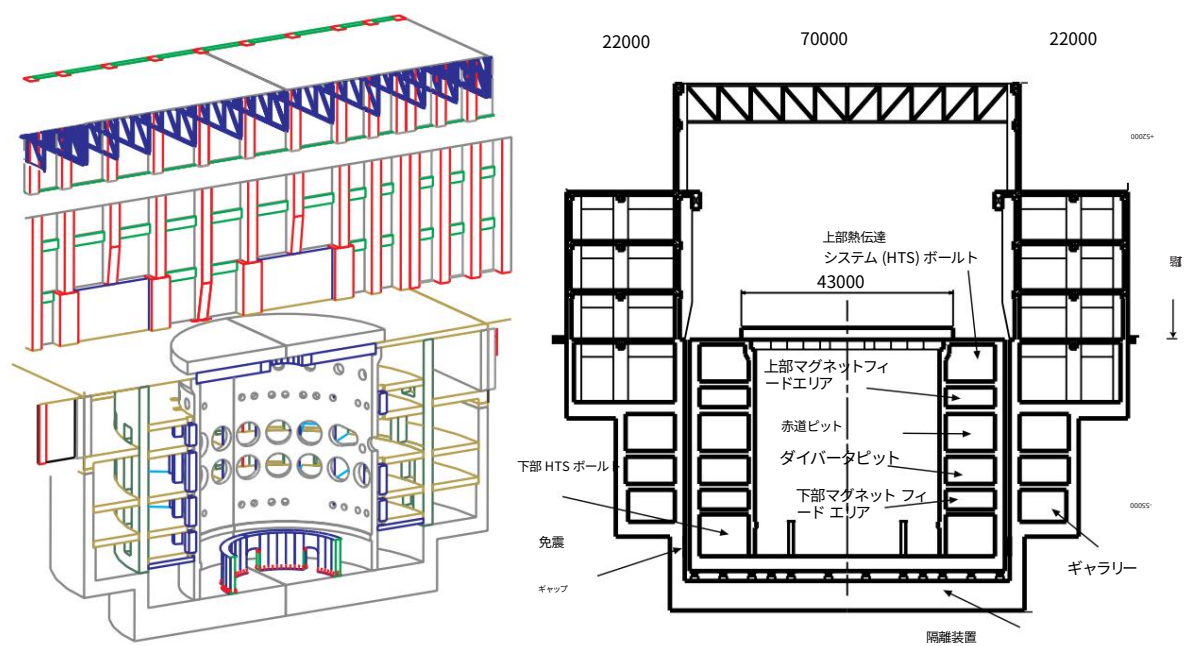
超伝導トロイダルフィールドコイル (20コイル)		Nb3Sn円形インコロイ ジャケット、溝付きラジアル プレート パンケーキ巻き、溶接スチール ケース 12.5 T
超伝導体		
構造		
最大フィールド		
超伝導セントラルソレノイド (CS)		Nb3Snスクエア インコロイ ジャケット
超伝導体		層の傷
構造		13T
最大フィールド		
超伝導ポロイダルフィールドコイル (PF 1-9)		四角形の NbTi ステンレス製導管 ダブルパンケーキ 5 T (PF 1~8)、6.7 T (PF 9)
超伝導体		
構造		
最大フィールド		
真空容器		内部シールドプレートと強磁性インサートを備えた二重壁溶接リブ付きシェル
構造		
材料		ステンレス スチール 316 LN 構造、2% ボロン シールド付き SS 304、SS 430 インサート
1st Wall/Blanket (基本性能フェイズ)		トロイダルバックプレートに機械的に取り付けられた装甲面モジュール
構造		鏝になる
材料		銅合金ヒートシンク SUS316 LN構造
ダイバータ		シングルヌ
構成		ル 60 ソリッド交換可能カセット
材料		W合金およびCプラズマ対向部品 銅合金ヒートシンク SUS316 LN構造
クライオスタット		先端が平らなリブ付き円筒 直径 36 m、高さ 30 m ステンレス鋼 304L
構造		
最大内寸		
材料		
伝熱システム (水冷)		~ 4 MPa の水圧で 2200 MW、150°C
公称パルス運転中にトカマクで放出される熱		120kW/0.25kg/秒
80 K での公称冷却能力追加の加熱および電流		510キロワット
駆動		100MW
総注入電力		電子サイクロトロン、イオンサイクロトロン、下部ハイブリッド、 ニュートラルビーム
追加暖房と電流の候補		1 MeV 負イオン
ドライブ (H&CD)システム		
電源供給		グリッドからのパルス電源
		総有効/無効電力需要 650 MW/500 Mvar
		グリッドからの定常電力供給
		総有効/無効電力需要 230 MW/160 Mvar



イチジク。2. 機器レイアウトの立面図。



イチジク。3. 真空容器、ブランケット、ダイバータの等角図。



イチジク。4. トカマクの建物とピット。

左 :南北の断面図。

右 :東西断面図 (免震の場合)。

3. ITER の安全性 [6]

ITER の安全目標は次のとおりです。

- ITER は、4 か国のいずれかで設置可能になるように設計されなければならない。
- ITER は、公衆、現場の人員、および環境の保護を確実にするために、設計、建設、運用、および廃止するものとして。
- ITER は、核融合の安全性と環境面での可能性を実証する必要があります。

ITER がいずれの締約国によっても設置可能であることを保証するために、安全アプローチと基準の変動に対してロバストな設計が必要であることが認識されました。言い換えれば、締約国の規制要件に対応するために必要な設計変更の数は限られています。この目的のために、ITER 安全設計ガイドラインがすべてのホーム チームで作成され、ITER 設計に実装されています。これには、国際的に受け入れられている保守的な基準と合理的に達成可能な限り低くする

(ALARA)の原則に従って確立された放射能の線量と放出の設計ガイドライン、および多層防御と複数の防御線の十分に確立された核設計概念が含まれます。

ITER 設計の包括的な安全性評価が完了し、結果は次のとおりです。

(a) 高度な安全性が ITER の設計に組み込まれている

控えめな放射性物質の放出制限を含む、一般的な安全設計要件がホームチームで確立されました。この設計には、施設の重要な安全機能の信頼性に対する信頼性を高め、想定される事故から確実に保護するために、多層防御と複数の防御線の確立された概念が組み込まれています。

(b) 通常運用中の放射性流出物と排出物は低い 流出物と排出物の包括的な分析は、国際

的に認められた基準と ALARA の原則に従って設定された ITER 設計放出限度内に総放出量が十分に収まることを示しています。放出量の推定値には不確実性がありますが、設計には十分な柔軟性があり、パフォーマンスを改善するために大気および液体制御システムを変更できます。

(c) ITER の設計は公衆の保護を保証する リファレンス シーケン

スの包括的な分析は、保守的な仮定の下で世界中で利用可能な最高の安全性分析コンピューター プログラムを使用して実行されました。放射性物質の放出は、保守的に設定された ITER 設計放出制限の範囲内です。根本的に異なる 2 つのアプローチ、すなわちボトムアップとトップダウンのアプローチが、すべての潜在的な事故シーケンスの特定に適用されてきました。識別されたシーケンスの結果は、参照イベントの評価された結果に含まれていることが確認されています。

(d) 廃棄物と廃止措置

廃棄物の流れは詳細に研究されており、既存の施設や機器を最大限に活用し、クールダウン効果の利点を利用することにより、段階的な ITER 廃止措置シナリオが開発されました。容器内のすべてのコンポーネントは、ITER 運用中に使用される既存のリモート保守装置によって解体でき、容器外のすべてのコンポーネントは従来のツールによって解体できます。真空容器だけは、解体のための遠隔操作の支援、または人がアクセスして後で解体するための追加の防虫剤を必要とします。主な最終放射性廃棄物は容器内のコンポーネントです。

(e) 労働安全 放射線防護と

ALARA 解析が開始されました。ITER のライフサイクルを通じて、放射線防護プログラムは更新され続け、将来の設計作業に労働安全への考慮が組み込まれます。

(f) 究極の安全域。

これらの研究に加えて、磁気核融合の本質的な正の安全特性を実証するために、究極の安全マージンが研究されています。

- 融合反応は、血漿の β 限界によって制限される自己制限的です。真空容器または容器内のコンポーネントが故障した場合、核融合反応は物理的に不可能です。
- 放射能インベントリは中程度であり、事故時に確保する必要がある閉じ込め障壁の最終的な性能は、ITER ではトリチウムと移動可能な金属粉塵で約 1 桁の削減が必要であるのに対し、ヨウ素と放射性物質では 6 ～ 7 桁の削減が必要です。核分裂発電炉の希ガス。
- 放射性崩壊熱密度は中程度です。したがって、プラズマ容器の構造的溶融は物理的に不可能であり、迅速に作動する緊急冷却システムは必要ありません。

安全機能と潜在的なエネルギー源、すなわち、崩壊熱除去または封じ込めバリア、冷却エネルギーおよび関連する過圧、電源遮断の失敗によるプラズマエネルギー、過熱、水素爆発、磁気エネルギーによる最初の壁材料反応。これらの一連の仮想的な事故の最悪の状況下でも、公衆の避難を技術的に正当化することはできないことが示されています。この結果は主に、受動的な核融合電力のシャットダウン、核融合電力の制限、中程度の放射性インベントリ、中程度の放射性崩壊熱、磁気の複数の境界を含むトカマクシステムの保守的な構造設計など、本質的に肯定的な核融合の安全性と環境特性から導き出されます。核融合炉、つまり圧力抑制タンクとクライオスタットが取り付けられた真空容器。これらの機能は磁気核融合炉では一般的であり、ITER は核融合発電所と同じレベルのサイズ、出力、および放射能在庫を持っています。

したがって、ITER のこれらの有利な安全特性は、核融合の安全性と環境面での可能性を示しています。

安全性評価の結論として、ITER は、健康と安全に過度のリスクを負うことなく、また重大な環境影響を与えることなく、建設および運用することができました。究極の安全マージンに関する研究は、磁気核融合の好ましい安全特性を示しています。ホーム チーム エキスパートのレビューは、規制当局との議論を開始するための技術的基盤が十分に開発されていることを示しています。

4. ITER 技術の研究開発

ITER 設計の全体的な哲学は、確立されたアプローチを使用し、詳細な分析を通じて、また重要なシステムの大規模/フル スケール モデルとプロトタイプを作成およびテストすることによって、ITER への適用を検証することです。ITER における主要な技術的課題は次のとおりです。

- 超伝導磁石と構造の前例のないサイズ。
- 第 1 の壁/シールド ブランケットでの高い中性子束と高い熱束。
- ダイバータ内の非常に高い熱流束。
- 活性化されたトカマク構造の保守/介入のための遠隔操作。
- 大量の放射能在庫を持つ最初の核融合装置。
- 燃料供給、ポンピング、加熱/電流駆動などの核融合炉のためのユニークな機器

システム、診断など

ITER は、適用可能な技術の開発と認定、および関連する品質保証 (QA) を伴う産業レベルの製造技術の開発と検証を含む、設計の重要な側面を検証するための広範な技術研究開発によってサポートされています。

ITER の技術 R&D は現在、次のように設計の重要な側面の 1 つに専念する 7 つの大規模プロジェクトに焦点を当てています。

プロジェクトのうちの2つは、さまざまな ITER 磁石を自信を持って構築できるレベルまで超伝導磁石技術を開発することを目的としています。セントラル ソレノイド (CS) モデル コイル プロジェクトとトロイダル フィールド (TF) モデル コイル プロジェクトは、ストランド、ケーブル、コンジット、終端の製造、および導体の研究開発を含む、ITER の本格的な導体の開発を推進することを目的としています。AC 損失、安定性、およびジョイント性能との関係。これらのモデル コイル プロジェクトでは、電気絶縁、巻線プロセス (巻き取り、反応、転写)、品質保証など、コイル製造技術に関するサポート R&D プログラムも統合されています。いずれの場合も、関連するホーム チームが協力して、関連するスケール モデル コイルと関連する機械構造を作成しています。4 つの締約国全体の 7 つの異なるサプライヤーから、合計 29 トンの Nb3Sn スタンドの計画生産が生産され、認定されました。CSモデルのコイルについては、ケーブリングとジャケットの技術と巻線技術が確立されており、これらの活動は完了しています。次の重要なステップである、インコロイ ジャケットの機械的特性を低下させることなく超伝導合金を反応させる熱処理が成功裏に達成されました。日本と米国で製造されたコイルのすべての層が組み立てられ、処理されます。

TF型コイルは、ラジアルプレートの鍛造・機械加工が完了。ケーブリングとジャケットの作業も完了です。放射状プレート上での巻き付け、反応処理、および反応した導体の転写も成功裏に実証されています。この作業はすべて EU で行われました。日本の CS モデル コイルと EU の TF モデル コイルの専用コイル テスト設備が完成し、モデル コイルを設置して、運用上の柔軟性について幅広い経験を積み、その性能を理解することを目的としたテスト プログラムの準備が整いました。余白。RF では 1 km のジャケットが完成しており、長さと断面の両方でフルサイズの製造の実現可能性が確認されました。

3 つのプロジェクトは、必要な製造技術の開発とデモンストレーション、性能の初期テスト、およびトカマク システムへの組み立て/統合を含む、重要な船内コンポーネントに焦点を当てています。

真空容器セクター プロジェクトの主な目的は、ITER 真空容器のフル スケール セクターを作成し、許容範囲を確立し、機械的および油圧性能の初期テストを実施することです。主要な技術が確立されており、製造技術に関しては、必要な公差内でさまざまな溶接技術を使用して、2 つの実物大の真空容器セグメント (ハーフ セクター) が産業界で完成しています。それらは、日本原子力研究所 (JAERI) で相互に溶接され、ITER サイトでのフィールド ジョイントをシミュレートしました。

ブランケット モジュール プロジェクトは、主要な壁要素のフル スケール モジュールと、クーラント マニホールドとバックプレートのフル スケールの部分プロトタイプ製造とテスト、およびモデル セクターでのプロトタイプの統合の実証を目的としています。鍵となる技術は、Be/Cu や Cu/Stainless Steel などの一連の重要な材料界面の開発、テスト、認定に成功し、4 つの締約国で高度な技術を使用して接合されています。付属部品を外した実物大模型が日本で完成。シールドモジュールは、バックプレートへの柔軟な接続と、隣接するモジュール間のインターロッキング絶縁キーに基づく機械的手段によってバックプレートに取り付けられます。これらのコンポーネントも開発されました。コンポーネントが取り付けられたフルスケールのモジュールは EU で製造されており、予想される負荷、電気絶縁、およびリモート ハンドリングの要件と、必要な位置決め精度を満たしていることを確認するためにテストされます。

Divertor Cassette Project の目的は、ダイバータが公差を持って構築できること、および通常動作中および過渡時に課せられる非常に高い熱的および機械的負荷に耐えることができることを実証することです。この目的のために、半力セットの実物大の試作品が 4 つの締約国によって製造されており、米国で高熱流束および機械的試験を受けています。ダイバータの高熱流束コンポーネントの主要技術は、ハイパーバポートロンと渦管技術の両方を使用して、高速水で冷却された銅に結合されたプラズマ対向材料として W 合金と CFC を使用して、4 つの締約国で成功裏に実証されました。

大規模プロジェクトの最後の2つは、適切な時間スケールで汚染され活性化された状態への介入を可能にする適切な遠隔処理技術の可用性を確保することに焦点を当てています。これらの技術は、ITERがその科学的および技術的目標を追求するために必要な柔軟性を提供すると同時に、厳しい安全および環境要件を満たしている必要があります。この分野では、本格的なツールと施設を開発し、適切な手順を確認するだけでなく、その使用を詳細に最適化し、介入時間を最小限に抑え、救助手順を開発するために、長期間にわたるテストを行う必要があります。必要に応じて機器およびコンポーネントを回収するための機器。この目標には、オペレーターのトレーニングが必要です。

ブランケット モジュール遠隔操作プロジェクトは、ITER ブランケット モジュールを遠隔で交換できることを実証することを目的としています。これには、真空容器の開閉を含むリモートハンドリング輸送シナリオの原理と関連テスト、およびブランケットモジュールの取り付けと取り外しのための真空容器内のモノレールでの輸送車両の使用の証明が含まれます。手順は、本格的な機器の開発のリスク/コストを削減するために、約4分の1のスケールで既に成功裏に実証されています。現在、本格的なデモンストレーションの作業が進行中です。レール搭載車両・マニピュレータシステム、冷却管の溶接・切断・検査工具など、本格的な設備・工具の製作が日本国内で完了しました。180度のITER容器内領域のフルスケール構造をシミュレートするブランケットテストプラットフォームでの統合テストは、リモートハンドリングシステムの包括的な検証を提供し、コンポーネントとリモートハンドリング機器の詳細設計を完了できるようにします。

Divertor Remote Handling Developmentの主な目的は、ITERダイバータカセットをリモートで真空容器から取り外し、ホットセルでリモートで再生できることを実証することです。これには、実物大のプロトタイプのリモートハンドリング機器とツールの設計と製造、およびダイバータテストプラットフォーム（トカマクのダイバータエリアの一部をシミュレートするため）およびダイバータ改修プラットフォームでの改修施設をシミュレートするためのテストが含まれます。EUを中心に必要な設備・施設の建設が完了し、総合試験が開始されました。

これらの大規模プロジェクトに加えて、燃料供給、加熱/電流駆動、トリチウムプロセスおよび診断システム、照射試験、安全性に関する研究開発のための主要コンポーネントの開発が進行中です。

R&Dからの技術的アウトプットは、技術を検証し、ITER設計に組み込まれた製造技術とQAを確認し、重要な主要コスト要因の製造コスト見積もりをサポートします。この活動は、1998年7月以降も続き、プロトタイプコンポーネントのテストを進めたり、運用上の使用を最適化したりする予定です。

彼らのパフォーマンスは、将来の共同建設活動の可能性についての洞察も提供します。業界規模のクロスパーティベンチャーの管理において、すでに多くの貴重で関連性のある経験が得られています。プロジェクトの順調な進行は、国際的なプロジェクトの枠組みでITERを共同建設する可能性に対する信頼を高めます。

5. ITER 運転

5.1. 運用計画

最初の水素プラズマ運転までの建設スケジュールは、すべてのITERシステムの調達、製作、設置、および試運転の分析に基づいて作成され、トカマク建屋と超伝導ケーブルの発注開始から9年間とされています。この期間には、数か月の真空排気、数週間の放電洗浄、トリチウムプラントなどの一部のサブシステムを除くすべてのITERプラントの運転準備が整っていることを確認するコイル励起テストを含む、約1年間の統合コミッショニングが含まれます。ホットセルおよび放射性物質貯蔵庫は、水素プラズマによる最初の操作期間には不要です。ITERには2つの運用フェーズ「基本性能フェーズ」があります

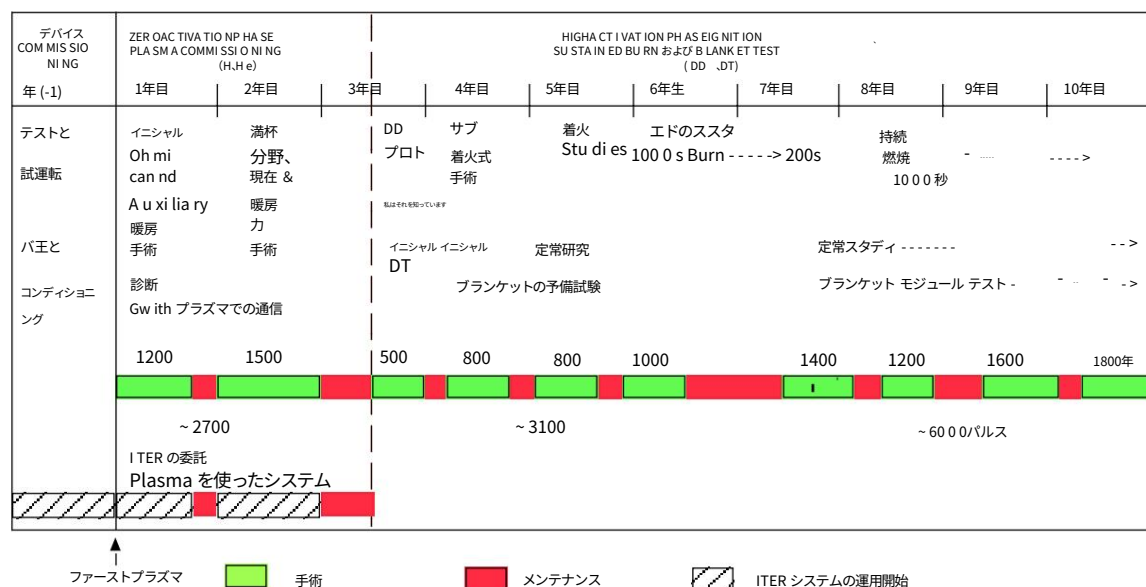
(BPP)および「強化されたパフォーマンス段階」(EPP)。主な操作機能を以下にまとめます。

基礎性能期（10年）

ITERの運用は、低プラズマ電流、低磁場、短パルス、核融合電力を伴わない低デューティファクタの水素プラズマ運転から、フルプラズマ電流、フル磁場、長パルス、高デューティの重水素-トリチウムプラズマ運転へと段階的に進みます。フルフュージョンパワーを持つファクター。各ステップで、プラズマの特性が確認され、次のステップでの不確実性が大幅に減少します。

最初の2.5年間は、水素プラズマ実験が行われ、核融合反応は発生せず、ITERの容器内コンポーネントは活性化もトリチウムによる汚染もありません。この非起動状態で、ITERは最大プラズマ電流と最大磁場でトカマク放電を開始します。最大のプラズマ電流を達成するための信頼できるプラズマ操作シナリオが開発されます。この意味で、このフェーズは原子力試運転前のフェーズと定義することができます。その後、限られた量のトリチウムで重水素プラズマ実験が開始され、特にシールド性能に関して、最終的なITER試運転が行われます。融合力とパルス幅は徐々に増加します。このアプローチにより、ITERの安全で信頼性の高い運用が保証されます。5年目には1.5 GW、1000秒の燃焼パルスのリファレンス運転を達成する予定である。基準運転の開発と並行して、定常運転を含む様々な運転モードを検討する。BPPの計画を表IIIに要約する。

表 III. 基本性能段階のITERプラズマ運用計画



基本性能フェーズでは、次のフェーズである拡張性能フェーズに向けたITERトリチウム増殖ブランケットや、核融合炉実証炉(DEMO)用ブランケットの試験を開始します。現在、トリチウム燃料の大部分を生産するITERのEPP用の増殖ブランケットの1つに加えて、4つのトリチウム増殖DEMO関連のブランケットのコンセプトがITERでの試験のための締約国のプログラムで計画されています。ITERはBPP期間中、トリチウム増殖ブランケットをテストするために4つの赤道ポートを割り当てました。第1壁での平均中性子フルエンスの蓄積は、最大0.3 MWa/m²になるように計画されています。このフェーズでは、可能な外部トリチウム供給で十分です。トリチウムの正味消費量は、このDTフェーズの7.5年間で0.6 kg/aから6.5 kg/aに増加します。

BPP から EPP への過渡期 (2 年間)

BPPよりも大幅に高いフルエンスを得るには、外部のトリチウム資源では不十分であるため、遮蔽ブランケットは増殖ブランケットに置き換えられます。このプロセスには約2年かかります。年間1.7 kgのトリチウムを外部から供給すると仮定すると、約0.8のトリチウム増殖比は、10年間の運転中に約1 MWa/m²を提供するのに十分です。

性能向上期（約10年）

EPP の詳細な運用計画は策定されていません。これは、BPP で得られるプラズマ性能と運用経験に依存するためです。しかし、物理学の研究はあまり重視されず、BPP 中に開発された最も有望な操作モードを使用して、高い中性子束とフルエンスを生成するための性能の最適化と信頼性の高い操作がより重視されることが予想されます。

遠隔実験のコンセプト

ITER を効率的に使用し、締約国内に大規模な核融合コミュニティを巻き込むために、遠隔実験機能が予見されています。このような運用を実現するためには、プラズマを用いた機械操作をある程度の専門性を持たせるとともに、優れたプラズマ・機械操作グループが多数存在し、操作ノウハウを普及させる必要があります。初期運用、すなわち水素フェーズ、特に初年度は、プラズマを使用した実際の ITER 試運転フェーズであり、機械とプラズマの運用を開発し、将来の運用グループを訓練するための初期学習フェーズです。したがって、この初期段階では、1 つのサイトでの作業は基本的で中程度の運用シフトです。つまり、2 つの実験シフトと、現在の大型トカマクの場合と同様に、放電洗浄などの限られた活動の 1 つの夜間シフトが、この段階に適合する可能性があります。この期間の後、リモート実験サイトが導入される可能性があります。

遠隔実験は、機械現場の限られた人数の支援を受けて、事前に合意された、または現場の制御室によって与えられたパラメーターと条件の範囲内で実行されます。

5.2.プラズマ操作 [14]

5.2.1.誘導プラズマ操作

ITER のリファレンス プラズマ操作シナリオは、鋸歯 ELMy H モード操作に基づいており、1000 秒の燃焼中に必要な 21 MA のフラットトップ電流が誘導電流駆動によって維持されます。シナリオの概念は、現在の世代の成形断面ダイバーター トカマクで採用されているものと同じです。図 5 と図 6 はシナリオの概念を示しており、シナリオの概念で重要な役割を果たすプラズマ電流/形状/構成の進化を示しています。

公称プラズマ動作シナリオの主な特徴には、1) 530 Wb PF システム磁束スイング、2) 誘導プラズマ開始 (EC アシスト付きのタウンゼントなだれ降伏)、船外ポートに取り付けられたスタートアップの近くに配置された高次の多重極フィールド マルが含まれます。/シャットダウン リミッター、3) $I_p \sim 15$ MA でのダイバーター形成前のリミッターでの起動プラズマの小さな半径と伸びの拡大、および 4) 加熱/燃焼/燃焼中の正確に制御された単一マル ダイバーター プラズマ構成の維持-シナリオの終了フェーズ。

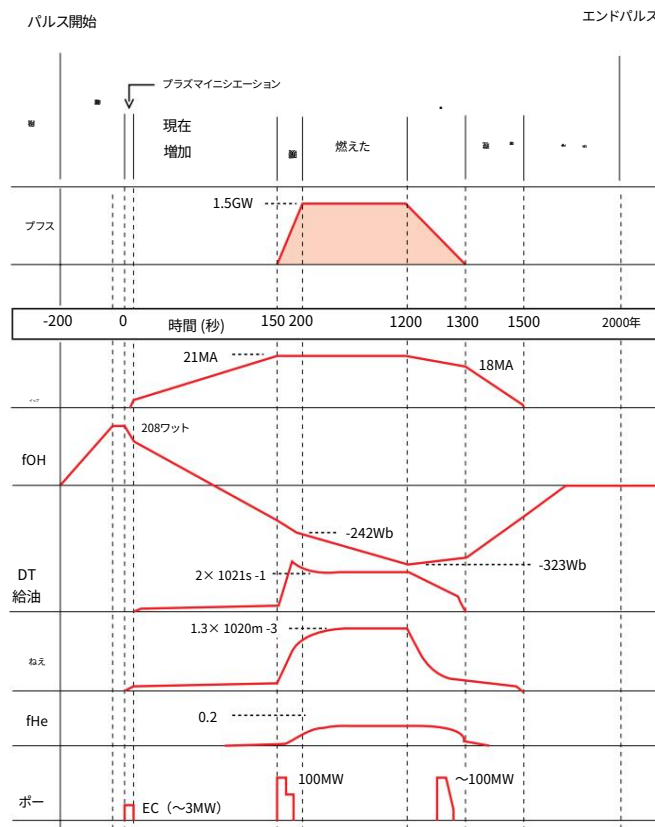
プラズマ電流の終了は、制御された小半径およびリミッターでの伸長収縮による燃焼終了に続いて行われます。

プラズマの起動と停止のダイナミクスのシミュレーションは、必要な MHD の安定性 (q -liドメインでの軌跡) と、密度限界の崩壊を回避するために必要なエッジ プラズマ パワーのバランスが、許容範囲内で満たされていることを示しています。これらのシミュレーションは、起動時および電流ランプアップ段階でのプラズマ抵抗フラックス (ボルト-秒) 消費が $0.45 m0 R_0 I_p$ (~ 100 Wb) の設計基準ガイドライン内に収まり、80 Wb の PF システム フラックス スイングが維持に利用できることも示しています。核融合燃焼中の 21-MA プラズマ電流。公称推定燃焼フェーズ プラズマ抵抗電圧の場合、このフラックス スイングは 1300 秒の持続時間の燃焼を提供します。

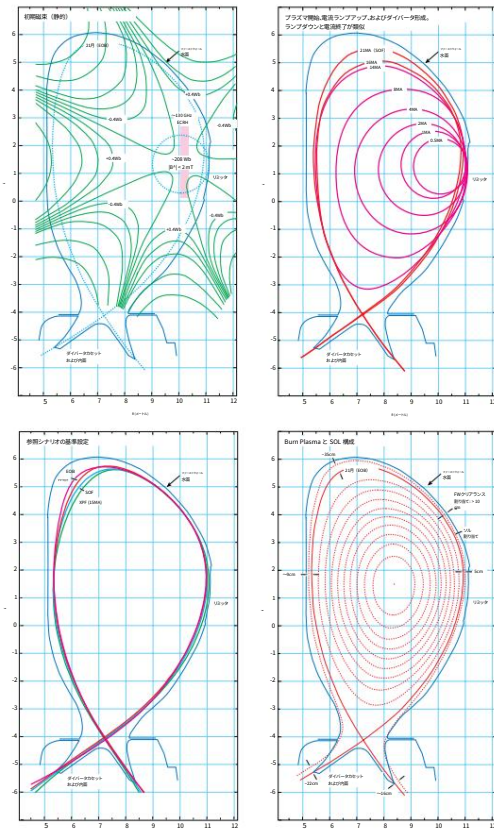
公称プラズマ動作シナリオの設計基準は、 $I_p = 21$ MA、ポロイダル ベータ $\beta = 0.9$ 、および無次元内部インダクタンス $li(3) = 0.9$ の「参照ケース」燃焼フェーズ プラズマに基づいています。ポロイダル磁場コイルとそれらの電源のサイズは、プラズマ平衡制御と、ほとんどの場合、 $0.7 \leq \beta \leq 1.2$ および $0.7 \leq li \leq 1.1$ の 21-MA プラズマに対して 1000 秒の誘導持続燃焼が得られるようなものです。 $I_p = 24$ MA でのプラズマ操作

($q_{95} \sim 2.6$)であり、1.5 GWの核融合出力に対応するbpとliも実行可能です。24 MAでの誘導持続燃焼時間は約500秒です。

図5と図6に示されているシナリオの概念は、初期プラズマコミッショニング中のオーミックおよび補助加熱DDプラズマによるITER操作、およびプラズマ電流を減らした拡張パルス誘導持続駆動燃焼操作もサポートします(例: ~6000秒燃焼 ~ $I_p = 17$ MA および 100 MWの補助加熱電力で1 GW)。



イチジク。5. 公称 21-MA プラズマ動作シナリオの PF および プラズマ パラメータ波形。



イチジク。6. 21-MA プラズマ シナリオのプラズマ構成の進化と機能。

5.2.2.定常状態および強化されたパフォーマンス操作

ITER の設計には、十分なポロイダル フィールド システムの柔軟性とプラズマ磁気制御機能を含むハードウェアの規定も組み込まれています。誘導電流駆動とブートストラップ電流。ITER でそのような定常状態の運用を達成する可能性の評価により、現在の設計の主要な機能が、現在のトカマクで現在得られている逆シアプラズマ運用モードの既知の要件と一致していることが確認されています [15]。ただし、これらのモードの物理的基礎の理解と、定常状態でそれらを維持および制御するために必要なプラズマ動作機能は、依然として物理学の研究開発の対象であるため、現時点では、定常状態動作が達成できる程度はITER とその制御方法の詳細については、今後の研究課題として残されています。

リバース シア モードでの ITER プラズマの動作と制御に関連する多くの考慮事項がすでに出てきています。第一に、弱いまたは負の中央磁気シア ($s = r/q \, dq/dr$) を伴う必要な逆シアは、ITER で同じ電流および/または形状ランピングを使用して成功裏に使用された初期の補助加熱方法と組み合わせることにより、容易に生成できます。現在のトカマクで強化されたパフォーマンスのリバース シア モードが得られました。第二に、ITER

ポロイダルフィールドシステムとダイバータシステムは、小半径を小さくしてプラズマを外側にシフトすることで得られる高 q 、低 l_i 、高伸長、高三角度のプラズマの生成と安定化と互換性があります（例えば、外向きシフト ~ 0.5 m、 $R_o \sim 8.6$ m、 $a \sim 2.35$ m、 $I_p \sim 12$ MA、 $q_{95} \sim 5$ 、 $l_i \sim 0.4$ 、 $k_{95} \sim 2.0$ 、 $d_{95} \sim 0.45$ ）。第三に、適切な逆せん断電流プロファイルの非誘導維持と、約 9.5 MA のブートストラップ電流による非誘導持続 12 MA 電流は、軸上堆積と軸外堆積の間で適切に分配された 100 MW の電流駆動電力と一致します。これらの機能はすべて、適切なエネルギー閉じ込めの強化 (ELMy H モード閉じ込めの約 1.3 倍) と高いポロイダル ベータ (例 ~ 2.3) が達成されます。

6. 結論

- (1) 最終設計報告書 [6] に示されている ITER 設計は、EDA 協定の目的を満たし、サイト固有の設計適応を開始するために必要な技術情報を含む成熟度の進んだ段階にあります。
- (2) ITER の設計には、1 \sim 1.5 GW の範囲の核融合出力と 1000 秒の核融合燃焼持続時間を持つ点火および/または高 Q 駆動燃焼 DT プラズマの信頼性の高い操作と制御に必要な規定が組み込まれています。減電流駆動燃焼動作モードで最大 6000 秒まで制御された燃焼時間を延長することは、実現可能であると考えられます。逆プラズマ操作モードで 1 GW の核融合出力を持つ真の定常状態操作プラズマも達成可能かもしれませんが、そのようなプラズマの達成と制御のための物理的基礎の詳細な理解は、世界の磁気核融合の進行中の課題として残っていますプログラム。
- (3) 安全性評価は、ITER が健康と安全に過度のリスクを負うことなく、環境に重大な影響を与えることなく建設および運用できることを示しており、磁気核融合エネルギー生産の好ましい安全特性を示しています。潜在的なホスト国の規制当局を満足させるための技術基盤が開発されました。
- (4) 7 つの大規模プロジェクトおよびその他の支援タスクに具体化された技術 R&D プログラムは、適用可能な技術の開発と認定、およびコンポーネントのプロトタイプを製造する際の産業技術の開発と検証を含む、ITER 設計の重要な側面を検証します。関連する QA。また、コスト見積もりのための実質的な産業データベースも提供します。同時に、これらのプロジェクトは、ITER の共同建設の前兆となる可能性があり、核融合開発における将来の協力の可能性にとって貴重な資産となる効率的な国際協力モードの開拓に成功しました。
- (5) ITER の運転は、低プラズマ電流、低磁場、短パルス、核融合電力を伴わない低デューティ比の水素プラズマ運転から、5 年目には重水素-トリチウム完全燃焼運転へと段階的に進む予定である。各ステップで、プラズマの特性が理解され、次のステップでの不確実性が大幅に減少します。このアプローチは、ITER 運用の安全性と信頼性を高めます。遠隔実験能力は、ITER を効率的に使用し、締約国内に大規模な核融合コミュニティを巻き込むために予見されています。
- (6) ITER プロジェクトはこれまでのところ、科学と技術における国際協力の前例のない成功モデルであることが証明されており、すべての参加者は技術的な成果だけでなく、プロジェクトの組織化と管理に対するさまざまなアプローチの経験からも恩恵を受けています。これは、商業用磁気核融合炉のあらゆる概念を実現するために必要な核融合工学にとって、効果的かつ効率的な手段であることが証明されています。共同建設と運用を通じて ITER を完全に実現することは、このプロセスを継続します。
- (7) 現在、EDA の 3 年間の延長が予定されています。この期間中、締約国は立地と規制当局の許可、費用の分担と調達の取り決め、そしてグローバルに適切な法的枠組みと組織の確立という重要な問題を解決する必要があります。

ITERのサイズと技術的要求のベンチャー。次の技術的な作業は、当初、肯定的な建設決定の技術的基盤を強化するために計画されました。

- 可能な建設現場の特定の特性に設計を適応させる。
- ITERの建設と運用のためのライセンスの正式な申請の準備を支援する。
- 運用マージンに関するデータを提供するためのプロトタイプテストの拡張。
- 設計および調達仕様書と関連文書の最終化

産業能力を考慮したITERシステムと

- ITER運用の科学的根拠の強化。

しかし、財政的な制約により、この拡張は現在、ITERのコスト削減オプションを開発するために使用され、現在の設計の直接資本コストの約50%の目標を目指しており、詳細な技術的目標はまだ満たされています。ITERのプログラム全体。設計の選択、一般的な技術、および大規模なR&Dの結果の既存のEDA技術的アウトプットは、通常、低コストITERに直接適用されます。

したがって、低コストのITERは比較的短期間で十分に開発することができ、詳細設計報告書は、締約国によるITERの建設と運転の共同評価が計画されている2000年7月に利用可能になります。

参考文献

- [1] 「ITER EDA AGREEMENT AND PROTOCOL 1」、ITER EDA ドキュメンテーション シリーズ 第1号、IAEA、ウィーン、1992年。
- [2] McGUIRE, K., ADLER, H., および ALLING, P. ら、Phys. プラズマ2 の pp 2176、1995年。
- [3] THE JET TEAM PRESENTED BY GIBSON, A., “DT Plasmas in JET: Behavior and 1998年の Physics of Plasma に掲載される予定です。
- [4] ISHIDA, S., FUJITA, T. and AKASAKA, H. et al., Phys. 牧師の手紙。 79、 pp 3917、1997年。
- [5] 井出 誠、藤田 隆、内藤 理ほか、プラズマ物理と制御核融合 38、 pp 1645、1996。
- [6] 「ITER COUNCIL PROCEEDINGS: 1992」、ITER EDA ドキュメンテーション シリーズ No. 3、 pp 53、IAEA、ウィーン、1994年。
- [7] ITER ドキュメントシリーズ、IAEA、ウィーン、1998 で発行される「ITER 最終設計レポート、コストレビューおよび安全分析の技術的根拠」。
- [8] 「ITER COUNCIL PROCEEDINGS: 1998」が ITER EDA に掲載予定 ドキュメンテーション シリーズ、IAEA、ウィーン 1998年。
- [9] CAMPBELL, DJ et al., “ITER Physics Basis and Physics Rules,” IAEA-F1-CN 69/ITER/1。
- [10] PARKER, R. 他、「ITER 容器内システムの設計と性能」、IAEA-F1-CN 69/ITER/2。
- [11] HUGUET, M. et al., 「ITER 磁石とその補助装置の統合設計 システム」、IAEA-F1-CN-69/ITER/4。
- [12] HAANGE, R., et al., 「ITER の遠隔操作保守」、IAEA-F1-CN 69/ITER/5。
- [13] CHUYANOV, VA, et al., “ITER Plant Layout and Site Services,” IAEA-F1-CN 69/ITER/6。
- [14] WESLEY, J., et al., “Operation and Control of ITER Plasmas,” IAEA-F1-CN 69/ITER/3。
- [15] PERKINS, F., et al., Plasma Physics and Controlled Fusion, (Proc. 24th Eur. Conf. ベルヒテスガルテン、1997) 21A 1017 (1997)。

核融合発電最新の関連ニュース

<http://tainak.jp/>

2023/2/28	日本経済新聞	フジクラ、核融合発電の部材増産 従来の2倍 ●
2023/2/28	日刊工業新聞	政府、原型炉前倒し「核融合発電」国家戦略に明記 ●
2023/2/28	日経XTECH	核融合発電の主役はスタートアップ、日本はレーザーや「ジャイロトロ ン」に強み ●
2023/2/27	GIGAZINE	核融合実験炉「ヴェンデルシュタイン7-X」が改良され過去の17倍の目標 値に到達
2023/2/27	日経XTECH	理想的な次世代エネルギー「核融合発電」、早期商用化へ参入続々 ●
2023/2/27	国基研ろんだん	日経新聞の核融合報道に異議あり 奈良林直（東京工業大学特任教授）
2023/2/25	Forbs JAPAN	史上初！日本のディープテックTOP10、1位は核融合の京都フュージョニ アリング
2023/2/24	日経ビジネス	核融合で画期的な成果、念願の「エネルギー純増」に成功 ●
2023/2/23	ニューズウィーク日本版	完成目標はわずか5年後、中国が「究極のエネルギー」核融合発電に示す本 気度
2023/2/22	日本経済新聞	核融合の発電実証、中国先行へ 国際実験超える能力 日本問われる本気 度 ●
2023/2/22	日本経済新聞	核融合、特許競争力で中国首位 未来のエネルギーに布石 ●
2023/2/22	日経テックフォーサイト NIKKEI Tech Foresight	核融合発電に大企業も熱視線 部材や装置で日本に商機 理想のエネルギー「核融合発電」③終 ●
2023/2/21	EMIRA	核融合炉のキーパーツ誕生？ 液体金属スズによる材料腐食のメカニズム解 明
2023/2/21	読売新聞オンライン（引用元：東芝エ ネルギーシステムズ(株)）	核融合実験炉イーター実機TFコイルの日本分担分最終号機製作完了
2023/2/21	PR Times（引用元：東芝エネルギー システムズ(株)）	核融合実験炉イーター実機TFコイルの日本分担分最終号機製作完了～技術 課題を克服し、イーター計画を着実に推進～
2023/2/21	時事通信社（時事ドットコム）	核融合実験炉イーター実機TFコイルの日本分担分最終号機製作完了
2023/2/21	日本経済新聞	東芝エネ、国際核融合炉向け巨大コイル全4基を完成 ●
2023/2/21	日刊工業新聞	東芝ESS、核融合実験炉「イーター」向け超電導コイル4基完成 ●
2023/2/21	日経テックフォーサイト NIKKEI Tech Foresight	核融合発電、主役は新興企業 レーザー技術で日本先行 理想のエネルギー「核融合発電」② ●
2023/2/20	日経テックフォーサイト NIKKEI Tech Foresight	核融合発電、2方式で競争 ゲームチェンジへ新興続々 理想のエネルギー「核融合発電」① ●
2023/2/18	GIGAZINE	夢のエネルギー「核融合発電」が実用化されるのは結局いつごろなのか？
2023/2/17	ニューズウィーク日本版	世界の核融合研究では、AI・機械学習の活用が進んでいる
2023/2/17	鉄鋼新聞	非鉄金属材料メーカー／核融合発電の大型実証プロ向け／部材供給体制、 相次ぎ強化／加工ライン・品質管理設備増強 ●
2023/2/17	Forbs JAPAN	地上に太陽を生み出す 日本発・核融合ベンチャーの現在地
2023/2/16	ニュースイッチ	国内唯一のレーザー核融合炉開発ベンチャー、技術実用化への現在地

2023/2/16	時事通信社（時事ドットコム）	ITER副機構長に鎌田氏 「任期中に運転開始を」
2023/2/14	レタスクラブ	【太陽の仕組み】表面温度は約6000℃!?超高温なのに燃えていないって本当？ ／人類なら知っておきたい 地球の雑学（5）
2023/2/14	Forbs for エンジニア	核融合炉のための材料開発——貝殻真珠層類似の微細構造を持つ高強度タングステン合金
2023/2/14	言論プラットフォーム アゴラ	核融合は政府2兆円投資で実現：今の核融合は新幹線誕生の前夜だ
2023/2/14	朝日新聞デジタル	核融合炉、開発の行方は 実用化疑問ながらも、激化する国際競争 ●
2023/2/13	NHK いばログ	世界が茨城に注目 "夢のエネルギー"開発競争
2023/2/8	NHK NEWS WEB	岸田首相 量子技術の実行計画など この春にまとめる方針示す
2023/2/8	首相官邸HP	総合科学技術・イノベーション会議 岸田総理は会議の中で「核融合の実用化に向けた国家戦略を今春中に策定する」と述べられました。
2023/2/6	化学工業日報	核融合、国家戦略策定大詰め ●
2023/2/2	ニュースイッチ	「核融合」産業化へ、協議会発足で民間企業の技術結集
2023/2/1	日刊工業新聞	政府、「核融合」産業化へ協議会 産学官連携で供給網構築 ●
2023/2/1	電気新聞	政府、核融合戦略で骨子案提示／産学官連携へ協議会設立 ●
2023/1/31	原子力産業新聞	高市内閣府大臣 次世代革新炉開発に向け人材育成の重要性を強調
2023/1/31	日本経済新聞	核融合発電参入を補助金で後押し 政府、国家戦略の骨子案 ●
2023/1/30	日本経済新聞	核融合発電、政府補助で参入後押し 初の国家戦略の骨子
2023/1/29	AERA dot.	米研究所「太陽の力を再現」に成功も、「核融合発電」の実用化に壁 実現は「数十年先」か
2023/1/23	茨城新聞クロスアイ	茨城・那珂の量研機構 JT-60SA 2月末にも試験運転 核融合炉、実現へ一歩 プラズマ維持を実証
2023/1/23	日経XTECH	古河電工、英社の核融合炉に高温超電導線材を供給
2023/1/20	ニュースイッチ	筑波大に核融合研究の新装置。主要部品の開発に挑む
2023/1/19	日経XTECH	「ネオン混ぜた水素の氷」で1億℃のプラズマ冷やす、量研らが核融合向け新技術
2023/1/19	電波新聞	古河電工が英トカマクエナジーに供給 核融合炉建設に必要な高温超電導線材 ●
2023/1/18	Forbs for エンジニア	ローレンスリバモア国立研究所、歴史的な核融合点火に成功
2023/1/18	Forbs JAPAN	「核融合のブレイクスルー」達成の意味、商業的な核融合炉開発はいつ？
2023/1/17	エネフロ ENERGY FRONTLINE	Vol.35 「カーボンニュートラルはまだ山のふもと」 経済産業省資源エネルギー庁小澤典明次長インタビュー〈前編〉
2023/1/17	エネフロ ENERGY FRONTLINE	Vol.35 「カーボンニュートラルはまだ山のふもと」 経済産業省資源エネルギー庁小澤典明次長インタビュー〈後編〉
2023/1/15	ニュースイッチ	核融合炉建設へ、古河電工が「HTS線材」供給
2023/1/13	化学工業日報	古河電工、核融合炉向け高温超電導線材を英社に供給 ●

2023/1/13	鉄鋼新聞	古河電工／英社に「高温超電導線材」納入／核融合炉向けに数百キロメートル ●
2023/1/13	日本経済新聞	浜ホト、核融合発電へ一歩 レーザー装置を高出力化 ●
2023/1/12	日本経済新聞	浜松ホトニクス、核融合発電へレーザー基礎技術開発
2023/1/12	日本経済新聞	核融合発電・全固体電池・人工光合成 注目の脱炭素技術 ●
2023/1/12	紀伊民報AGARA	トカマクエナジー社と古河電気工業 核融合エネルギーの推進に向け両社の関係を強化
2023/1/11	日本経済新聞	核融合発電、研究開発が加速 5年前倒しで原型炉建設へ ●
2023/1/10	日経XTECH	東京工業大学が液体金属スズの性質解明、核融合炉機器の開発に見通し ●
2023/1/9	日本経済新聞	水素や核融合で脱炭素けん引 関西グリーンベイ、今こそ ●
2023/1/7	佐賀新聞	分裂と融合
2023/1/6	MIT TECHNOLOGY REVIEW	核融合、「悲願のブレークスルー」の読み解き方 ●
2023/1/6	JBpress	見えてきた核融合発電の実用化、中国が頭一つ抜け出す勢い
2023/1/5	まぐまぐニュース	「核融合発電」ほか次世代エネルギー革命こそ日本復活のエンジン。中国や新興国に負けない技術と資源がある＝斎藤満 ●
2023/1/5	毎日新聞	十倉・経団連会長に聞く 原発、核融合に転換を 30年後見据え見解 ●
2023/1/4	MIT TECHNOLOGY REVIEW	量子研など、核融合炉のプラズマを冷却する新技術を実証
2023/1/3	財経新聞（記事提供元：ファッションプレス）	クロエ 2023年春夏コレクション、次世代エネルギー“核融合”を着想源に
2023/1/2	ニュースイッチ	核融合の実現を見据える。“地味でも大事な”構造材料の話
2023/1/1	GIGAZINE	核融合の「ブレークスルー」が実用的な核融合発電の実現にまだつながらない理由とは？
2023/1/1	毎日新聞	「“卒原発”核融合に転換を」十倉雅和・経団連会長インタビュー
2023/1/1	ニュースイッチ	核融合向け世界初開発、量研機構とキヤノン系が実現した「3周波数プラズマ加熱装置」の役割