

「ITER 最終設計報告書（案）」に対する国内評価報告書（案）

平成 13 年 3 月 29 日

核 融 合 会 議

ITER/EDA 技術部会

1. はじめに

1.1 経緯

国際熱核融合実験炉（International Thermonuclear Experimental Reactor: ITER）は、核融合エネルギーの科学的・技術的な実現可能性を実証する核融合炉開発における重要なステップであり、我が国の原子力委員会が定めた「第三段階核融合研究開発基本計画」上の「実験炉」として位置付けられている。

ITER の工学設計活動（Engineering Design Activities、以下「EDA」）は、1992 年 7 月より、日本、欧州連合、ロシア及び米国の 4 極によって開始された。その目的は、重水素・三重水素（トリチウム）の制御された点火及び長時間燃焼の実証、さらに統合されたシステムにおいて核融合に不可欠な技術を確認すると同時に、核融合エネルギーを実用の目的で利用するために必要な高熱流束及び核工学要素の統合された試験を行うことである。1998 年 6 月に、このような目的を達成するための ITER 最終設計報告書（1998 年 6 月）がまとめられた。

参加各極の財政状況等により、上記報告書に沿って建設段階へ移行することは困難であったため、4 極（米国は 1999 年 7 月に撤退し、現在は 3 極）は、上記の目的を維持しつつ低コスト化を図るため、技術目標を再検討して新たな技術ガイドラインを設定した。この技術ガイドラインに基づいて ITER の実現性を高めるために、EDA を 2001 年 7 月まで 3 年間延長し、日本、欧州連合及びロシアにより設計検討が行われ、平成 12 年 1 月の ITER 会合（東京）において、ITER-FEAT 概要設計報告書（案）（以下「概要設計報告書」）が提出された。核融合会議 ITER/EDA 技術部会（以下「技術部会」）では、提出された概要設計報告書の技術評価を実施し、概ね妥当であるとの判断を下したところである。概要設計報告書は、その後各極の評価結果を踏まえ、2000 年 6 月に開催された ITER 会合（モスクワ）において受理された。

このたび、2001 年 2 月に開催された ITER 理事会（トロント）において、ITER 最終設計報告書（案）（以下「最終設計報告書（案）」）が提出され、各極の評価に供されることとなった。技術部会は、当該最終報告書（案）が 9 年間にわたる ITER/EDA の集大成となることを踏まえて、最終設計報告書（案）を構成する以下の文書について技術評価を取りまとめた。

- DRAFT, Summary ITER Final Design Report (July 2001)
- 第1分冊：最終設計報告書（案）（主要部）
 - Plant Design Specification (PDS)
 - Plant Description Document (PDD)
- 第2分冊：最終設計報告書（案）（設計要求及び指針）
 - Design Requirements and Guidelines level 1 (DRG1)
 - Design Requirements and Guidelines level 2 (DRG2)
 - Load Specifications (LS) (annex to DRG1)
 - Plant Safety Requirements (PRS) (annex to DRG1)

最終設計報告書（案）は、ITER 所長、ITER 共同中央チーム、各極ホームチーム及び物理専門家グループの多大の努力を通して得られた成果である。当技術部会は、その多大な努力に、敬意を表わす次第である。

1.2 最終設計報告書（案）の位置付け

ITER は、1998 年 6 月に設定された技術ガイドラインにより、これまでの EDA 期間に多くのトカマクで得られた実験データベース、また工学 R&D 等で達成された技術、あるいは進行中の R&D で近く達成される技術に基づいて設計されるものである。最終設計報告書（案）は、今後各極のレビュー結果を反映して、更なる検討を通じて改訂が行われる。改訂された最終設計報告書（案）は、2001 年 7 月に開催される ITER 理事会に提出され、審議を経た後、最終設計報告書として承認されるものである。

1.3 ITER の技術目標

新たな技術ガイドラインで設定された技術目標は、以下の通りである。

- 誘導方式により、エネルギー増倍率（以下「Q」）が 10 以上で、プラズマの変化が定常状態に達する時間スケールを十分にカバーするものとし、300～500 秒の長時間燃焼を達成する。
- Q が 5 以上で、非誘導電流駆動方式による定常運転の実証を目指す。
- 自己点火条件の可能性も排除しない。
- 超伝導コイル、遠隔保守機器等の、核融合に不可欠な工学技術の実証を行う。
- 高熱負荷機器等の炉工学機器の試験、及び原型炉用ブランケット・モジュールの試験を行う。平均中性子束 $0.5\text{MW}/\text{m}^2$ 以上、積算中性子照射量は $0.3\text{MWa}/\text{m}^2$ 以上とする。

1.4 検討の視点

現在の ITER は 1992 年より開始された EDA の成果をベースとして設計されたものである。本技術部会においても、2000 年 1 月に提出された概要設計報告書のレビューを行う等、

ITER に関する技術評価を積み重ねてきた。概要設計報告書の段階で ITER の設計はおおよそ妥当と評価されており、最終設計報告書（案）のレビューにあたっては、

- 概要設計報告書からの進展があった部分
- 概要設計報告書の評価の際に、我が国が指摘した事項

の 2 点に焦点をあて、以下の観点から評価を行った。また、2001 年 7 月までにおいて、最終設計報告書に織り込まれるべき項目、さらに今後の課題としての項目についても検討した。

- (1) 最終設計は、設定された技術目標を満たしているか。
- (2) 最終設計は、これまでに構築されてきたデータベースや工学 R&D の成果に基づいた設計であるか。
- (3) 最終設計は、EDA を完了し、建設の判断や建設協議を始めうるに十分な基盤をなすか。
- (4) EDA 終了に向けて明確にすべき点や運転（燃焼実験）内容をさらに向上させるために考慮すべき点はなにか。

2. 評価

2.1 総合評価

当技術部会は、最終設計報告書（案）に示されたプラズマの性能に関して、 $Q \geq 10$ 以上の誘導運転と必要なパルス長については達成できる見通しがあると判断する。また、 $Q \geq 5$ の定常を目指す運転については必要な物理データベースが整備されつつあると判断する。工学設計には、各極ホームチームで行われている工学 R&D の成果が十分に取り入れられたと判断する。その結果、平均中性子束 $0.5\text{MW}/\text{m}^2$ 、積算中性子照射量 $0.3\text{MWa}/\text{m}^2$ を確保する等技術目標を満たすとともに、プラズマ性能や運転シナリオと整合した設計であると判断する。安全性では、核融合固有の安全性及び実験装置としての柔軟性を維持することを考慮している。それらを踏まえ、深層防護と ALARA (As Low As Reasonably Achievable、合理的に達成可能な限り低く保つ) を基本とする安全原則に基づき、放射性物質の閉じ込め性能を確保することを安全確保の基本的考え方としており、妥当であると判断する。コストについては、EDA 期間中に実施した R&D の成果及び各極の産業界から提供された情報に基づいて、各機器毎に、物量、工数、工具、エンジニアリングサポート及びその単価から積み上げて評価しており、ほぼ妥当であると判断する。スケジュールについても、1998 年に詳細に評価した成果を基に評価しており、その考え方は妥当と判断する。

以上から、最終設計報告書（案）は、これまでに構築されてきたデータベースや工学 R&D に基づいた設計となっており、設定された技術目標を満たし得るものである。従って、EDA を完了し建設の判断や建設協議を始めるための十分な基盤を確立したと判断する。

今後、ITER の技術目標達成の確度及び実験の柔軟性をより向上させうるものとして期待する課題は、定常運転モード及び ELM (Edge Localized Mode、周辺極在化モード) に関する評価、扱うトリチウム量や壁材料等の放射化量の評価、安全解析手法に関するさらなる定量

的評価、コスト評価の精度の向上等である。本国内評価報告書において、技術部会の見解を物理、工学、安全、コスト及びスケジュールの分野に分けて、2.2 節から 2.5 節までにまとめた。これらが、2001 年 7 月までの活動の過程で考慮されることを期待する。

2.2 物理分野の評価

2.2.1 評価の要点

最終設計報告書（案）に示されたプラズマ性能は、1.3 節に示された技術目標をほぼ満たすものであると評価する。ただし、 $Q \geq 5$ の定常を目指す運転については、物理データベースが整備されつつある段階と判断する。

残された期間にさらに検討を進める過程では、プラズマの性能について、これを支えるトカマクの構成機器との整合性を考慮しつつ、技術目標達成をより確実にし、計画の裕度を高めるために以下の検討が必要と考える。

2.2.2 最終設計報告書（案）に盛り込まれた研究の進展

(1) 運転シナリオ

- $Q \geq 10$ 以上の誘導運転の信頼性が、特に高密度領域において高まったことを評価する。これまでのデータベースでは、グリーンワルド密度限界に近づくと、閉じ込めが劣化する傾向があったが、JET 等の最近の実験では、高三角度放電において内側からペレットを入射することにより、良好な閉じ込めを維持できる例が示された。
- プラズマ電流 17MA の運転の検討により、 $Q \geq 50$ や $Q = \infty$ の自己点火の可能性が高まった。

(2) プラズマ性能評価

- 輸送モデルの活用により、プラズマの密度、温度や電流の空間分布を考慮したプラズマ性能評価が可能になり、さらにダイバータとの両立性も考慮され、性能予測の信頼性が向上している。

(3) 運転領域

- 自己点火が可能なパラメータ領域が示され、熱的不安定性の実験も可能であることが示された。

(4) ダイバータ機能

- 誘導運転、ハイブリッド運転、定常運転のそれぞれにおいて、ダイバータ機能についてコアプラズマとの整合性を考慮した解析が進展した。

(5) アルファ粒子閉じ込め

- フェライト鋼の挿入によるリップル損失の抑制の定量的評価が進展した。なお、フェライト鋼挿入の閉じ込め性能への影響は小さいことも確認された。

(6) プラズマ制御

- 高ベータプラズマで発生する新古典テアリングモードの電子サイクロトロン (ECR)

加熱による制御の検討は進展している。また、抵抗性壁モード(Resistive Wall Mode、以下 RWM)に対しては、補助コイルによるフィードバック制御が検討されている。

2.2.3 物理分野において EDA 完了までに検討が期待される事項

(1) ITER が技術目標を達成し得ることをより確実にしうる事項

- 高エネルギー増倍率をめざす運転において、高三角度により ELM を制御しうることは示されているが、ELM によるダイバータへの熱流束がダイバータ板の損耗を増加させ、その寿命を短くする可能性がある。それによって放電持続時間等の実験計画（運転計画）へ与える影響の定量的な検討を期待する。
- ITER クラスのプラズマの輸送シミュレーションにおいて、選んだモデルの差異が、シミュレーション結果にどのように反映されるかを検討することを期待する。
- ヘリウム排気や不純物輸送に対する粒子輸送モデルの妥当性の検討を期待する。
- 定常運転モードの運転領域の確定を目指した検討を期待する。特に、内部輸送障壁を含む輸送モデルの信頼性とそのようなプラズマの安定性の評価を期待する。
- NTM(Neo-Classical Tearing Mode、新古典テアリングモード)、RWM の不安定性の制御に対するより定量的な評価を期待する。
- ディスラプション制御の検討は進展しているが、そのために必要な計測を含め制御法のさらなる評価を期待する。

(2) 実験の柔軟性を高めると予想される事項

- 核融合出力のリアル・タイムの計測と制御の検討を期待する。また、既に検討された事項を、報告書に明記すべきである。
- 定常運転には弱い負磁気シアモードもオプションとして選んでいるが、その場合のアルファ粒子による不安定性の検討を期待する。
- 内側からのペレット入射を評価する物理モデルの構築を期待する。

2.3 工学分野の評価

2.3.1 評価の要点

工学分野においては、ITER の装置構成・配置及び運転条件等を踏まえて、トカマク機器や附帯する系統機器、プラント及び保守・補修設備等の設計が進展した。これらの設計は、これまでの R&D 成果やデータベースさらに既存の技術や経験に基づいたものであり、また、概要設計報告書の国内レビューにおいて指摘した課題についても適切に対応が図られており、技術的観点から妥当と判断される。

2.3.2 工学分野における主な設計の進展

概要設計報告書の国内レビューにおける指摘事項への対応を含めて以下に示す。

(1) トカマク機器

- デイスラプション時の電磁力、熱負荷、地震荷重等の荷重組み合わせに基づく構造解析が進展し、荷重分類を考慮した ASME(American Society of Mechanical Engineers、米国機械学会)設計基準に照らして、ITER で想定する運転時の荷重に対して支持構造を含めて構造的健全性が確保されている。
- 遮へいブランケットについては、冷却水配管を真空容器外に配置する案を主案に選定し、熱・構造解析により配管構造・配置の妥当性が示された。
- トロイダル磁場（以下「TF」）コイルについては、ラジアルプレートを設置した巻き線構造を主案に選定し、製作性や組立性の検討によりウエッジ支持の基本的な妥当性が示された。また、TF モデル・コイル試験により性能が実証されることが見込まれる。
- 中心ソレノイド（以下「CS」）コイルについては、CS モデル・コイル試験によりパルス性能が実証され、導体の補強構造についてはさらなるコスト合理化が検討されている。

(2) トカマクに附帯する系統機器

- 加熱電流駆動系については、これまでの R&D によりシステム性能を左右する主要部位の要素技術開発が進展し目標性能を達成するとともに、これらの成果を踏まえた機器設計並びに真空容器ポートとの取り合い構造が示された。システム性能については、国際的共通認識による R&D 計画の方針に基づき、ITER 建設時の当該機器の製作までに実証される。
- プラズマ計測機器については、プラズマ制御及び性能評価の要求に基づき分類されるとともに、各機器の配置やトカマク機器との基本的な取り合い条件が明らかにされた。ITER の運転シナリオとの関連において、運転制御のために個々の計測機器に求められる機能を具体化する検討が引き続き行われている。

(3) プラント系統機器及び保守・補修設備

- プラント系統機器については、冷却水系、冷凍系等の流体系及び電気系を含め、建家空間の最小化及びコスト低減を指向した系統・配置の基本計画が構築された。
- トリチウム燃料循環系及び除去系の設計では、類似のプラントにおける運転経験を踏まえ、ITER の運転要件等を考慮し可動性のトリチウム保有量の最小化及びトリチウム閉じ込め性能の確保が図られている。
- トカマク機器等の保守・補修を行う遠隔操作機器及びホットセル設備については、これまでの実機大 R&D の成果を踏まえた設計が反映されている。

(4) その他

- トカマク機器の細部構造の設計進展と並行して、運転シナリオに基づいて放射能濃度が各機器・部位の核種毎に評価され、運転中及び解体時における放射性廃棄物のレベルと発生量、さらにこれらに基づくデコミニショニング計画が示された。

2.3.3 工学分野において EDA 完了までに検討が期待される事項

工学分野においては、上述のように、実現可能な技術やデータベースに基づき設計されているが、以下の項目については、さらなる設計の合理化の可能性や信頼性及び柔軟性向上の観点から引き続き検討が期待される。なお、工学分野において現在進められている R&D や詳細解析に関しては、EDA 期間内にその成果が集約されコスト合理化や設計裕度の定量化等を含めさらなる設計の詳細化に反映されるものと理解する。

- (1) プラズマ電流 17MA による高エネルギー増倍率運転時において、VDE(Vertical Displacement Event、垂直位置移動消滅)や TF コイルの高速消磁等の事象組み合わせの発生頻度を考慮し、合理的な許容限界を含めて設計思想の明確化と対策を検討する。
- (2) 拡張試験段階で装着の可能性がある増殖ブランケットについては、遮へいブランケットの支持構造、冷却水配管との取り扱い等を考慮して、設計の詳細化を図り、トリチウムの増殖・回収性能を明らかにする。
- (3) プラズマ対向壁のトリチウム蓄積量については、既存トカマク等での実験結果を集約し、その評価の精度向上に努めるとともに、トリチウム再付着の抑制や制御について引き続き検討を行う。
- (4) ブランケットを真空容器に直づけする構造を採用したため、真空容器の構造が複雑となり、結果として真空容器のコストが増加していると考えられる。ブランケット支持方式については、真空容器構造の単純化を含め、更に検討が行われることを期待する。

2.4 安全性評価

2.4.1 安全確保の基本的考え方の妥当性

ITER の安全性については、ITER がどの参加極にも建設可能であることを前提として、原子力施設等を対象とした国際的に共通な安全確保の原則や評価基準等に基づいて、プロジェクトが自主的に安全設計のガイドラインを定めている。これに基づき、ITER の安全確保の基本的な考え方及び安全設計の方針を構築するとともに、共通のサイト条件に対する安全解析と安全評価を実施している。

安全確保の基本的考え方は、以下の方針に基づいており、妥当と判断される。なお、この基本的な考え方については、概ね各国の考え方とも整合性があるとの共通認識が得られている。

- (1) ITER 特有の反応終息性や低崩壊熱密度、及び小さいハザードポテンシャル等の ITER が備え持つ安全上の特徴を考慮する。
- (2) ITER の運転にあたっては実験装置であることに基づく柔軟な対応を考慮する。
- (3) これらを踏まえ、平常時には、放射線防護、構造的健全性の確保・維持による放射性物質の閉じ込め性能を確保すること（事故の発生防止）、さらに万一の事故を仮定しても放出放射性物質を除去・低減すること（事故の影響緩和）が可能であることを原則とする。また、安全設計及び評価においても、以下のような考え方を採用しており、ITER の安全上

の特徴を定量的に示す上で妥当と評価される。

- (1)安全設計では、ハザードポテンシャルが小さいことを踏まえ、合理的な重要度分類に応じた機器仕様や荷重区分を考慮する。
- (2)安全評価では、事象を(I)通常運転、(II)通常運転からの逸脱及び(III)想定事故に区分し、それぞれについて解析・評価を行う。さらに、ITER が大規模に重水素・トリチウム燃焼を行うことから、感度解析として、仮想的な事象についても影響評価を行う。

これら一連の安全解析・評価から、ITER の安全上の特性が明らかとなり、仮想的な事象においても十分な安全性が確保できる設計が可能と判断される。また、安全解析に用いるデータベースの取得やコード検証のための実験等も、国際的に行われており、概ね妥当と評価する。

2.4.2 安全性分野において EDA 完了までに検討が期待される事項

許認可の申請に必要な要件はホスト国に依存するため、最終設計報告書（案）に示された安全性に関する検討は、ホスト国における許認可活動を支援する技術情報として位置付けられる。我が国においては、科学技術庁により「ITER 施設の安全確保の基本的な考え方について」（平成 12 年 7 月）が安全性に係る基本的要件として取りまとめられており、今後、最終設計報告書（案）に基づくサイト依存設計とこの基本的な考え方との整合性が検討の対象となる。従って、上記安全性に関する検討に用いた技術データが、我が国での許認可の審査に耐え得る定量的な根拠に基づいているかどうかを検討することが重要である。現在進められている安全性 R&D やベンチマーク計算の結果を踏まえて、安全解析の根拠となる ITER に特有な安全性に関するデータ、解析手法、ソースタームの包絡性等について、引き続き妥当性の精査が行われることを期待する。

2.5 コスト及びスケジュール

概要設計報告書以降、コスト見積もり及びコスト低減に向けた機器設計並びに製作性検討に関して、以下の進展があった。なお、今回の建設コストは、サイト整備費を除いたコストである。

- (1)建設コストは、仕様記述書（Procurement Package）に基づいて、各機器毎に物量、工数及び工具・施設、エンジニアリングサポート等に分類し、それぞれの見積もりが行われた。
- (2)マグネットに関しては、ラジアルプレートやコイルケースの製作及び精密加工を行う大型の専用加工施設を 1 カ所に集約して必要な施設の数が最小化され、TF コイルの製作が複数の企業で分業できる可能性が示されている。
- (3)トリチウムプラント、計測機器、遠隔機器（ホットセル内遠隔機器を含む）及び真空排気設備等、実験に応じて仕様の見直しが見込まれるものは、実験開始時に必要な最小セットを整えることを提案し、コスト見積りに反映させた。

(4)運転期間及び解体期間における経費については、98 年時の詳細な見積り評価結果に基づき、小型化されたことによる変更を評価して、積算が行われた。

以上から、建設、運転、解体におけるコスト見積り手法は妥当であると判断する。

なお、この見積り手法を日本の実情に即して適用し評価すると、ITER の建設費総額は、ITER 共同中央チームによる見積りに比べ 10%強ほど大きくなるという試算もある。

建設スケジュールは 1998 年時の詳細な検討に基づいて立案されており、その検討・立案の手法は妥当であると判断する。

今後、既に着手されている R&D の成果により、マグネットの導体や構造体のコスト低減が期待されうる。これらの R&D の成果を反映して、EDA 終了までに、技術目標の達成度を確保しつつ、より精度の高いコスト見積りを行うことを希望する。

3 付帯的提案

(1)ITER の設計の進展は、当技術部会の国内評価報告書（案）に述べた様に、建設の判断や建設協議を始めるための基盤をなしている。技術目標の達成度をより確実にするために、国内においては、技術部会と同様の主体により、その進展の確認をすることは意味があると考ええる。

(2)サイト依存設計を行う調整技術活動（CTA）では、更に進んだデータベースの導入により、運転方法及び設計の改良案が提示される可能性がある。上記改良案が提示される場合も考慮して、その科学的健全性を確認するための国際的科学評価の実施について検討することを提案する。