

特集 インフラの維持と未来

2030年代実用化を目指す 核融合開発の最新動向と提言

元 日立製作所 電力・電機開発研究所所長、機械研究所所長
元 日立メディコ 代表執行役社長
技術経営士 三木 一克



核融合発電への期待と現実

核融合発電は以下の特徴を有し、「究極のクリーンエネルギー」として2050年のカーボンニュートラル実現に向けた切り札と期待されている。

- (1) CO₂を排出しない。
- (2) 資源が海水中に豊富にある。
- (3) 高い安全性 (制御不能に陥るような暴走のリスクがない)。
- (4) 高レベル放射性廃棄物を発生しない。

しかし、重水素Dとトリチウム(三重水素)Tを利用したD-T反応核融合発電では、(2)、(4)に関して、
(2) 海水から採取できるのは重水素Dのみで、トリチウムTはブランケットで生成する必要がある。
(4) 低レベル放射性廃棄物が発生し、敷地内で100年間保管する必要がある。

さらに、下記の課題を解決する必要がある。

- (5) 2kgを超える大量のトリチウムを扱う燃料サイクル施設を核融合発生源に併設するため、定常時・事故時・炉内構造物交換保守時にトリチウムが漏洩・拡散する可能性がある。
- (6) 人類が未経験の高エネルギー中性子による構造物の照射損傷・材料強度劣化が発生する。

核融合開発の経緯

核融合反応は、1932年に英国のJohn Cockcroft とErnest Waltonが、Li-Hの核反応実験で「反応に伴う膨大なエネルギー放出」を発見したのが最初で、核分裂反応の発見より6年早い。

1950年から1970年にかけて、様々なプラズマ閉じ込め方式が世界で研究されてきたが、1968年にソ連のトカマク型磁場閉じ込め装置T-3 が他の方式より大幅に上回る性能をあげたことを契機として、1970年代には世界の閉じ込め方式はトカマク型が主流となった。

さらに1980年代は大型トカマクの時代となり、1988年以降、国際協力の下で実験炉 ITERの開発が進められることになり、トカマク型以外の磁場閉じ込め方式の予算が縮小され研究は下火になった。

トカマク型磁場閉じ込め方式

トカマク型方式は1950年代にソ連の物理学者 Igor Tamm、Andrei Sakharovらによって考案された。核融合が最も実現しやすい D-T反応では、D-T燃料1gの核融合反応から発生するエネルギーは 石油約 8トンの燃焼に相当し、U235燃料1g の核分裂反応の約5倍にあたる。

トカマク型磁場閉じ込め方式の概要を図1に示す。プラズマを閉じ込める磁場は、トロイダル・ポロイダル・中心ソレノイドの3つの超電導コイルによって生成される。らせん状磁力線のカゴの内に閉じ込められたプラズマは、外部から加熱装置により1億度以上に保たれる。ドーナツ状のプラズマを取り囲むブランケットは、①熱の取り出し、②中性子増倍と中性子遮蔽、③トリチウム生産の3つの機能を持ち、加熱された蒸気でタービンを回して発電する。トリチウムは、ブランケット内のリチウム ${}^6\text{Li}$ と中性子の核反応でつくられ燃料として回収される。

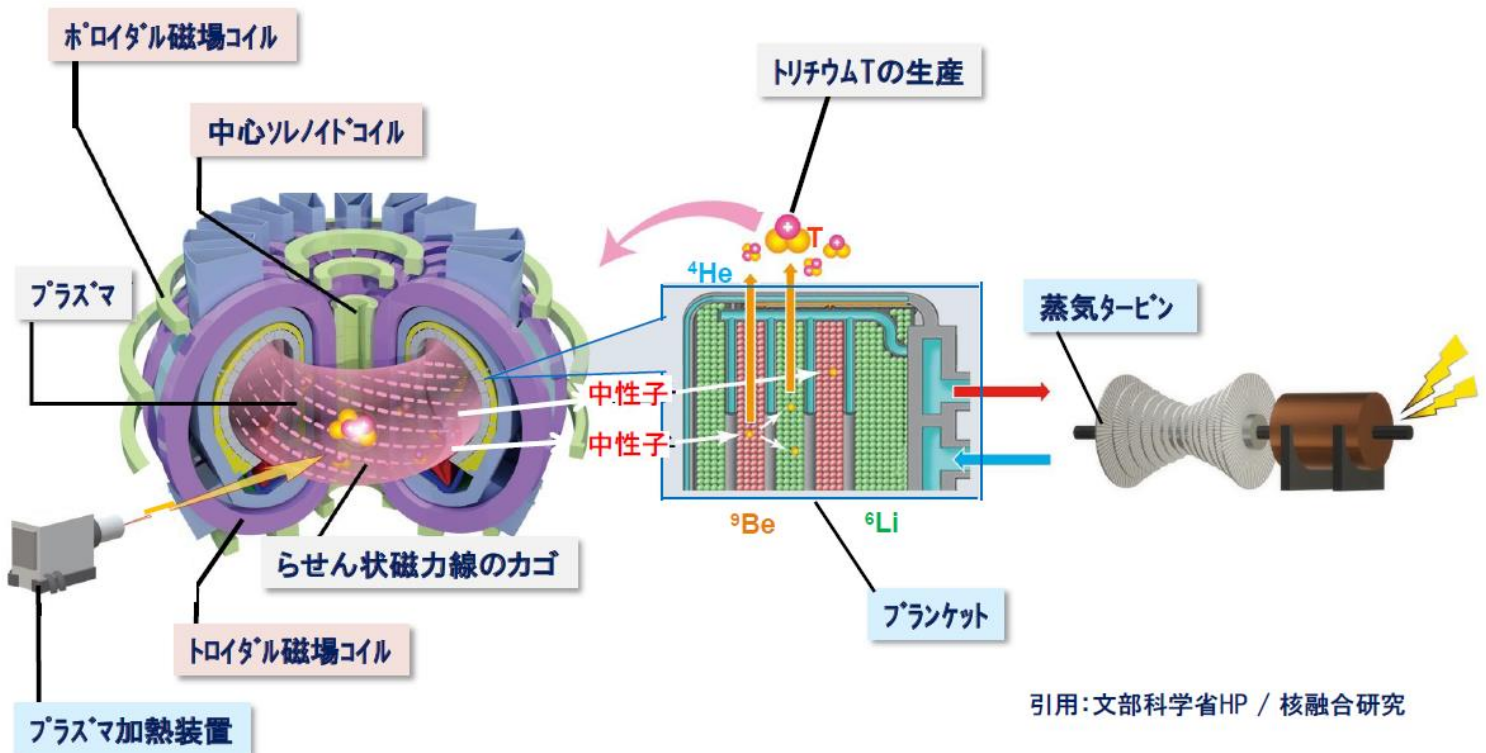


図1 トカマク型 磁場閉じ込め方式

トカマク型核融合実験炉ITER開発の経緯

1985年の米ソ首脳会議 (レーガン・ゴルバチョフ会議)で核融合の国際共同開発が合意され、日本・欧州も参加してITER計画が発足した。表1に開発の経緯を示す。

概念設計活動(CDA)、工学設計活動(EDA)、延長EDAを経て、2001年に工学設計活動が終了し、2005年に日欧露米韓中 6極の政府間協議で建設サイトがフランスに決定され、インドが参加し7極となった。

2007年にITERの建設と運転を主導する ITER国際核融合エネルギー機構が設置され、フランスのサン・ポール・レ・デュランスで建設が開始された。

表1 トカマク型核融合実験炉 ITER 開発の経緯

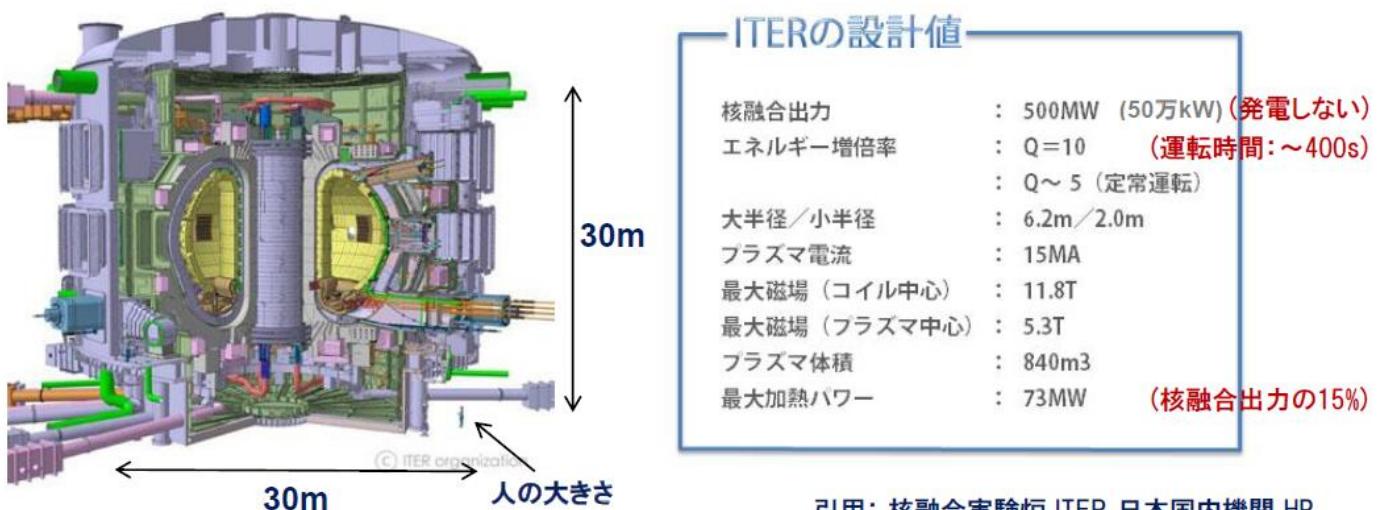
西暦年	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	00	01	02	03	04	05	06
活動		ITER計画発足 レーガン ゴルバチョフ 会議			概念設計 活動(CDA) 合計 約400人/年				工学設計活動(EDA) 工学R&D、物理R&D 合計 1420人/年				(延長期間)					工学設計完 調整 技術 活動		移行 措置 活動		サイト決定	
																		非公式 政府間 活動		公式政府間協議			

引用：核融合実験炉ITER 日本国内機関 HP

人類史上最大級のプロジェクトITER

ITERの概観と主な設計値を図2に示す。運転開始(ファーストプラズマ達成)は当初の2019年から2034年に15年遅延し、本格運転(D-T核融合実現)は2039年となった。建設費用は約500億ドル(約7.5兆円)と当初見積り約10倍に拡大した。ITER関連の日本の予算(ITER機構分担金 + 国内 ITER関連)は2021~2024年度での年平均で226億円となっている。

ITER装置は高さ約30m、幅約30mの巨大な構造物で、ドーナツ型プラズマは外径約16m、高さ約7mの大きさである。核融合出力は500MW(50万kW)であるが発電はしない。エネルギー増倍率Q(プラズマ出力と外部加熱入力との比)は、5~10を目指す。プラズマ温度を1億度以上に保つために外部から加熱するパワーは71MW(7.1万kW)で核融合出力の15%に及ぶ。



引用：核融合実験炉 ITER 日本国内機関 HP

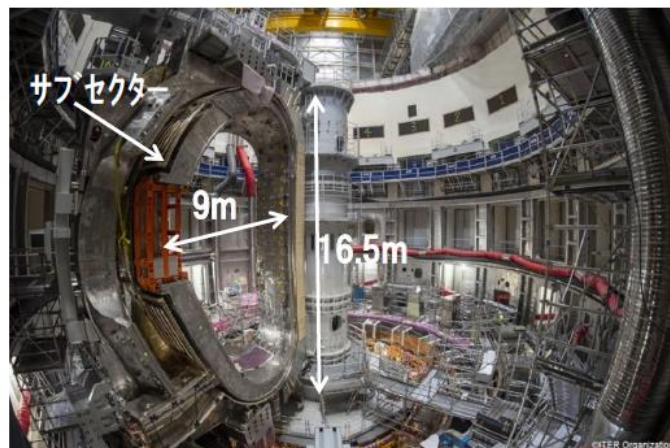
図2 ITERの概観と主な設計値

ITER建設サイトの状況を写真1に示す。プラットフォームの広さは幅0.4km x 長さ1km。トカマク建屋は幅60m x 長さ97m x 高さ60mあり、ほぼ同じ大きさの組立建屋とトリチウム建屋が隣接する。ITER機構職員は1088名(2025年4月時点)で日本の職員は52名(5%)で分担金9%に比べて少ない。

サブセクターは、サーマルシールドの内側にトロイダル磁場コイル(360t) 2基、その内側に真空容器(440t)を一体化したもので、総重量は1,380 t。これを360度方向に9個配置し、総重量は12,420tに達する。真空容器の内側にはドーナツ状のプラズマを取り囲むように4トンのブランケットモジュールが440個設置される。構造物の総重量は23,000tに及び、東京タワーの6.5倍、スカイツリーの65%に相当する。この巨大な構造物はコスト高の最大要因であり、日本に設置した場合は耐震性への対策が必要となる。



ITER建設サイト 外観 (2026年4月)



トカマクピット内側

引用: 核融合実験炉 ITER 日本国内機関 HP

写真1 ITER建設サイトの状況

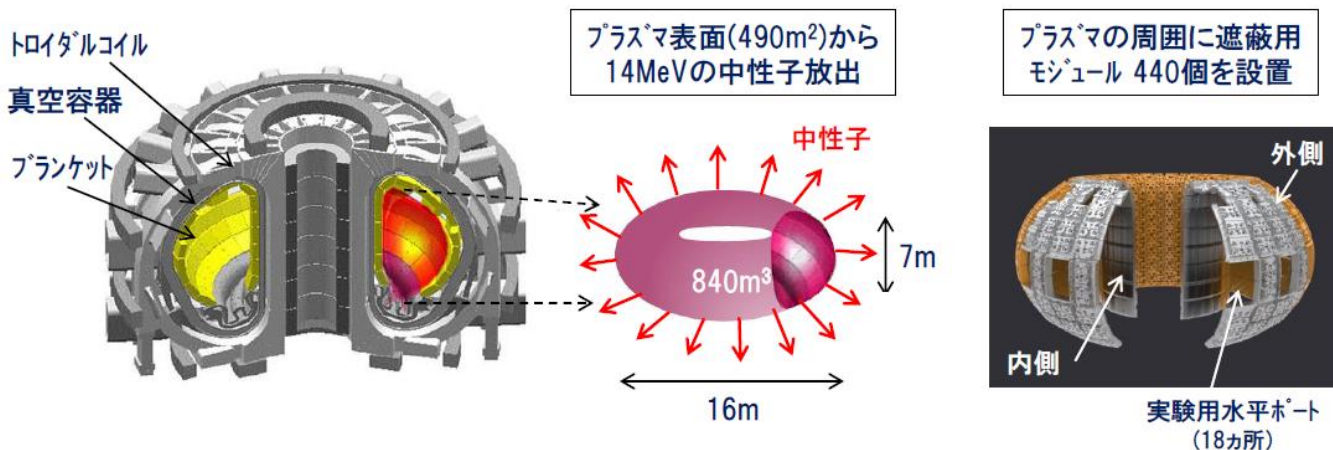
ITERで初めて設置されるブランケット

ITERでは490m²のプラズマ表面から14MeVの中性子が放出される(図3)。この中性子を遮蔽するため、プラズマの周囲にブランケットモジュール440個が配置され、プラズマ対向面の90%以上を占める。1個のモジュールは、幅1.5m x 高さ1.0m x 奥行0.6mで、重量が4トン、水冷却のステンレス鋼ブロックで構成されている。

増殖機能と熱取り出し機能を持つブランケットは、テスト・ブランケット・モジュール(TBM)として、参加各国が原型炉用に独自に開発中のブランケットを18個の水平ポートのうち2ポートに下記のように取り付ける計画である。

16番ポート： 水冷却・LiPb増殖 (EU)、He冷却・固体増殖 (EU/韓国)

18番ポート： 水冷却・固体増殖 (日本)、He冷却・固体増殖 (中国)



引用: <https://www.iter.org/> (ITER - the way to new energy)

図3 ITER設置の遮蔽用ブランケット

日本のTBMの概要を図4に示す。第一候補を水冷却としたのは、PWRの1次冷却システム(入口289℃、出口325℃、157気圧)の実績ノウハウがあり、発電を最短で実現できるとの考えに基づく。

ITERでは水平ポートで得られる中性子フルエンスは原型炉で予想されるフルエンスの1/20以下と予想されている。原型炉用の照射損傷データを取得するため、国際核融合材料照射施設(IFMIF)計画および欧州DONES(核融合中性子源)計画が進められている(詳細は後述)。

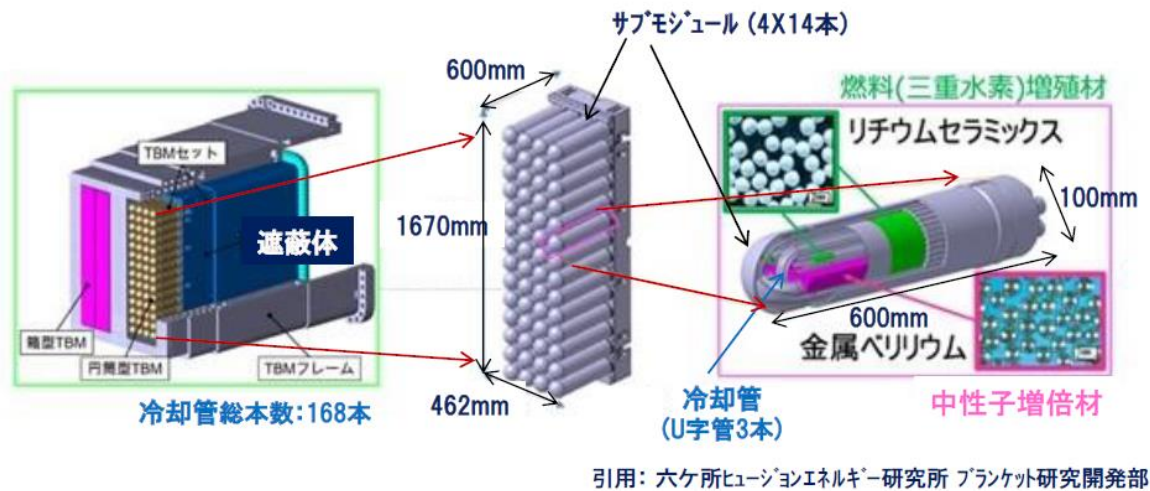


図4 テスト・ブランケット・モジュール(TBM)の概要

D-T反応の課題【1】：トリチウム燃料サイクル

(1) トリチウムによる健康影響

トリチウムTは自発的に放射線(β線)を放出することでエネルギー的に安定なヘリウムHeに変化する。β線放出の半減期は12.32年。体内でのβ線の飛程は平均0.56 mm、紙1枚で遮蔽でき、外部被爆が問題となることはない。一方、体内摂取時の内部被爆に対する防護が重要となる。

トリチウムは99%以上が水(HTO)の形態で水と同じ移動性をもち、体内には次の3経路で取り込まれる。

①空気中のトリチウム水の鼻・口からの吸入 ②皮膚からの吸収 ③飲食物中のトリチウム水の摂取
 生体内に取り込まれたトリチウムの約95%は水分子の中に存在し、比較的早く体外に排出される。トリチウムの生物学的半減期は10日程度。一方、トリチウムの約5%は、生体内のタンパク質、糖、脂肪などの有機化合物の水素原子Hと置換し生体の構成分子「有機結合型トリチウムOBT」として存在する(OBT: Organically Bound Tritium)。炭素と結合したトリチウムは、他の原子との置換が起こりにくいため、OBTは生体分子として生体内に長く留まる。生物学的半減期は、短期成分で約40日、長期成分で約1年。DNA損傷、生殖系への影響などの懸念がある。

(参考：日本放射線影響学会 放射線災害対応委員会編 トリチウムによる健康影響 2019.11.11)

(2) トリチウム取り扱い総量

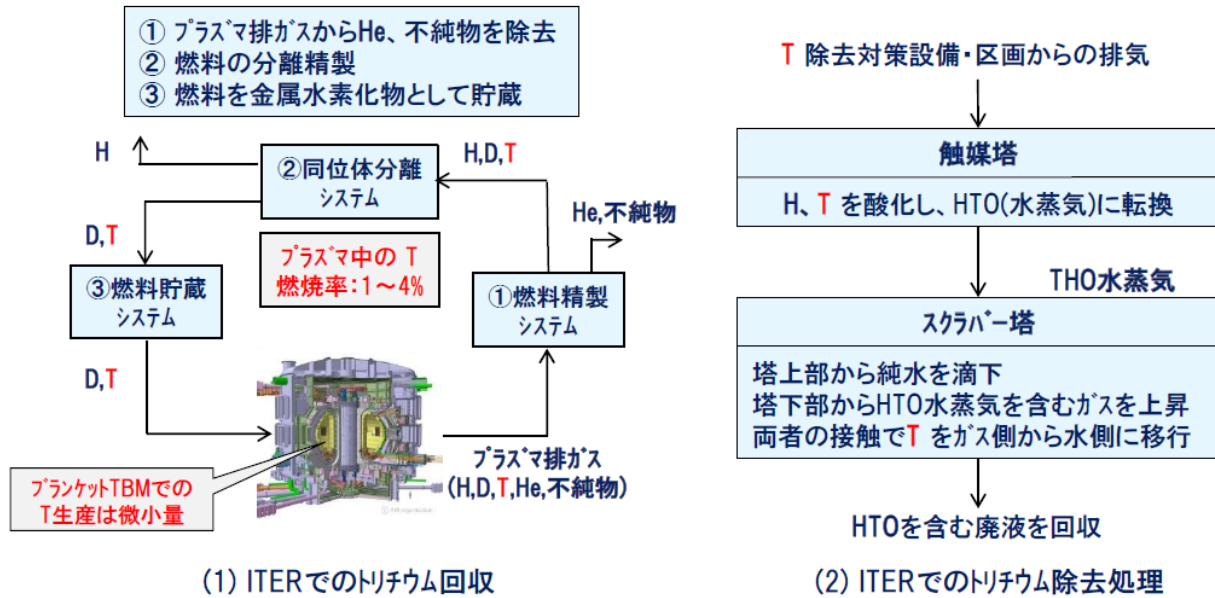
地球上の天然トリチウムは、宇宙線による大気中の窒素、酸素との衝突で生成され(7x10¹⁶/年)、総量は約2.8kg (10¹⁸Bq)。また、世界の原子力施設からのトリチウム放出量は約0.3kg/年 (10¹⁷Bq/年)、また、福島第1原発タンク貯蔵のトリチウム総量は2.0g (6.97x10¹⁴Bq、2023年末時点)である。

(注) ベクレル Bq: 放射能の強さを表す単位、1Bq = 1秒間に崩壊する原子核の数

一方、ITERで核融合出力50万kW、放電時間400~600秒の場合、トリチウム貯蔵量2.8kg(1x10¹⁸Bq)と予想され、福島原発タンク貯蔵総量の1000倍以上となる。また、原型炉で核融合出力100万kW、定常運転1カ月の場合、トリチウム貯蔵量は約5.8kg/月(2x10¹⁸ Bq/月)と予想される。2 kgを超える大量のトリチウムの取り扱いは、現在に至るまで未経験である。

(3) ITERトリチウム燃料サイクル

ITERにおけるトリチウムの回収と除去処理の流れを図5に示す。ITERでは運転初期に炉外からトリチウムを供給するが、トリチウムの炉内生産はTBMのみで微量であるため、プラズマから排気された未燃焼ガスからトリチウムを回収し再利用する。また、建屋内へのトリチウムの流出を想定して、最先端の除去・回収技術を導入している。ITERでは安全性を考慮して真空容器内のトリチウム蓄積許容量を1kgに設定しており、これを超えた場合、炉を停止しトリチウムを吸着したダストの除去・脱離処理を実施する計画である。



参考: 量子科学技術研究開発機構 HP

図5 ITERトリチウム燃料サイクル

(4) 核融合炉の安全確保

核融合炉は、エネルギーの発生・輸送・変換に加え、トリチウム燃料の生産・精製・加工・貯蔵・注入・排気等の機能をもつ多くのサブシステムで構成されている。核分裂炉に比べ、放射性災害ポテンシャル源とそれを顕在化させるエネルギー源がシステム内に共存・分散している。

トリチウムは、気体、液体、吸蔵された形態で多くのサブシステム内に分散し、滞留・蓄積するだけでなく、配管壁等を通じて冷却系や系外に透過漏洩する可能性がある。

トリチウム除去・回収系と多重障壁（真空容器・グローボックス・建屋等）による安全対策が取られているが、一部貫通部もあり、通常時 / 機器交換時 / 異常時におけるプラント内外でのトリチウム挙動と環境での生態系影響の把握、安全管理技術の確立が必要である。

(参考: 核融合研究開発基本問題検討会(2004.3)「核融合炉システムの安全性について」東工大 齊藤正樹)

(5) トリチウムの炉外調達

核融合炉では、初期運転開始時に炉外から単価約3万ドル/gのトリチウムを数100g~kg 供給する必要があるが、導入コストは5億円~50億円を要する。トリチウムは主にCANDU炉(重水減速重水冷却)から供給されるが、世界で23基あるCANDU炉の製造能力は年間最大 2.2~3kg。このうち16基は稼働年数30~45年で、新設がなければ 2040年頃のトリチウム製造量は年間1 kgを下回る。2040年代に米国・欧州・日本・中国で原型炉が稼働した場合、トリチウムの炉外調達量(需要)が供給量を上回る問題が生じることになる。

D-T反応の課題【2】：高速中性子による照射損傷

炉内構造物は、人類が未経験の 14MeVの高エネルギー中性子の照射環境下にさらされる。核分裂で生成する中性子のピーク1~2 MeV より1桁高い。照射損傷には下記の2つの現象がある。

- (1) 14MeV中性子により材料を構成する原子が弾き出され結晶構造の乱れ(格子欠陥)が発生し、材料が固く・脆くなる現象。図6に、ITER、原型炉、各種原子炉での構造物の運転温度と中性子による弾き出し損傷量(dpa)の関係を示す。原型炉での弾き出し損傷量は150~200 dpaで、PWR圧力容器の損傷量0.3dpa~3dpa (60年相当)に比べて最大600倍となる。

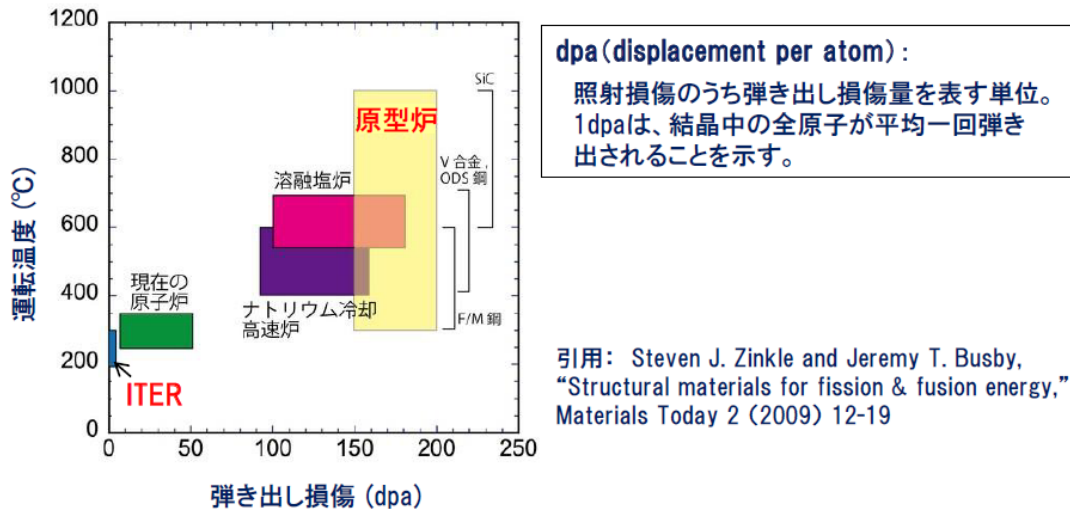
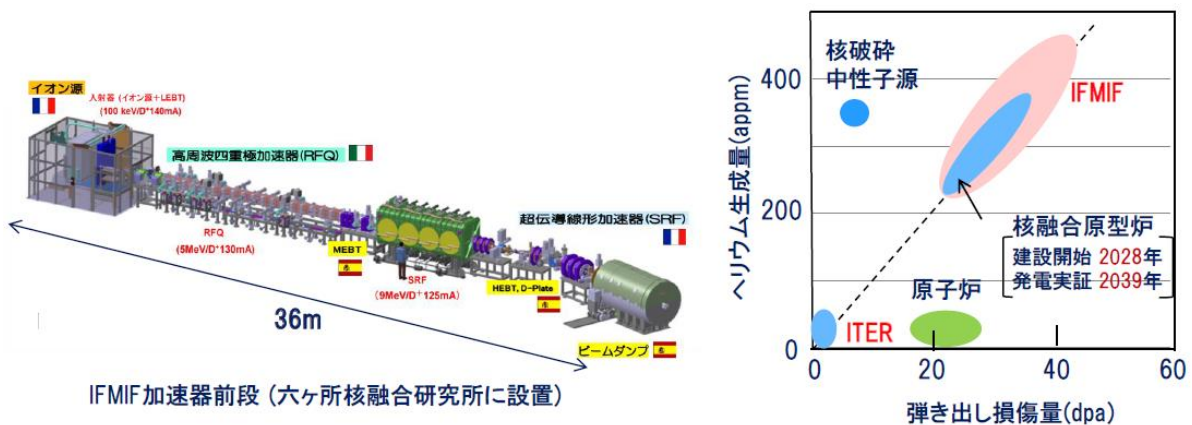


図6 構造材料の運転温度と中性子による弾き出し損傷量

- (2) 中性子と鉄との核変換反応でヘリウムガスが発生し、材料がより膨らみ・脆くなる現象。ヘリウムは年間100~500ppmに達し、材料中に溶解せず空孔と結びつき、欠陥の蓄積を促し、体積膨張、脆化などを引き起こす。

原型炉の材料健全性を評価する上で、破壊靱性値、延性・脆性遷移温度などを定量的に評価する必要があり、14MeV中性子による実照射試験データが不可欠である。このため、原型炉と同一条件のエネルギーとフルエンスの中性子を用いた材料健全性検証実験が計画されている。

図7に国際核融合材料照射施設 (IFMIF)計画の概要を示す。重陽子ビームを液体リチウム流に入射して核融合近似の中性子が発生させ、核融合炉材料の重照射試験を実施する計画である。既存の約100倍の重陽子ビーム電流を発生できる加速器を2基備えた材料照射施設を日本と欧州で共同開発中であつたが、欧州原型炉 DEMOでは、より小型の中性子源で要件を満足できるため、IFMIF仕様を簡素化し、加速器を1台に削減、照射モジュール数を削減するIFMIF-DONES (DEMO向け中性子源)計画に移行した。建設は2022年~2033年、運用は2034年~2053年を計画。日本は、2025年5月にこの計画に正式参加し、実証データを原型炉の発電実証が始まる2039年から利用する予定だが、原型炉の建設設計には時間的に反映できない。



参考: DONES計画、春日井敦:第1回ITER/BA/原型炉意見交換会(2025.6.3)

図7 国際核融合材料照射施設 (IFMIF) 計画

D-T反応の課題【3】：炉内機器の遠隔交換・保守

核融合の炉内機器の交換は、図8に示すブランケットモジュールと不純物制御用ダイバータが対象となる。交換間隔は、中性子実照射試験データにもとづく材料健全性評価で決定される。交換時、真空容器内は、多量のトリチウムが滞留する非密封の超高濃度トリチウム源、さらに中性子による放射化で炉内は運転停止後も高ガンマ線環境下(～250Sv/h)となる。放射線作業を行う職業人の実効線量限度(5年間で100mSv、特定の1年間に50mSv)をはるかに超え、人間が立ち入ることは不可能な環境である。

遠隔での交換・保守では、①ビークル・マニピュレータによる交換、②配管の切断、③配管の溶接の3つの作業が実施される。交換・保守用の装置・機器・ロボット等による外部への汚染拡大、トリチウムガス・ダストの環境への拡散、作業環境の汚染・作業員の被爆などへの対策は極めて重要な課題である。

ITERでは、遮蔽用ブランケットモジュール440個を保守期間2年以内で全交換する計画であるが、DT放電100回程度で、立地での使用許可量を超えるトリチウムが真空容器内に蓄積すると予想され、その時点で除染作業を実施する。

一方、定常運転を目指す原型炉では、例えば欧州原型炉DEMO2は5～10年間隔での交換を想定している。上記の重要課題のほか、ブランケットから延びる多数の冷却用配管とトリチウム取り出し用配管の切断および溶接を高信頼度・短時間で実行する必要がある。

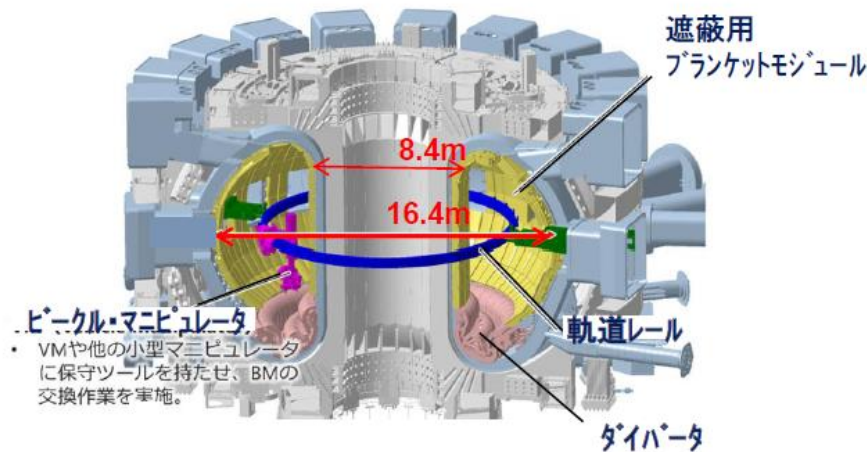


図8 ITER ブランケット遠隔保守システム

ITERの安全規制

ITERの建設地をめぐり、日本と欧州(フランス)の間で誘致合戦が繰り広げられ、2005年6月にフランスに決定された。日本は誘致に際して安全規制案を検討し、安全確保の基本方針として

- (1) 放射性物質を内蔵する機器の構造強度等を確保することにより、放射性物質の漏えい等の事故の発生防止が図られること
- (2) 排気設備等による事故の影響緩和がなされること

の2点を定め、原子力災害の防止の観点ではなく、放射線障害の防止の観点から規制する方針であった。

一方、仏政府によるITERの安全規制では、燃料にトリチウムを使用するため、通常の原子炉と同様の厳しい原子力規制が適用されている。The Environmental Code第L.593-2条において

- (1) 核分裂利用の原子炉、燃料サイクル施設、貯蔵施設、加速器、および大量の放射性核種を使用する全ての施設を原子力基本施設(INB)として規定。
- (2) INBとして分類される施設は、放射性核種のインベントリと放射能の大きさにより規定。その対象は核分裂性物質のみを使用する施設に限定されない。

と規定し、さらに2007年5月11日付政令第2007-830号において

- (3) 27gを超えた量のトリチウムを保持することの認可を受けた施設は、INBとしての許認可を取得する必要がある。

と定めた。今後、日本で原型炉を建設する際、フランスの安全規制を参考にすることが必要である。

核融合原型炉の開発

科学的・技術的実現性を目指したITERでは、下記の課題が未実施で残されている。

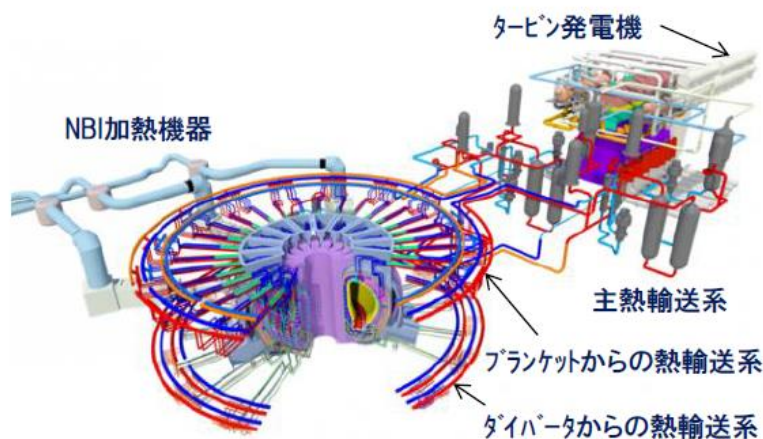
- ①発電実証、②14MeVの中性子照射データ取得、③トリチウム増殖実証、④トリチウム漏洩対策、⑤最適なブランケット方式選定。

技術的実証と経済的実現性を目指す原型炉では、これらの課題を解決した上で、既存の電力源と競合しうる商用炉へと進む必要がある。

(1) 日本の原型炉

核融合原型炉 JA DEMOの設計合同特別チームが2015年6月に発足した。2025年11月時点で量子科学技術研究開発機構(QST)、大学、産業界から226名が参画している。目標を、①数十万kWの電気出力、②実用化に供し得る稼働率、③燃料トリチウムの自己充足性の3点とし、2025年に工学設計・実規模技術開発開始、2035年に原型炉段階への移行判断、2035年から製造設計・建設の計画が立てられた。

図9にJA DEMOの概要を示す。ブランケットおよびダイバータから多数の配管が熱輸送系を形成しタービン発電機に高温蒸気を送られる。図示されていないが、ブランケットからは多数のトリチウム取り出し用配管が燃料サイクル系に接続され、再生されたトリチウムは炉心に循環される。



引用: QSTプレスリリース (2019.11.27)

図9 原型炉 JA DEMO

一方、2030年代に発電実証を目指して、政府主導による『原型炉発電実証のさらなる前倒し』が検討されており、第41回 核融合科学技術委員会(2025.2.7)では下記の計画が示された。

- 第1期(2039年)： 発電専用ブランケット装着、ITER程度のプラズマ体積、数分間の短パルス運転、正味電力ゼロ
- 第2期(2043年)： 燃料増殖も行うブランケットに交換、数時間の長パルス運転、燃料増殖の実証
- 第3期(2048年)： 加熱・電流駆動装置の高効率化・プラズマ性能の向上、定常運転、~10万kW発電の実証

表2に、ITER、原型炉JA DEMO、政府主導案(第3期)の比較を示す。JA DEMOでは、核融合出力150万WでITERの3倍としたが、政府主導案ではITERサイズの原型炉で早期の実用化を目指す方針である。プラズマ半径、プラズマ電流、中心トロイダル磁場は、ITERと同じ。発電効率がJA DEMO43%、政府主導案38%で、現行のPWRの発電効率33%より高く設定しているが根拠が明確ではない。

表2 ITERと原型炉の比較

	ITER	JA DEMO	政府主導案
核融合出力	50万kW	150万kW	49.2万kW
発電端出力	—	① 64万kW	18.8万kW
発電効率(*)	—	43%	38%
大半径/小半径	6.2/2.0m	8.5/2.42m	6.2/2.0m
プラズマ電流	15MA	12.3MA	14.96MA
中心トロイダル磁場	5.3T	6T	5.3T
最大加熱パワー	73MW	100MW	49.2MW
冷却水	—	PWR条件	PWR条件
稼働率	—	② ~70%	—
運転方式	—	定常運転	定常運転
トリチウム増殖比	—	③ 1.05	—

目標：①、②、③

(2) 欧州の原型炉DEMO 2 引用：

欧州各国の核融合研究機関からなるコンソーシアムEURO fusion は、2050年代でのDEMO2による発電開始を目指している。建設コストは 総額85億ドル(1ドル=160円換算で約1.36兆円)を想定している。プロトタイプ建設のため、特別な製造ツールや試運転に伴うノウハウ不足・リスクを考慮して高額となっている。

建設コストのうち、直接費は60億ドル(9,600億円、総額の71%)で、その内訳を図10に示す。ブランケット・ダイバータは直接費の15%(1440億円)を占める。発電所として40年の稼働を想定しており、ブランケット・ダイバータの交換保守間隔5~10年では、総額5760億円~1兆1520億円を要することになる。

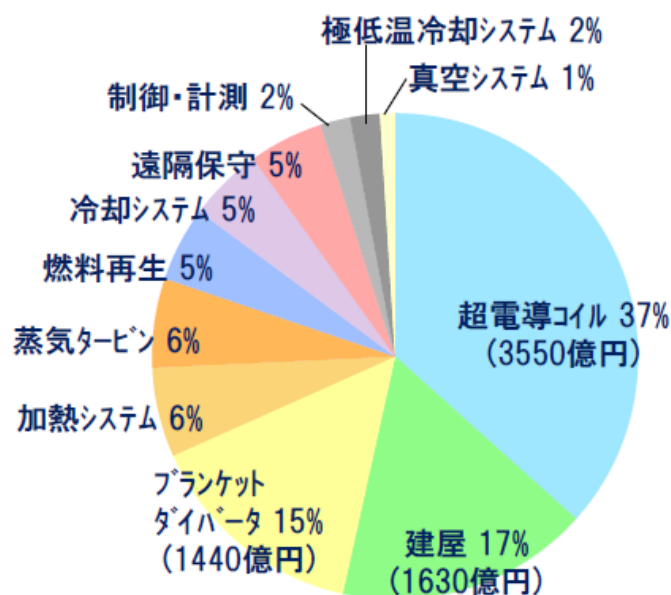


図10 DEMO2 建設コスト直接費内訳

表2にDEMO2のエネルギー関連のパラメータを示す。熱出力②が核融合出力①の127%となっているのは、ブランケットでトリチウムと中性子の核反応でトリチウムを生産する際に生じるエネルギー等が寄与している。グロスの電気出力③(発電端出力)は1660MWで発電効率は40%と非常に高い。一方、ネットの電気出力④(送電端出力)は953MWで発電効率は23%となる。残りの電気出力⑤(=③-④)はプラズマ加熱や所内電力に消費される。稼働率は77%と想定しており、交換保守間隔を5年とすると遠隔による交換保守期間は1.5年となる。(引用：Energy Vol.152, 1 June 2018, Pages 489-497)

表3 Energy-related parameters of the DEMO2

①Fusion power	3255 MW	
②Thermal power ^a	4149 MW	②/①=127%
③Gross electric power	1660 MW	③/②=40%
④Net electric power	953 MW	④/②=23%
⑤Plant self-consumption ^b	707 MW	⑤/②=17%
⑥Plant availability fraction	77 %	

- a The reactor thermal power includes (1)the fusion power, (2)the power released during a tritium breeding, and (3)the reradiated heating power.
- b The self-consumption includes among others the plasma heating and current drive system

核融合スタートアップの登場

ITERの遅れは、新世代の核融合スタートアップに追いつく時間を提供することになった。米国では、「フュージョンエネルギー戦略2024」で、2030年代に民間主導のパイロットプラントの実現を目指す。英国でも「Toward Fusion Energy 2023」で、2040年までに原型炉相当を建設する計画である。表3に代表的なスタートアップを示す。以下では、発電実証が最も早いと予想される2つのスタートアップの概要を紹介する。

表4 核融合スタートアップ

Commonwealth Fusion Systems	米国 (2018)	・トカマク型に高温超伝導体マグネットを適用し小型化 ・実験炉SPARCを2026年、商用炉ARCを2030年代初頭に稼働	[1000人]
TAE Technologies	米国 (1998)	・磁場反転配位(FRC)型、中性子を発生しないp-11B反応を利用 ・実験炉 Copernicusを2025年、実用炉DaVinciを2030年代前半に稼働	[400人]
Helion Energy	米国 (2013)	・磁場反転配位(FRC)型、中性子を発生しないD-3He反応を利用 ・実験炉Polarisで2024年に発電実証、商用炉Betelgeuse2031年以降	[500人]
Tokamak Energy	英国 (2009)	・球状トカマク実験炉ST-40で2022年にプラズマ温度1億°Cを達成 ・実証炉 ST80-HTSを2026年、商用炉を2030年代中以降に稼働	[280人]
General Fusion	カナダ (2002)	・ピストンで音響圧力波を生成し、液体金属中プラズマを繰返し圧縮する方式 ・実験炉LM26で2025年に1億度達成、2030年までに商用炉実現	[150人]
ZAP Energy	米国 (2017)	・せん断流安定化Zピンチによってプラズマを閉じ込め圧縮、構成がシンプルで小型化可能、実験炉FuZE-Qで2022年にプラズマ生成に成功	[150人]
First Light Fusion	英国 (2011)	・発射体核融合と呼ばれる慣性核融合の特殊な形式 ・実証機 Machine 4: 2024年建設開始、2027年運用開始	[80人]
京都ヒュージョニアリング	日本 (2019)	・欧米の大学関連企業等に主要機器やプラント設計を供給 ・2024年11月に始動した発電実証プロジェクトFASTの中心メンバー	[160人]

(): 設立年

[]: 従業員数

Commonwealth Fusion Systems (CFS)

CFSは、MITで開発の高磁場マグネット技術を基軸に2018年に創業された。民間から20億ドル以上獲得し、さらに2025年には、日系企業12社等、国内外から8.63億ドルを獲得している。

高温超電導体 (HTS)マグネットを利用した磁場強度の増大により、装置の小型・低コストの実現を目指している。2021年に、希土類BaCu酸化物(REBCO)の超伝導電磁石で磁場強度20テスラを達成し、HTSマグネットの有効性を実証した。2025年4月に、HTSマグネットを搭載した実験炉SPARCの組立を開始、2026年に運転開始 (ファーストプラズマ開始)、2027年までに $Q > 1$ を実証する計画。

2024年12月に、世界初の商用炉ARCをRichmond (Virginia) に建設すると発表。2030年代初までに発電を開始。40万kWで約15万世帯に電力を供給する計画。2025年6月、Googleは20万kWの電力購入契約 (PPA) を締結した。

ブランケットは、各国が原型炉で計画している方式とは異なる FliBe溶融塩を循環させる方式を採用する。FliBe溶融塩は、主に1960年代に米国オークリッジ国立研究所の実験炉(MSRE)で核燃料の溶媒として実際に運転された実績があるが、核融合炉の冷却材・中性子増倍材としては、トリチウム取扱技術およびトリチウム閉じ込めと回収が難しく、世界的に見ても実証研究例は非常に少ない。

REBCO高温超電導線材は、日本のフジクラが2022年上期からCFSへの納入を始め、総延長1000km以上の線材を供給する計画。HTSマグネットの折り畳みで、交換保守作の業量・時間を大幅に短縮する予定。

図11に、D-T反応利用のITERとSPARCの比較を示す。SPARCの大半径は1.85mでITERの30%、プラズマ表面積は44m²でITERの9%、一方、熱出力は14万kWでITERの28%。したがって、SPARCの中性子フラックスはITERの3倍となり、炉内材料はより厳しい照射環境にさらされることになる。

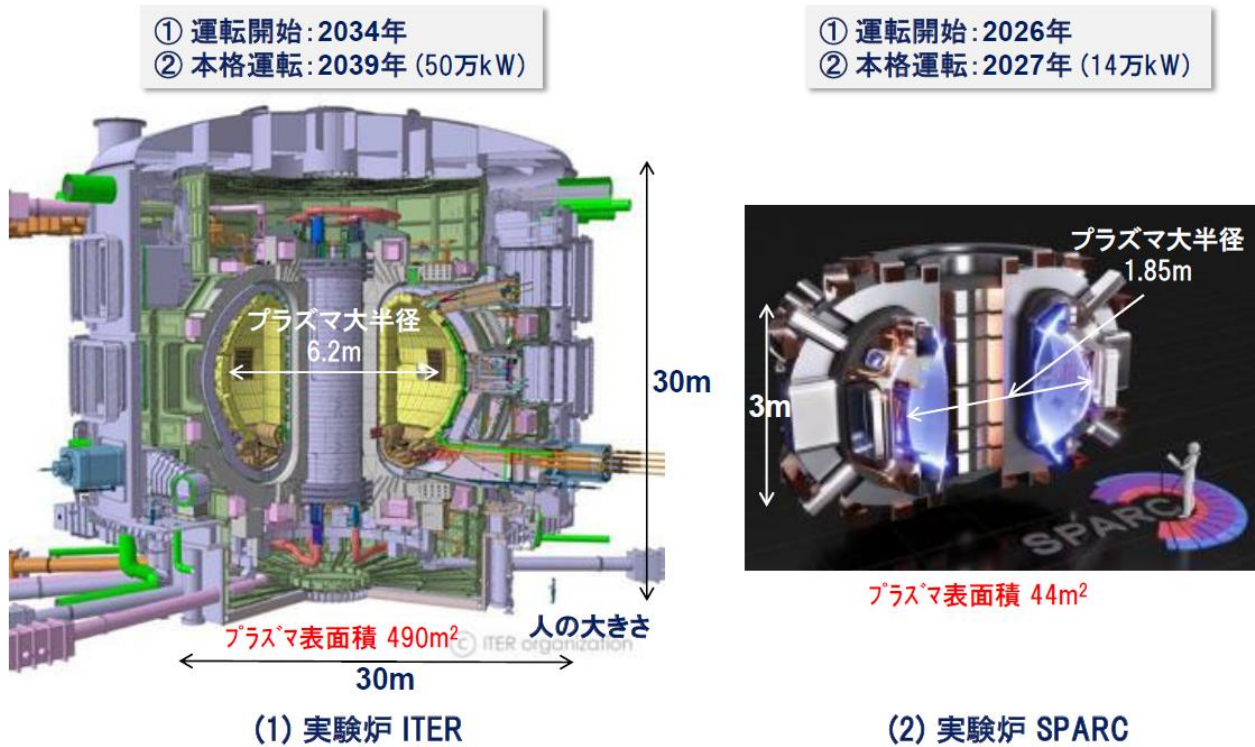


図11 トカマク型核融合実験炉(D-T反応利用)の比較

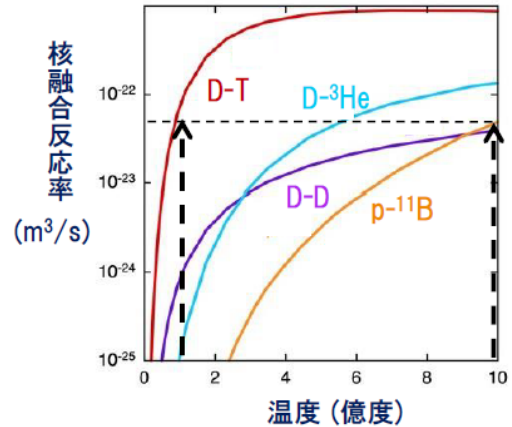
クリーン燃料を用いた核融合炉

D-T反応を利用する第1世代核融合炉に対して、放射線リスクが少ないクリーン燃料を利用する核融合炉の開発が進んでいる。クリーン燃料では、図12に示すように、核融合反応率をD-T反応並みにするには、プラズマ温度を10億度以上に高める必要がある。このため、β値(プラズマ圧力/磁気圧)を高くし、同一磁場でもプラズマ圧力(温度、粒子密度)をより高くすることで高温化を達成するアプローチが採られている。

従来のトカマク方式とは全く異なる磁場閉じ込め方式 (FRC、球状トカマクST等)が開発されつつある。FRC(磁場反転配位)は、リニア型装置の両端で2個の磁化プラズモイド(プラズマの塊)を生成し、磁気圧により2個のプラズモイドを相対速度500km/sで中央断面近傍で衝突・合体させ、その運動エネルギーを衝突後のプラズマの熱エネルギーに変換して超高温を実現する方法である。

クリーン核融合反応:

- ① D-D反応: $D + D \Rightarrow n(2.45\text{MeV}) + {}^3\text{He}(0.82\text{MeV})$
 $D + D \Rightarrow p(3.03\text{MeV}) + T(1.01\text{MeV})$
- ② D- ${}^3\text{He}$ 反応: $D + {}^3\text{He} \Rightarrow p(14.7\text{MeV}) + \text{He}(3.7\text{MeV})$
- ③ p- ${}^{11}\text{B}$ 反応: $p + {}^{11}\text{B} \Rightarrow 3\alpha(\text{He } 8.68\text{MeV})$



引用: 核融合科学研究所

図12 核融合反応率とプラズマ温度

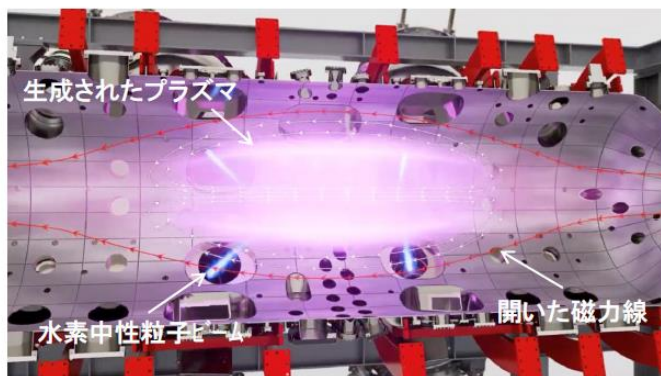
一方、球状トカマクSTは、プラズマのアスペクト比(大半径/小半径)をトカマク型の約3に対して、約1.5にしてプラズマを太く、プラズマ安定性を増し低磁界でも高温高密度プラズマを閉じ込める方法である。プラズマ圧力が高いため、圧力が駆動する自発電流だけで連続運転が可能となる。

β値はトカマク型が10%以下に対して、FRCが約100%、球状トカマクSTが約60%と高ベータ化が実現できる。表3に示した核融合スタートアップの中で、TAE TechnologiesとHelion EnergyがFRC、Tokamak Energyが球状トカマクSTを採用している。

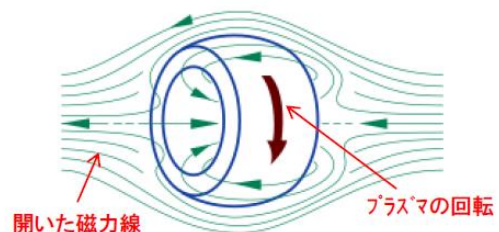
以下では、TAE Technologiesの最新状況について述べる。

TAE Technologies

TAEは、スタートアップでは最も早く1998年に創業し、従業員は約400人、1,100件以上の特許を保有している。図13に、TAEで採用しているAdvanced Beam-Driven FRC (ABD-FRC) 方式を示す。



An FRC is a loop of plasma. As current moves around, it creates a field which self-contains the plasma.



FRC 磁場配位の概念図

<https://tae.com>fusion-power-page>

図13 Advanced Beam-Driven FRC (ABD-FRC)

FRCは円筒形の容器内でプラズマを高速回転させる。電荷を持つプラズマの運動によって磁場が生じ、この磁場を打ち消すような方向に外部から磁場をかける。形成された磁場中を運動するプラズマには内側へ引き戻されるように電磁氣的な力が加わり、結果としてプラズマは容器内に長時間留まる。

しかし、FRCでは、容器内の磁場とプラズマの動きが相互に影響を及ぼし合うため、非線形かつ複雑なダイナミクスを呈し制御が難しい課題があった。これに対して、ABD-FRCでは8基のNBI から水素中性粒子を入射し、精緻なビーム制御により磁場閉じ込め時間を大幅に延長し、プラズマの加熱と安定制御を実現している。この方式は、磁場強度とプラズマ体積が同じトカマク方式に比べて最大100倍の核融合出力を生成できる。

TAEの核融合開発の推移を図14に示す。2017年に、第5世代実験炉 Norman を開発し、2022年に プラズマ温度7500万℃以上(目標の250%)を安定的に維持することに成功した。2023年に、日本の核融合科学研究所の大型ヘリカル装置(LHD)を用いて、中性子を発生しない p-¹¹B反応を世界で初めて実証した。

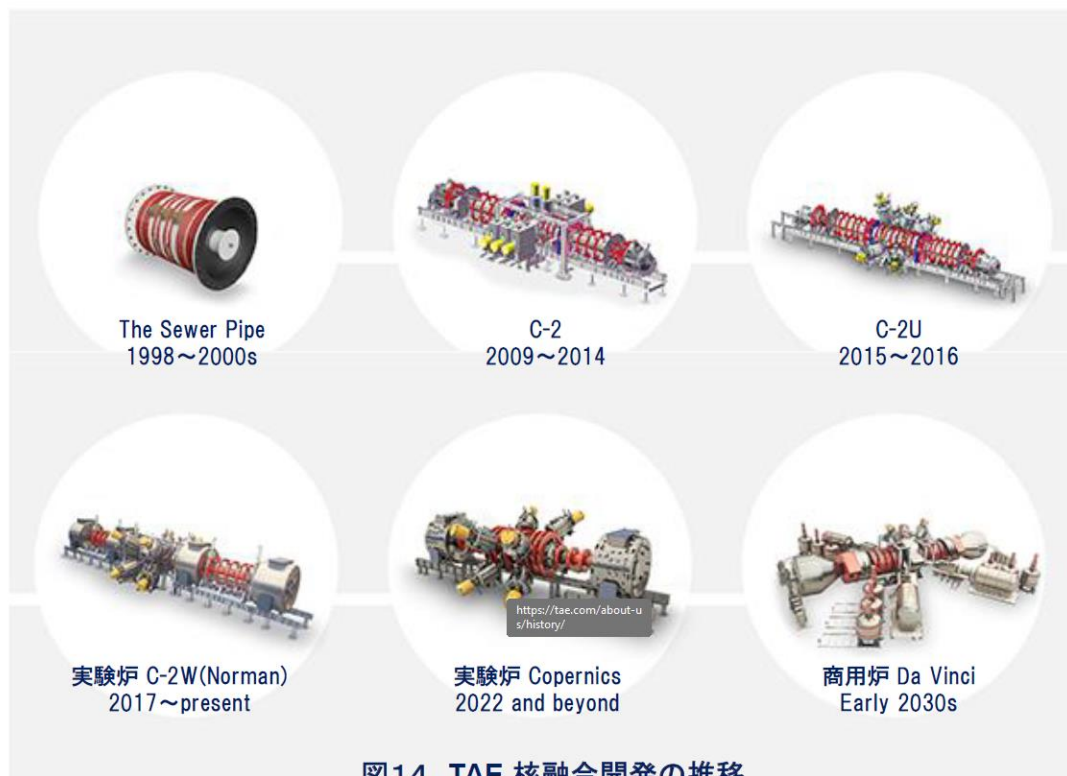
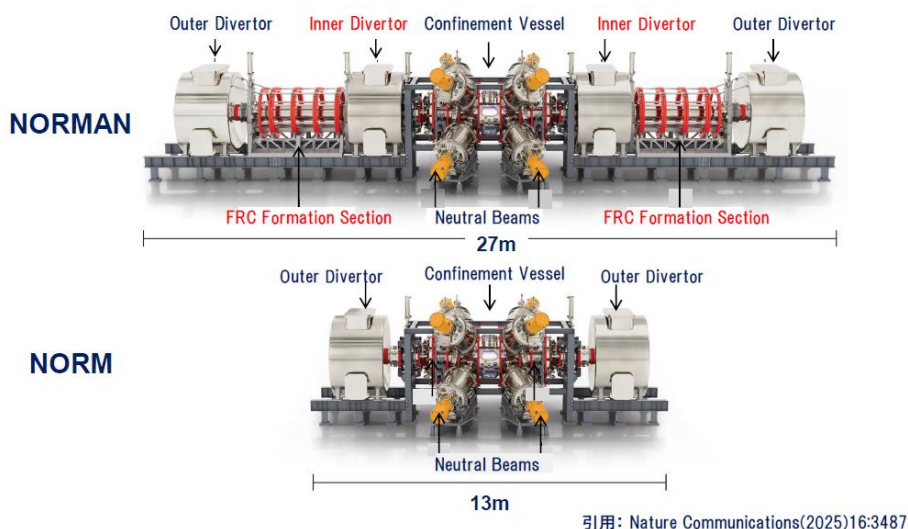


図14 TAE 核融合開発の推移

さらに2025年に Normanで大きな進展があった。図15に概要を示す。Normanでは、装置両端の長い石英管でプラズマを生成し超音速で衝突させていたが、Normでは、プラズマを装置中央で直接生成、加熱、安定化することを可能にした。中性ビーム入射(NBI)のみを使用して高温で安定したプラズマを生成できる。Normanに比べて装置サイズ、複雑さ、コストを最大50%削減できた。Normでの大きな突破口により、Copernicus開発を中断し、直接 Da Vinci 開発に計画を変更した。2030年代初頭に、コスト競争力のある商用炉Da Vinciの実用化を目指す。



引用: Nature Communications(2025)16:3487

図15 The 'Norm' Breakthrough

2014年からGoogleがAI・機械学習パートナーとしてTAEの開発に参画している。Googleの機械学習を活用してTAEの実験装置の運用を最適化し性能を大幅に向上している。従来1カ月以上を要するプログラム手順を1日以内に行うことができ、さらに個別の診断測定の大規模なセットを統合する画期的な機能を開発し膨大な実験データから多くの新しい知見を獲得している。

TAEは、Google、Goldman Sachs、Chevron、住友商事等から10億ドル以上を獲得しているが、政府からの資金援助はなく民間資金のみで開発を推進している。

また、トランプ大統領が設立したトランプ・メディア・アンド・テクノロジー・グループTMTGとの合併を2025年12月に発表した。合併は60億ドル(9500億円)相当の株式交換を2026年半ばに完了する予定。TMTGの資金力とTAEの核融合技術を組み合わせ、実用規模の核融合発電所建設を目指す。2030年代初頭での50MWe核融合発電所の開発に向けて、アラバマ・オハイオ・テキサス各州での敷地選定ツアーを2026年4月に完了した。将来は350~500MWe発電を計画している。

核融合開発に関する提言

1. 核融合開発は、1988年以降、トカマク型実験炉 ITERの開発に膨大な資金と大量の人材を投入してきたが、当初計画から15年以上遅延し、建設資金も当初見積もりの約10倍となった。
2. トカマク型は、 β 値(プラズマ圧力/磁気圧)が10%以下のため、プラズマ温度1億℃で核融合が実現できるD-T反応が唯一利用できる反応であるが、下記の課題がある。
 - 課題① 人類が未経験の14MeVの中性子が発生し、構造材料に大きな照射損傷を引き起こす。
 - 課題② 燃料のトリチウムは、ブランケットで生産し精製・加工・貯蔵・注入・排気する燃料サイクルが必要。大量のトリチウムがシステム内に分散するため、厳重な計量管理・安全管理が必要。炉内機器の遠隔交換・保守時には、トリチウムの系外への飛散防止が必要。
3. この方式は原理的には実現可能だが、工学的には、発電コスト、運転保守、信頼性、立地条件、エネルギーセキュリティなどの観点から実用化は非常に難しい。
4. 中性子を発生しないクリーン核融合反応を利用した核融合炉の開発が進展している。トリチウムを扱わず、炉壁が損傷・放射化されず、構造が簡素化できる。
5. クリーン核融合反応では、プラズマ温度10億℃以上が必要であり、高 β 値(プラズマ圧力/磁気圧)が必須の条件。これを実現するため、新たな磁場閉じ込め方式 (FRC、球状トカマクST等) が開発中。 β 値は、トカマクが10%以下に対して、FRC が100%、STが60%に達する。
6. FRC、STによるクリーン燃料核融合炉は、欧米で2030年代の発電実証を目指している。日本の核融合開発は、この方向に重点化し開発・実用化戦略を立案する時期に来ている。