

核融合研究開発におけるITERの位置づけ

平成13年5月29日

文部科学省研究開発局

核融合開発室

1. 核融合研究開発の推進の基本的考え方

我が国における核融合の研究開発については、原子力委員会が定めた基本計画により段階的に進められてきている。この段階的開発戦略は、各段階において明確な目標を定めつつ進むものであり、一つの段階から次の段階へは、まず次の目標が適切かについて吟味し、改めて設定した目標の達成に必要な科学技術的見通しが十分に得られていることを確認して進もうとするものである。

2. 第三段階核融合研究開発基本計画における実験炉の推進

現行の基本計画は、平成4年5月に定められた「第三段階核融合研究開発基本計画」（別添1）であり、自己点火条件の達成及び長時間燃焼の実現並びに原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成を主要な目標として、その研究開発の中核を担う装置として、トカマク型の実験炉を開発する、としている。

平成8年8月には、核融合会議が、ITER計画を実験炉として位置付け、開発することが適当であるものとする（別添2）、とし、原子力委員会においてもこの考えを了承している。

また、平成10年11月には、核融合会議が、米国が平成11年7月以降のITER工学設計活動への参加が困難になったことを踏まえ、①基本計画を見直す必要性、②ITERの「実験炉」としての位置付け、について検討し、①基本計画を見直す必要性がないことを確認し、②「実験炉」として位置づけることが適当であることを確認（別添3）している。この検討結果については、同年12月に、原子力委員会においても、適切なものであるとの見解が示されている。

さらに、ITERの設計が第三段階の研究開発目標を達成できるかどうかについては、核融合会議において随時検討が行われており、最近では、平成13年2月にとりまとめられた最終設計報告書案について、同3月に「設定された技術目標を満たしうるものである。」との評価が得られている。（別添4）

3. 実験炉による研究開発以外の研究開発の推進

実験炉による研究開発以外の研究開発に関しては、基本計画において、①実験炉による研究開発だけでは十分解明できない課題を解明するための補完的な研究開発及び実験炉を含む各段階の中核装置に新技術を取り入れる前に確認・実証等を行うための先進的研究開発をトカマク型装置で行う、②今後の研究開発の成果によってはトカマク型を上回る閉じ込めを実現する可能性を有していること、トカマク型装置による研究開発への貢献が期待されること等から、トカマク型以外の装置の研究

開発を進める、としている。この点については、前述の平成8年8月と平成10年11月の核融合会議の報告においても指摘されており、原子力委員会もそれぞれ適切としてきている。

第三段階核融合研究開発基本計画

平成4年6月9日

原子力委員会

第三段階の核融合研究開発は、次に示す基本計画に基づき実施するものとする。

1. 研究開発の目標

第三段階の研究開発は、自己点火条件の達成及び長時間燃焼の実現並びに原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成を主要な目標として実施する。これを達成するための研究開発の中核を担う装置として、トカマク型の実験炉を開発する。これらの研究開発により、第四段階以降の研究開発に十分な見通しを得ることを目標とする。

2. 研究開発の内容

上記1.に示した研究開発の目標を達成するために実施すべき具体的な研究開発の内容は、次のとおりとする。

(1) 炉心プラズマ技術

炉心プラズマ技術に関して、以下の研究開発を行う。

1) トカマク型の実験炉による自己点火条件の達成及び長時間燃焼の実現を目指した研究開発

(i) 自己点火条件

自己点火条件（エネルギー増倍率が20程度）を達成することを目指し、高性能プラズマの閉じ込めの改善、全プラズマ加熱入力に占める高エネルギー・アルファ粒子による加熱入力の比率の向上等に関する研究開発を行う。

(ii) 長時間燃焼

定常炉心プラズマへの見通しを得るために必要と考えられる長パルス運転（1000秒程度以上）を実現することを目指し、高効率電流駆動法、ダイバータ板への熱負荷軽減法、ヘリウム排出法、ディスラプション回避法等に関する研究開発を行う。

2) その他の研究開発

(i) トカマク型装置

実験炉による研究開発だけでは十分解明できない炉心プラズマ技術分野の課題を解明するための補完的な研究開発及び実験炉を含む各段階の中核装置に新技術等を取り入れる前に確認・実証等を行うための先進的研究開発を行う。

(ii) トカマク型以外の装置

トカマク型以外の装置は、今後の研究開発の成果によってはトカマク型を上回る閉じ込めを実現する可能性を有していること、トカマク型装置による研究開発への貢献が期待されること

等から、これらの研究開発を進める。ヘリカル型装置については、大型装置による計画を着実に推進し、高性能閉じ込め状態の定常維持及び高ベータ値の達成に努め、ヘリカル型装置における閉じ込め比例則の信頼性を高める研究開発を進める。また、逆磁場ピンチ型装置、ミラー型装置、コンパクト・トーラス型装置及び慣性閉じ込め装置についても引き続きその研究を進める。

(2) 炉工学技術

実験炉の開発に必要な主要構成機器の大型化・高性能化を図るとともに、原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成を図るため、実験炉による試験等を含めた研究開発を進める。さらに、核融合炉の実用化のために必須の炉工学技術であって、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開始する必要があるものについて、その研究開発を進める。

このため、大型・高磁界の超電導コイル、遠隔保守技術とその適用が可能な炉構造機器、高熱負荷に耐える高い除熱性能を有するプラズマ対向機器、大出力・長時間動作の加熱・電流駆動装置、トリチウムの製造・増殖・取扱い技術、ブランケット技術等の研究開発を進めつつ、これらの装置・機器の統合・集約化の技術を確立する。また、高いフルエンスの中性子照射に耐える構造材料、ブランケット材料、計測・制御機器及び低放射化材料の開発を進めるとともに、中性子照射による材料特性等のデータの蓄積を行う。

慣性閉じ込めの技術については、高いエネルギー変換効率と繰り返し動作頻度を持つ高出力ドライバを開発する。

(3) 安全性に関する研究

核融合炉の安全性の向上に資する観点から、トリチウム等の放射性物質の炉内外における挙動の把握、機器・設備の工学的安全性、核融合炉の安全性評価手法等の研究開発を進める。

(4) 核融合炉システムの設計研究

核融合動力炉を含む核融合炉システムの具体的構想を策定し、その設計研究を進める。

3. 研究開発の分担

実験炉に係わる開発、試験及び研究については、日本原子力研究所が担当する。実験炉以外の研究開発は、大学、国立研究機関及び日本原子力研究所が相互の連携・協力により進める。これらに当たっては、産業界の積極的参加が得られるよう十分配慮して研究開発を進める。

4. 研究開発の期間

第三段階の研究開発は、平成4年度から開始し、実験炉による研究開発が終了し、かつ、次期中核装置と考えられる原型炉による研究開発が開始される段階、又は第四段階核融合研究開発基本計画の策定が行われた段階のいずれか早い時点において完了するものとする。

国際熱核融合実験炉（ITER）と第三段階核融合研究開発基本計画上の「実験炉」について

平成8年8月26日

核融合会議

現在我が国核融合研究開発に関しては、「第三段階核融合研究開発基本計画」（平成4年6月、原子力委員会決定）に従って進められているところであり、同計画において、第三段階における研究開発の目標を達成するための中核装置として、トカマク型実験炉（以下「実験炉」）を開発するとされている。また、日本、米国、EU、ロシアの協力によって進められている国際熱核融合実験炉（ITER）計画の工学設計活動も、順調に作業が進捗しており、本年7月には、ITERの建設、運転、利用等の段階に向けての取り組みに関する国際的協議も開始されたところである。

ITER計画に関して、我が国としては、「実験炉」の開発を目指して工学設計活動が進められてきているとの認識の下に参加してきているところであるが、ITERの建設に向けての計画が動きつつある現在、当会議が「実験炉」とITERとの関係を含め、今後のITER計画の取り進め方についての考え方を整理することは、我が国が国内外の理解を得て同計画に対応していく上で重要であると認識される。

かかる認識に立ち、当会議の構成員を中心とする専門家に対し、所要の検討を依頼したところ、このほど、別添の通り報告があった。検討の結果、同報告の内容は妥当なものと判断され、報告に指摘されている諸点が満たされることをもって、ITER計画を「実験炉」として位置付け、開発することが適当であるものとする。

ITERに要する資金等の規模あるいは社会的意味等を鑑みると、今後の取り組みに関しては、核融合分野のみならず、科学技術全体、国際関係、新エネルギー開発、社会・経済等の各分野からの検討を経ることが、各方面の理解と支持を得る上で重要であり、原子力委員会がそのための適切な場を設けることが望まれる。

国際熱核融合実験炉（ITER）と第三段階核融合研究開発基本計画上の「実験炉」との関係について

平成8年8月23日

- 1、国際熱核融合実験炉（ITER）に関しては、中間設計段階を経て詳細設計段階に移行し、現在順調な設計活動が進められている。他方、工学設計活動以降の段階、すなわち、ITERの建設、運転、利用等の段階に関しては、立地、コスト負担等に対する取り組み方に関する提案を記述した特別作業グループの報告書がITER理事会を経由して各極に提示されている。かかる状況下、現行ITER協定参加極は建設等の段階における取り組みに関する準備協議を開始することに合意し、本年7月第1回会合が開催されたところである。
- 2、ITERを巡る状況が大きく動きだそうとしている現在、ITERに対する我が国の取り組み方を検討していくに当たり、まずは我が国核融合研究開発の方針を示した第三段階核融合研究開発基本計画（以下「第三段階計画」）（平成4年 原子力委員会決定）において中核装置として開発することとされている「実験炉」とITERとの関係を整理をすることが適当である旨の指摘が核融合会議において行われた。かかる指摘を受け、核融合会議座長からの指名を受けた別紙の参加者がこれまで検討を重ねてきたところである。

- 3、検討に当たっては、これまで核融合会議ITER/EDA技術部会が適宜ITER工学設計内容の適切さに関して技術面からの検討を実施してきていること、昨今ITER計画の具体化の動きにともない種々の意見が出されていること等を配慮し、主として以下の事項を検討した。

- ・ ITERと「実験炉」の技術目標の比較
- ・ ITERと原型炉以降の炉型との関連
- ・ ITERと「実験炉」において達成すべき技術課題との整合性
- ・ ITER計画の柔軟性
- ・ ITER計画の技術的実現性
- ・ ITERの立地地点に関する配慮
- ・ ITER計画に対する各層からの理解

その際、「第三段階計画」上の「実験炉」に関しては、炉の仕様等の適切さのみならず、我が国核融合研究開発上の重要なステップとして、原型炉以降に向けての技術基盤・経験を蓄積していくことが必要であるため、ITER計画によってかかる蓄積が実現されるか否かについて、特に留意したところである。

- 4、その検討の概要は以下の通りである。

①技術目標の比較

ITERは、核融合エネルギーの実現を見通すための高エネルギー増倍率（Q値）の実現とかかる条件下でのプラズマ電流分布の定常化等のプラズマ挙動を解明するために、

「第三段階計画」にいう自己点火条件（Q値20程度以上）及び長時間燃焼（1000秒程度の燃焼）を同時に達成することを目指している。この技術目標は、現時点において我が国が原型炉段階以降にむけて必要な技術基盤を蓄積していくための「実験炉」の技術目標として適切である。また、1000秒間の燃焼において、ITER計画が誘導電流駆動方式による自己点火条件の達成を経て、非誘導電流駆動方式による自己点火条件の達成を目指していることは、技術目標達成のための運転形態として現実的である。

②原型炉以降の炉型との関連

「第三段階計画」上の「実験炉」の開発に当たっては、原型炉以降に向けた技術蓄積が重要であるとの認識から、現段階において原型炉以降の将来像を保有しておくことも必要である。「第三段階計画」においては、核融合の実用化を目指して段階的に開発する計画が想定する時期との関連もあり、次段階としてトカマク型の実験炉を開発する旨決定されたと理解される。一方、トカマク型以外の装置に関する研究開発についても、「実験炉」への寄与という観点に加えて、「実験炉」の研究成果が活用され、将来トカマク型を上回る閉じ込めを有する核融合炉が実現される可能性もある。このため、トカマク型の実験炉としてITERの開発のみに特化して我が国核融合開発を進めることは、現時点において適切ではなく、ITERにおいては実施されない補完的あるいは先進的研究開発及び他の閉じ込め方式による研究開発も着実に推進することが必要である。

③設計と技術課題との整合性

「第三段階計画」の「実験炉」の技術目標を確実かつ効率的に達成するためには、現在の核融合分野の研究開発段階、実際に利用可能な材料等を勘案すると、装置の規模を含めITERの仕様は適切であると考えられる。なお、炉の小型化に向けた研究開発に関しては、原型炉以降の将来の炉の実用化に向けて着実に進めることが必要である。

④計画の柔軟性

最新の知見を可能な限り取り入れて設計することは、ITER計画の科学技術的役割からみて当然であるが、計画を成功に導くためには設計の初期段階において基本仕様を定めることも重要である。現在のITERの設計内容に関しては、現時点で必要と考えられる柔軟性は設計上配慮されており適切であると考えられる。今後新たに生じうる改良等に関しては、立地地点の特定等計画の具体化に併せ、計画遂行上支障が生じない範囲で、最新の知見等が取り入れられることを確保するよう国際協議が進められることが重要である。

⑤計画の実現性

ITERの建設及び運転に必要な技術は、多くの新規技術等の結集が予定されているが、現時点における国内的・国際的技術レベルから判断して、実現可能であると理解される。但し、ITERを想定した実規模相当の製作実証試験等の工学設計活動に関しては、所定の期間内に目的の成果・データが得られることが重要である。

また、ITERの実現に当たっては、経済的側面とともに、人材の確保が重要な課題となっており、広く国内外から優秀な人材が集まるよう配慮することが必要である。なお、人材養成の観点から、大学等の役割が大きく期待される。

⑥立地地点

技術的意義等の面から判断して、ITERは「実験炉」としての要件を十分備えたものと認められる。ITERの国内立地と国外立地に関しては、我が国が原型炉以降に向けての技術蓄積を如何に図っていくかという観点を含め、ITERを「第三段階計画」上の「実験炉」とするためには如何なる環境を整備していくことが必要であるのかといった点等を慎重に比較・検討していく必要がある。

5、以上により、ITERは「第三段階計画」における中核装置である「実験炉」の要件を十分備えているものと理解される。今後以下の点に留意し国内外の検討・協議を進めることにより適切な状況が整うことをもって、国際的な枠組みの中で進められるITER計画を我が国核融合研究開発を段階的に進めていく上での「実験炉」として位置付け、開発していくことが適当であると判断される。

- ① ITERを通し原型炉以降に必要とされる技術基盤の涵養が図られること
- ② ITERへの参加が国内関連機関と密接な連携の下に進められること
- ③ ITER開発のための期間が「第三段階計画」上の「実験炉」開発に関して想定される期間と整合あるものであること
- ④ ITERへの一極集中型研究開発資源の使用ではなく、ITERにおいては実施されない補完的及び先進的研究開発並びにトカマク型以外の装置に関する研究についても、着実な推進が図られること
- ⑤ 工学設計活動等が所期の目標を達成し、建設等の段階に入るに当たっての必要な資料が整えられること

6、また、ITERに要する資金等の規模あるいは社会的意味等を鑑みると、今後の取り組みに関しては、核融合分野のみならず、科学技術全体、国際関係、新エネルギー開発、社会・経済分野等からの検討を経ることが、各方面の理解と支持を得る上で重要であり、原子力委員会がそのための適切な場を設けることが望まれる。

ITER計画の進め方に関する検討への参加者

東京大学工学部

井上 信幸 教授 (核融合会議委員)

東京大学工学部

宮 健三 教授 (核融合会議委員)

九州大学応用力学研究所

強磁場プラズマ・材料実験施設長

伊藤 智之 教授 (核融合会議ITER/
EDA技術部会委員)

核融合科学研究所

大型ヘリカル研究部研究総主幹

藤原 正巳 教授 (核融合会議ITER/
EDA技術部会委員)

核融合科学研究所

プラズマ制御研究系研究主幹

本島 修 教授 (核融合会議
計画推進小委員会委員)

大阪大学

レーザー核融合研究センター長

三間 聡興 教授 (核融合会議
計画推進小委員会委員)

顧問

宮島 龍興 核融合会議座長

なお、検討に当たっては、日本原子力研究所の担当者から適宜、説明等を聴取した。

第三段階核融合研究開発基本計画上の実験炉とITERとの関係について (各論)

1. 技術目標

○技術目標

- ・ ITER計画に関しては、
 - ①自己点火条件の達成及び1000秒程度の燃焼
 - ②核融合炉に不可欠な技術の実証 等
- ・ 第三段階核融合研究開発基本計画（以下「第三段階計画」）に関しては、トカマク型の実験炉による
 - ①自己点火条件（エネルギー増倍率が20程度）を達成することを目指す
 - ②定常炉心プラズマへの見通しを得るため必要と考えられる長パルス運転（1000秒程度以上）の実現を目指し、高効率電流駆動法、ダイバータ板への熱負荷軽減法等に関する研究開発を進める。

○検討の視点

- ・ 「第三段階計画」に掲げられている技術目標に関しては、個々の目標はITER計画の技術目標と同様であると認められるものの、ITER計画ではそれらの同時達成が前提となっており、「第三段階計画」では、必ずしも二つの技術目標が同時に達成されなければならないとは記述されていないのではないか。かかる観点に立つと、ITER計画の技術目標は「第三段階計画」の「実験炉」に対する技術的要請を越えているのではないだろうか。
- ・ ITER計画の実現可能性を勘案すると、現参加国が建設に要する経費を賄えないといった場合が生じたり、各国の均等分担を要請することが結果的に総額を下げることでより達成されるしかないとされる場合は、技術目標を下げ、総コストを低減化する方向での議論が進められる可能性がある。その場合、技術目標の変更があり得るのではないか。

○検討の内容

- ・ 「第三段階計画」上の「実験炉」については、技術目標（自己点火、長時間燃焼）が掲げられているものの、その具体的内容は開発が議論される段階で検討されるよう幅を持たせたものであると認識される。かかる観点からは、「実験炉」に対し自己点火条件と長時間燃焼の同時達成が要請されている訳ではない。「実験炉」の目標は、原型炉以降の研究開発に十分な見通しを与えることであることから
 - ①自己点火条件のみが短時間達成された場合では、プラズマの電流分布等の定常化にかかる知見が得られないなど原型炉に向けての知見としては不十分
 - ②長時間燃焼のみが達成された場合では、プラズマの性能が不十分であれば、プラズマ挙動等に関する基礎的知見は得られるにしても、核融合をエネルギー源として見ていく上での知見としては不十分であると考えられる。
- ・ 「実験炉」の技術目標は、原型炉の実現に向けて必要な技術蓄積であることが基本であり、「第三段階計画」の研究開発の中核を担う装置である「実験炉」の技術目標を、現時点において理解すると、自己点火条件と長時間燃焼の同時達成とすることが適当である。
- ・ 今後の協議等の過程においてITER計画の技術目標の変更がある可能性は否定されないものの、そのような場合は、「第三段階計画」との関係に関して改めて議論が必要である。

○検討の結果

- ・ 現時点において「第三段階計画」の具体的な意味を検討した結果、自己点火条件と長時間燃焼の同時達成は、研究開発の中核装置である「実験炉」において達成すべき技術目標として適当であると考えられる。かかる観点から、ITER計画の技術目標は「実験炉」の技術目標と整合性があるものである。
- ・ 今後の国際協議等の過程において、ITER計画の技術目標を変更せざるを得ない事態が生じた場合は、改めて今後の進め方について検討が必要である。

2. 原型炉以降の炉型との関連

○「実験炉」の役割

「第三段階の研究開発は、自己点火条件の達成及び長時間燃焼の実現並びに原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成を主要な目標として実施する。これらを達成するための研究開発の中核を担う装置として、トカマク型の実験炉を開発する。これらの研究開発により、第四段階以降の研究開発に十分な見通しを得ることを目標とする。」（「第三段階計画」）

「次段階の中核装置である実験炉は、トカマク型を採用することが適当である。一方、現在最も高いプラズマ性能を実現しているのがトカマク型であることなどから、原型炉段階における研究開発については、トカマク型を基調とした検討を進めることが必要である。」（「核融合研究開発の推進について」：平成4年 核融合会議）

○検討の視点

- ・ ITER計画を「第三段階計画」上の「実験炉」と位置づけ得るか否かの議論は、両者の技術目標に整合性があることを前提に考えると、ITER計画によって我が国が原型炉段階以降に進んでいく技術基盤が蓄積できるか否かによるのではないか。
- ・ 核融合をエネルギー源として見通した場合、例えば原型炉段階までには解決されている必要があるディスラプションに関し、ITER計画では十分な対策が講じられているのか。
- ・ 炉工学技術等について、原型炉に向けて蓄積すべき技術的知見とITER開発を通して取得可能な技術的知見とを整理し、ITER計画によっては実現の見通しが得られない課題を抽出し、それへの取り組みを実施することも必要ではないか。
- ・ ITERを「実験炉」とすることは、将来にわたりトカマク型の炉のみを採用していくことになるのではないか。

○検討の内容

- ・ 原型炉段階の目的は、定常炉心プラズマの実現及びプラント規模での発電の技術的実証にある。トカマク型装置に関しては、現段階で炉心プラズマ技術に関するデータを最も豊富に蓄積しており、プラズマ性能に関しても各種閉じ込め方式の中で最も高いものを得ていると判断される。
従って、「第三段階計画」において、「実験炉」の目的を最も速やかにかつ確実に達成し得る閉じ込め方式がトカマク型であるという認識は、現時点においても、また、近未来においても適切であり、原型炉段階における研究開発については、トカマク型を基調とした検討を進めることが適当であると考えられる。
- ・ 閉じ込め方式に関しては、トカマク型の研究開発と並行して推進される基礎研究開発を通し、将来トカマク型を上回る新しい概念等が創出されてくる可能性があることなどから、ある時点において、トカマク型と、それ以外の炉型の将来性を比較し、どちらかのみを選択するということは適当でなく、実用化につなげる炉型としての選択の多様性を残しておくことも重要ではないか。
- ・ ディスラプションに関しては、原型炉段階ではその回避が不可欠である。ITER計画に関しては、ディスラプションの制御技術の確立も一つの目標であり、ディスラプションの発生を予め予想し回避するとともに、例えばディスラプションがあったとしても、まずは装置が壊れないこと、次に影響が他に及ばないことなどの設計上の配慮がなされている。これらにより、ITER計画の段階において、ディスラプションへの対策は十分確立されるものと考えられる。

- ・ 炉工学技術に関しては、定常化を目的とする原型炉段階において実現される必要がある技術課題の内、
 - ① 30以上のQ値を達成するために必要な強磁場の達成と高効率定常維持
 - ② 100dpa程度の高い耐中性子構造材料の実現
 - ③ ダイバータへの熱負荷低減
- 等に関しては、現在の材料・技術に関する研究開発状況を鑑みると、「実験炉」計画の中において、実現することは現実的でなく、補完的研究開発及び先進的研究開発が必要である。
- ・ 炉工学技術の分野では、通常、高い一般性と広い共通性が存在するため、トカマク型実験炉を対象として蓄積された各種知見は、他の方式の研究開発にも応用され得る。

○検討の結果

- ・ 現時点において蓄積されている各種技術的知見から判断し、「第三段階計画」において、研究開発の中核装置としてトカマク型の実験炉を開発することは、妥当である。
- ・ トカマク型以外の装置に関する研究については、「実験炉」への寄与という観点から推進する重要性を有するほか、「実験炉」の開発成果が応用されることによって高い閉じ込め性能等を有する核融合炉が開発される可能性もあり得る。また、閉じ込め方式の多様性が確保されることは、核融合炉の実用化のために必要であることも考えられ、適切な推進が図られる必要がある。

3. エネルギー増倍率 (Q) 及び運転方式について

○エネルギー増倍率について、

・ITER計画に関しては、

1、000秒の誘導電流駆動運転	1.5 GWの出力	$Q = \infty$ (実質的)
2、000秒の非誘導電流駆動運転	1.35 GWの出力	$Q = 20 \sim 30$
10、000秒の非誘導電流駆動運転	1.5 GWの出力	$Q = 15$

・「第三段階計画」上の「実験炉」に関しては、

(非誘導電流駆動運転による) エネルギー増倍率が20程度 (自己点火条件) の達成

法) トカマク型装置におけるプラズマでは、プラズマ電流を駆動するためのエネルギー入力があるのでQ値は無限大にはならない。しかし、Q値が20程度であれば、アルファ粒子加熱の割合は全加熱入力の80%程度となり、主としてアルファ粒子加熱によってプラズマが加熱・維持される状態が実現されるので、広義の自己点火条件と言えることができる。(核融合会議：核融合研究開発の促進について)

○検討の視点

・ITER計画においては、誘導電流駆動方式による自己点火条件の達成及び長時間燃焼の実現が予定されており、エネルギー増倍率 (Q値) が実質的に無限大となるなど「第三段階計画」上の「実験炉」として要求されている以上の技術目標を設定しているのではないかと。

○検討の内容

(Q値について)

・現在のITERの設計においては、1000秒の誘導電流駆動運転において $Q = \infty$ を達成する上での閉じ込め裕度 (設計上想定している運転に必要な閉じ込め時間と、目標達成に最低必要な閉じ込め時間の比) は1.11である。かかる裕度であっても決して実現の見込みが少ないとは考えられないものの、不純物による性能劣化等を考えると、現実的には裕度をより大きく見込むことが適当であり、Q値20の場合は裕度が1.23、Q値15の場合は、裕度1.31 (以上、ITER中間設計) であることを考えると、誘導電流駆動方式においても現実的に達成されるQ値は20程度であると見込まれる。

・ITERが「第三段階計画」における「実験炉」として適当であるかについては、原型炉への発展性、外挿性の観点からの検討が必要である。エネルギー増倍率 (Q値) に関しては、原型炉段階において、発電炉段階におけるエネルギー効率上の観点から、非誘導電流駆動方式による運転においてQ値を30程度以上とすることが要請されている。一方、現時点における閉じ込め則、実現可能な磁場の強さ等に鑑みると、「実験炉」段階におけるQ値の技術目標としては、20程度を見込むことが適当である。

・現在のITERに関しては、プラズマ燃焼制御の達成という観点から重要なステップとして第三段階計画上に掲げられた「実験炉」の技術目標 (Q値20程度) は、諸条件を保守的に評価した場合であっても達成されるものと考えられる。更に、今後、閉じ込め則の改善、不純物制御の改善 (ダイバータの改善) 等により、Q値30程度を見通しうる実験データの取得も可能なものとなっており、原型炉への発展性という観点からもITERを基本計画上の「実験炉」として位置付けることは適切である。

(誘導電流駆動方式)

・ITERは誘導電流駆動方式による自己点火条件の達成を計画しているが、かかる条件 (誘導電流駆動方式による自己点火条件) は、原理上、パルス的にしか達成され得ず、定常運転を目指す原型炉に向けての技術蓄積の観点からは、必ずしも最終的技術目標にはなり得ないものである。しかしながら、誘導方式によるプラズマ電流駆動は、プラズマ制御等の観点からは比較的容易に実現が可能と考えられ、かかる運転を通し、自己点火条件下でのプラズマ安定性等にかかる各種基礎的データベースを取得することが期待される。従って、誘導電流駆動方式による自己点火条件の達成を経て、非誘導電流駆動方式による自己点火条件の達成に向かうことが、計画の効率的実施の観点から適切なものと考えられる。

- ・ 従って、初期の段階から非誘導電流駆動方式を直接指向して研究開発を進めるのではなく、誘導電流駆動方式による自己点火条件の達成を通し、運転経験のみならず物理的な基礎データを蓄積した上で、非誘導電流駆動方式による自己点火条件の達成を指向していくことが現実的な計画実施方策であると考えられる。

○検討の結果

- ・ エネルギー増倍率の観点から、現在のITER計画を保守的に評価した場合においても、第三段階計画上の「実験炉」の技術目標（Q値20程度）はITER計画により実現可能であると判断され、ITERは「第三段階計画」上の「実験炉」としての要件を満たすものである。
- ・ 原型炉の開発に必要な定常炉心プラズマへの見通しを得るための「実験炉」としてのITERの現実的な運転形態は、誘導電流駆動方式による自己点火条件を経て、非誘導電流駆動方式による自己点火条件の達成であり、かかる運転形態を採用することにより、十分な技術的知見をもって技術目標は達成され、原型炉以降の研究開発の基盤を形成することができる。

4. 炉の大きさ

○装置の規模

- ・ITER (プラズマ電流: 21 MA) については、

プラズマ主半径 (R)	8.14メートル
プラズマ小半径 (a)	2.8メートル
プラズマ中心磁場強度 (B)	5.7テスラ

- ・これまで国内外で議論されてきた次段階の装置としては

INTOR (8MA)	R = 4.9メートル
(1987年: IAEAワークショップ)	a = 1.2メートル
(150秒程度燃焼、Q>5)	B = 5.5テスラ

FER (12MA)	R = 4.7メートル
(1990年: 原研)	a = 1.6メートル
(定常化モード、Q~5)	B = 5.2テスラ

ITER概念設計 (21MA)	R = 6.0メートル
(1991年: ITER/CDA)	a = 2.15メートル
(自己点火、200秒程度燃焼)	B = 4.85テスラ

○検討の視点

- ・次期段階装置については、研究開発の進展に伴って装置の大型化が進み、ITERについては、これまでに計画されてきた次期装置の中で最大となっている。装置の大型化は、コストの増大にもつながり、ITER計画に対する批判の対象の一つにもなっている。小型化への努力が不十分なのではないか、また、小型化の見通しを得てから進めるべきではないのか。

○検討の内容

- ・工学的にもいわば成熟した技術であれば、装置の小型化を指向することが適切であるが、核融合の場合には、現在の研究開発段階を勘案すれば、「実験炉」の技術目標を自己点火条件の達成及び長時間燃焼の実現とした後に、種々の最適化を進め、装置の小型化を追求することが現実的であり、また適当であると考えられる。
- ・過去に計画あるいは設計された種々の装置に比して、ITERが大型化していることは事実であるが、それぞれの技術目標も異なり、設計上採用する物理面の確実さも異なるので単純な比較は適当でない。但し、ITER/CDAとの比較に関しては、基本的な目標は同じであるが、燃焼時間の延長、非円形度の低減、中心ソレノイドの中性子遮蔽の強化等によって大型化したのであり、これらは技術目標のより確実な達成等を目指した結果である。
- ・ITERに関しては、現在の技術目標を掲げ、構造材としてステンレス鋼を採用し、プラズマ電流値も現行仕様通りとしていく限り、現在の装置の規模は適切であると考えられる。ステンレス鋼以外の先進的構造材を選択肢として含めていくには、基礎的データが不足しており、また、材料製造の工業的側面からの実現可能性も不十分である。
- ・ITER計画のような大型かつ国際的にも政策的にも大きな意味を持つ計画に関しては、計画を成功に導くためには、確実さを追求することから保守的な設計とすることが現実的である。また、先進性を期待して装置の小型化を追求したとしても、結果的に技術目標が達成されなくては意味がなくなるのではないのか。

- ・ 原型炉以降の炉の大きさがITERよりも小型化するかどうかについては、強磁場の超伝導コイル用新材料開発等の進捗状況によるところが大きく、一概には言えない。核融合炉の実用化を目指していくに当たっては、今後とも装置の小型化を目指した物理面、工学面からの取り組みは必要であるが、実験室規模で得られた新しい知見・理論等を大型装置において実現されることを実証することも重要であり、かかる実証研究を実施できる環境が必要ではないか。

○検討の結果

- ・ 「第三段階計画」上の「実験炉」の技術目標を確実に達成していくため、現時点における技術的知見、今後の関連分野での予想される技術開発を勘案すると、現在のITERの規模は適切なものと考えられる。
- ・ 核融合炉の実用化に向けては、今後とも新材料の開発等装置の小型化に向けた取り組みや他方式による研究開発が必要であり、それらの研究開発の進展の成果は、原型炉段階、あるいは実証炉段階に適切に反映されることが現実的である。

5. 計画の柔軟性

○ITER設計（中間設計段階）

- ・閉じ込め則 ジャイロ・ボーム型比例則
- ・加熱方式 NBI、ICRF、ECRF（現時点においてはいずれの方式にも対応可能）
- ・ダイバータ方式 閉鎖型ダイバータ、カセット方式（新たな形状等にも対応可能）
- ・超伝導 一体型中心ソレノイド、13テスラ 等

○検討の視点

- ・核融合分野の技術開発は、日進月歩であり、今後、新技術・新概念が創出されてくる可能性があり、ITERはそれらに適切に対応できるようになっているのだろうか。
- ・ITERを装置としてより魅力的なものとするためにも、新しい技術開発の成果が採用される、あるいは、試験できるような配慮が必要ではないか。

○検討の内容

- ・ITER計画のような大型かつ国際的に多様な組織・機関が関係する計画に関しては、設定した目標を定められた期間内に達成する見通しをもって進めていくことが計画を成功に導く一つの要因であり、そのためには、設計段階で、基本的な仕様を固定することが必要である。
- ・ITER計画は、設計から建設に10年近くを要する計画であり、その過程において新概念・新技術が創出される可能性はある。これらを設計に取り入れるべきか否かについては、その成熟度、もたらされる利益等のみならず設計スケジュール保持等の観点からの判断が必要であり、新概念等の創出の可能性及びその成熟を期待し、いつまでも設計が固まらないということは、実際にプロジェクトを運営していく際には現実的ではない。設計の途中段階で、基本的な仕様が変更される場合には、全体の統合性の維持等の観点から追加的に必要とされる作業量、開発計画の遅延の可能性、技術目標の維持等に関しての十分な検討を経る必要がある。
- ・現在のITERに関しては、新技術、新概念の導入ができる限り導入できるよう柔軟性を持って設計されている。（例えば、トロイダルコイルなどの基本コンポーネントに関しては、設計の固定が要求されるが、ダイバータやポロイダル磁場コイル等に関しては、相当の設計の柔軟性を残している。）
また、各極の国内チームの協力により、負磁気シアーによる閉じ込めの改善も含め、現時点における最新のデータも包含できるよう設計されている。さらに、製作技術に関しても適宜新しい技術が採用されていくものと考えられる。
- ・ITER計画に関しては、現在の工学設計活動段階の内容と、実際に立地地点が決定された建設段階の設計内容とはきめの細かさを含め異なる可能性が生ずるのではないかと。今後進められる国際協議の中で現時点の設計を全て固定することが前提とならないような配慮が必要である。

○検討の結果

- ・規模が大きく、また限られた期間において所要の成果を上げることが要請されるITER計画に関しては、設計段階において、基本的な部分を固定することが、計画を成功に結びつける上で重要な側面でもある。但し、できる限り最新の知見に基づき計画を進めることも重要であり、また、工学設計段階での設計が一切の変更も許容されないまま実施設計に進められることは現実的ではないことから、立地地点が決定された後、サイト依存設計が進められる段階における最新の知見に基づき、実施面等を考慮した設計の見直しが許容されることが重要である。
- ・ITERに関しては、個別要素に関して、可能な限りの柔軟性が確保できる設計となっているが、今後さらに新しい知見や新技術が創出された場合、それらの実証性、あるいは原型炉への適合性に関する試験研究等が既存施設やITERを利用して適切に実施できるよう配慮することが必要である。

6. 技術の格差

OITERの主な仕様	プラズマ体積	2000立方メートル	
	磁場強度	中心ソレノイド：13テスラ	
	ダイバータ熱負荷	5MW/平方メートル	
主要装置の等主な仕様	プラズマ体積	100立方メートル	(JT-60)
	磁場強度	12テスラ	(日・米)
	ダイバータ熱負荷	3MW/平方メートル(約5秒)	(JT-60)

○検討の視点

- ITERの設計は、現在の大型トカマク装置等で実現されているパラメーターからの幅が大き過ぎ、また、未経験の技術も取り入れていることから、実際に製作できるか否か疑問ではないか。

○検討の内容

- 科学技術の研究開発、新技術の開発に関しては、実施に当たってリスクがあることはむしろ自然であり、かかるリスクを克服するために必要な技術基盤が見通しうる状況にあるか否かが鍵である。ITER計画に関しては、現段階で開発を支える技術基盤は十分であると考えられる。
- 現在の大型トカマク装置からITERを見通す場合、全く新規の技術であると特定されるものは、トリチウム取り扱い技術と超伝導コイル技術及び遠隔操作技術であり、その他のものは既に使われている技術の大型化または高性能化である。
- トリチウム取り扱い技術については、トカマク装置の開発とは別に、コンポーネント技術、ループ技術がTSTA(米)、TPL(日・原研)等で開発されてきている。トリチウム循環系の観点に立ってITERをながめると、このループの一部に真空容器が付加されているものと同等と考えられる。
- 超伝導コイルについては、大型トカマク装置では使用されていないものの、トリアム(日・九大)やトールスーブラ(仏)では実用化されている。また、高い磁場強度(13テスラ)に関しては、Nb₃Snを用いたコイルで12テスラまで開発されている。大型コイル技術に関しては、LCT(IAEA協力)やLHD(日・核融合科研)で大型口径、長尺導体コイル技術が進展している。これらの技術の進展に加えて、ITER工学R&Dで実機導体を用いた製作性、13テスラの実現性の確認がなされつつある。
- 遠隔保守技術については、ITER工学R&Dの中で5分の1モデルによる概念検証を経て、実規模モデルを開発し、具体的な対象機器の取り付け、取り外しを含めた機能確認試験が計画されており、これらを通し、技術の成立性の確認のための知見が蓄積されている。
- その他の技術については
 - 1) 構造的には大型化されていても、材料強度のように大型トカマク装置等既存の技術において採用された基準とほぼ同一の基準で対応できる技術(支持構造材等)については、計算コードによる設計解析により対応が可能である。また、例えば、真空容器セクター間溶接による変形等のように設計解析では見通せない技術課題に関しては、工学R&Dの課題として実機大モデルを製作し、製作性の確認の知見を得ることとしている。
 - 2) ダイバータ板、第一壁等の受熱機器、加熱装置、真空装置等の技術に関しては、既存の技術の高性能化が要求されるが、これらについても工学R&Dにおける課題として確認試験等が進められ、ITERの設計仕様を保障する結果が得られてきている。
- 総合組立技術に関しては、実機製作の過程で克服され、また、燃料にトリチウムを用いた自己点火に

伴う技術に関しては、実験運転を通し実証されるものと理解される。

○検討の結果

- ・ I T E R計画の技術目標の実現性に関する詳細に関しては、これまでも技術諮問委員会（T A C）において、適宜、適切な判断がなされてきているところであるが、各機関が主要装置の開発・運転等を通して得てきた核融合技術と現在までに確立されてきた工学体系とを活用すれば十分達成が見通しうる範囲に入っている。
- ・ I T E R計画を確実に実現していくためには、現在の工学設計活動、特に 7 大工学 R & D の成果を適切に創出していくことが重要である。

7. 人材の確保

○人材

- ・ ITERの運転段階においては、300人の運転専門員(Professional)及び600人の運転支援員が必要。その他、ITERを利用して研究開発を実施する研究者が活動し、その人数は約600名と見込まれる。(ITER中間設計書)
- ・ 建設段階における人材については、共同設計チームによる試算(PPY表示を単純に人数換算したもの)によると、設計段階約150名、建設段階約700名である。(ITER中間設計書)

○検討の視点

- ・ ITER計画を責任を持って実現していくためには、人材を適切に提供できることが重要ではないか。
- ・ 現在、核融合を専攻した学生が核融合分野の職を得ることが難しくなっており、かかる傾向が継続されると、核融合を専攻しようとする学生が減少し、人材確保の観点から問題が生ずるのではないか。
- ・ ITERの遠隔実験・操作が本格化すると、実際にオンサイトで活動する研究者あるいは運転員の数も低減化が図られるのではないか。

○検討の内容

- ・ ITER計画に関しては、原子力関係のみならず、電気系、物理系、機械系等の分野の人材養成・確保も視野に入れ、広く国内外からの優秀な人材が集まるよう配慮する必要がある。
また、プラズマ核融合学会の会員が、毎年約100名程増加していることから類推すると、ITER計画の実現に向けて、人材確保の観点から、我が国の潜在的提供能力は十分にあると考えられる。
- ・ 人材の観点からは、原型炉以降の段階に向けて、ITERを実現していくことを通して得られる技術蓄積は極めて大きいものがあると考えられ、かかる利点を如何に具体化していくかが重要である。また、長期に亘る技術開発の実施に当たっては、適切な形で次世代へ技術が継承されることが必要であり、この点からも人材の養成・確保は重要である。
- ・ ITER計画を含め核融合分野の人材養成の観点からは、大学等が主要役割を担うことが期待される。
- ・ 遠隔実験・運転に関しては、初期の段階で運転経験を積んだ者が遠隔地において操作することを可能とするもので、遠隔実験・運転の実現のみにより、途端に人数の低減化が図られるものではない。

○検討の結果

- ・ 原型炉に向けて我が国の技術蓄積を図っていく観点から、人材についてもITERの国内立地と国外立地の比較検討を行い、国内に立地する場合は、我が国の研究者が十分なリーダーシップを確保しながら計画を遂行できるなどのメリットを生かせることが重要である。
- ・ ITER計画を実施していくにあたっての人材養成に関し、今後事業計画の具体化に併せて検討を進める必要があるが、大学等の果たす役割が極めて大きいことから、今後ともITER計画が大学等との緊密な連携の下進められることが重要である。
- ・ ITERの建設段階に向けて、民間能力の活用方策、人材の受け皿としての産業界の役割等についての検討が必要である。

8. 国内立地と国外立地

○実施体制

「第三段階計画」

(体制)

- ・研究開発の実施に当たっては、産・学・官の有機的な連携の一層の強化を図り、総合的・計画的に研究開発を推進するためのバランスのとれた体制を構築することが肝要。

(国際協力)

- ・研究開発のリスク、所要の資金及び人材の低減及び研究開発の効率化を図るために、国際協力に幅広く取り組むことが重要
- ・我が国研究開発ポテンシャルを有効に活用しつつ主体的な国際協力の推進が望まれる。
- ・国内研究基盤の涵養に努めるとともに、国際協力に必要な社会基盤の整備、研究開発の成果の国内への還元等に留意。

ITER計画

- ・国際的枠組みによる実施

○検討の視点

- ・ITERを国内に立地しなければ、「第三段階計画」上の「実験炉」ではないということにはならないであろうが、国外に立地した場合、全体システムを統合していく技術、運転技術等の面で、原型炉以降に向けた技術蓄積が図られるのだろうか。
- ・立地地点に関しては、立地国としてどの程度の負担をすることが妥当であるのか、余り多くの負担をすることは、「実験炉」といういわば基礎的段階の研究開発において許容されるのかといった観点からの検討が必要ではないか。
- ・宇宙分野、加速器分野は、それぞれ米国、欧州がリードして進めてきており、核融合分野は我が国がリードでき、しかもそれが期待されている数少ない分野ではないのか。
- ・現時点における各極の状況を見ると、我が国がITER立地の意志を明確にすることを要請する声も高いのではないか。

○検討の内容

- ・国際協力を進めることの重要性が余りにも強調される結果、「実験炉」の本来の目的である、原型炉以降への技術蓄積を図っていくという意義が失われる、あるいは、軽んじられることがあってはならず、また、我が国に立地していく場合であっても、ITERが国際的に一つあれば良い装置であるという性格に鑑み、我が国のみの閉鎖的な計画にすることがあってはならない。
- ・核融合分野においては、何と云っても、これまでは米国、欧州が全体を牽引してきたところも多く、また現時点においても、人材等の面で幅広い研究開発能力を有していることも事実である。ITER計画の実現のためには、立地地点によらず、これら諸国の研究能力が十分生かされることが必要である。
- ・JT-60や超伝導磁石など、我が国が他極より進んでいる分野において技術的貢献をしていくことが技術的見地からの国際貢献であり、我が国のそのような姿勢は他極から評価されるものである。
- ・現時点における核融合研究開発を国際的に総覧しても、ITER計画以外に核融合炉を目指した具体的な次期装置の設計活動が実施されているものはなく、次期装置としてITERを採る以外の選択肢というのは実際にあり得ないのではないか。

○検討の結果

- ・ I T E Rの立地地点に関しては、今後国際的協議を経ていく中で、I T E Rが第三段階基本計画上の「実験炉」の役割を担い得るか否かとの関連からの検討が必要である。
- ・ I T E Rを実現するためには、全ての参加国が計画実現のための意志を持ち続けるとともに、鼓って立地への姿勢を示すような環境を我が国としても作り出していくことが必要である。
- ・ I T E Rは、国際協力により進められているものであり、外国立地の場合の可能性もあり得ることから、国際協議の結果を待つのではなく、協議の進捗にあわせ適切な対応がとれるよう、外国立地の場合の「第三段階計画」中の技術目標の充足度を検討し、不足分があればこれを如何に補っていくのかを検討していくことも必要である。

国際熱核融合実験炉（ITER）の推進について

平成10年11月25日

核融合会議

我が国は、人類の恒久的なエネルギー源の確保を目指し、「第三段階核融合研究開発基本計画」（平成4年6月、原子力委員会決定）（以下「基本計画」）に基づき、核融合の研究開発を推進しているところである。

「基本計画」においては、第三段階における研究開発の目標を達成するための中核装置として、トカマク型実験炉（以下「実験炉」）を開発するとされており、我が国は、国際熱核融合実験炉（ITER）を「実験炉」として位置付け、その工学設計活動を日本、米国、EU及びロシアの4極の協力により進めてきたところである。

今般、米国議会の状況から、米国の来年7月以降のITER工学設計活動への参加が困難となったことを踏まえ、我が国として今後ITER計画にどう取り組んでいくのかについて検討を行った。

その結果は以下のとおりである。

1. 「基本計画」を見直す必要性

今般の米国のITER計画に関する政策変更は、核融合エネルギーに係る研究開発の意義やトカマク方式の否定によるものではなく、これまでのトカマク方式への集中の是正、米国のエネルギー事情等米国固有の事情によるものと考えられること、また、トカマク方式について米国が提示している目標を分割した複数装置による開発路線は、より多くのコストと長い時間を要するものであり、現状では十分な説得力を有していないと判断されること等から、我が国としては「基本計画」を見直す必要がないことを確認した。

2. ITERの「実験炉」としての位置付け

ITERの設計については、これまで6年間の工学設計活動により得られた物理・工学の進展を基礎とした新たな技術ガイドラインが示されてい

るところである。同ガイドラインに沿って建設コストが低減される装置については、「基本計画」の研究開発の目標を達成し、第四段階以降の研究開発に十分な見通しを得ていく上で中核を担うべきものとなり得ることから、「実験炉」と位置付けることが適当であることを確認した。

3. 今後のITER工学設計活動に対する米国撤退の影響

今後のITER工学設計活動については、米国が撤退し、日本、EU及びロシアの3極により実施した場合でも継続・完了は可能であり、その目的は達成できると判断した。その理由は以下のとおりである。

- ①これまで6年間の工学設計活動の成果は自由に入手できる。
- ②これまで米国が果たしてきた技術的な役割については、3極による補完が基本的に可能である。また、大量トリチウム工学技術については、米国を含めた諸外国との技術協力や我が国における技術開発による対応が可能である。
- ③3極による工学設計活動の実施計画は、1極あたりの負担を増やすものではなく、必要な資源の提供・確保が可能である。

4. ITER計画に対する我が国の取り組み

ITER計画については、国を挙げて推進すべき我が国の核融合研究開発における最も重要なプロジェクトとしての意義に変わりがなく、かつ、日本、EU及びロシアの3極により工学設計活動を継続・完了することが可能であり、「基本計画」の目的を達成していくための有効な手段と判断されることから、我が国として引き続き同計画を積極的に推進していくべきことを確認した。併せて、今後ITER計画については、以下の事項を十分認識しつつ推進していくことが重要であることも確認した。

今後、建設段階への見通しを確実に得ていくため、関係極間において、コスト分担、協力の法的枠組み、建設・運営主体のあり方等建設に向けての要件を明らかにしていくことが必要であり、このためこれらについて我が国としての考え方を早急に取りまとめる必要がある。

また、今般の米国撤退が示すように、ITER計画には、国際協力プロジェクトという性格上、各極における突然の政策変更や予算の削減等潜在的な問題が存在していることを常に認識し、EU、ロシア等関係極との間

において意志疎通の緊密化を図る必要がある。またITER計画を着実に推進するにあたっては、国内の幅広い協力体制を構築していくとともに、同計画の効率化・活性化を図り、その魅力を一層高めていくため、プロジェクト評価の一層の厳正化を図る等事業運営についても十分配慮する必要がある。

さらにITERをその後の段階である原型炉に確実につなげていくにあたり、長期の開発期間を要する低放射化材料の開発、超伝導コイルの高性能化のための研究開発、トカマク型装置及びトカマク型以外の装置による炉心プラズマ技術の研究開発等についてもITER計画と並行して積極的に推進し、原型炉の開発に必要な広範な技術基盤を形成していく必要がある。

以上が日本、EU及びロシアの3極によりITER工学設計活動を進めるか否かについての当会議の結論である。今後、当会議としては、「基本計画」の目標を達成していくため工学設計活動の進捗についての状況を十分把握し、適切に対応していくとともに、その後の建設に向けて明らかにすべき要件について適時的確に検討を行っていくこととする。

「ITER 最終設計報告書(案)」に対する国内評価報告書

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立すると同時に、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 0.5MW/m^2 以上、積算中性子照射量は 0.3MWa/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 MW/m^2 、積算中性子照射量 0.3 MWa/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 を制御す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ッシ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合い等を考慮して、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がどの参加国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、ソースチ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 か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、この見積も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もりに比べ 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 付带的提案

- (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。

ITER/EDA技術部会 委員構成

〔主査〕	若谷 誠宏	京都大学エネルギー科学研究科 教授
〔委員〕	井上 信幸	京都大学エネルギー理工学研究所 教授
	伊藤 智之	九州大学応用力学研究所 炉心理工学研究センター長
	伊藤 早苗	九州大学応用力学研究所 教授
	岸本 浩	日本原子力研究所 理事
	庄子 哲雄	東北大学工学部 教授
	野田 哲二	金属材料技術研究所 励起場ステーション総合研究官
	関 昌弘	日本原子力研究所那珂研究所 核融合工学部長
	早田 邦久	日本原子力研究所東海研究所 副所長
	田中 知	東京大学大学院工学系研究科システム量子工学 教授
	苦米地 顕	(財)電力中央研究所 名譽研究顧問
	早瀬 喜代司	電子技術総合研究所エネルギー部 総括主任研究官
	日野 友明	北海道大学工学部 教授
	藤原 正巳	核融合科学研究所 所長
	松田 慎三郎	日本原子力研究所那珂研究所 所長
	宮 健三	東京大学大学院工学系研究科システム量子工学 教授