

核融合発電の具体像

——概念設計から商用発電への道——

Development of Fusion Reactor

——Present Status and Future Program——

田村 早苗*

Sanae Tamura

1. はじめに

核融合の研究開発はおよそ30年の歴史を経て、現在ようやくトカマク形という一つの炉形式によって、臨界プラズマ条件（プラズマ加熱のための入力と等しい核融合反応出力が得られるプラズマの条件）を達成し、いわゆる核融合の科学的実証を果たそうという段階に到達している。この時点において、開発の究極の目標である核融合実用炉への展望を明らかにすることが与えられた題目の趣旨であろうが、核融合の開発は、実用炉の実現までになお数十年を要しようと思込まれるおおよそ過去に類例を見ない困難かつ長大な企てであるだけに、これに明快に答えることは極めて難しい。幸いここ10年余りの炉心プラズマ性能の目覚ましい向上や炉工学技術開発の発展、これと対をなす核融合炉設計の進歩、あるいは各種のアセスメントなどの成果によって、核融合炉実現に向けて長期的に解決を図るべき課題はほぼ明らかにされており、科学的・技術的観点から今後の在るべき研究開発のシナリオを描き出すことは可能であろう。しかしながら、核融合の研究開発は、とくに長い期間と大きな開発経費を必要とするものであるから、科学的・技術的観点からの開発の論理を踏まえながらも、超長期的な世界のエネルギー情勢の推移の予測や国の政策的対応の在り方など、基本的背景についての考察が不可欠であり、むしろ国の長期的なエネルギー政策上の判断が極めて重要となる性格のものであることに留意する必要がある。昨年6月に改訂された原子力委員会の“原子力開発利用長期計画”によれば、核融合の研究開発は実用化に向けて積極的に推進すべきものとされ、広範な極限技術、先端技術を先導するプロジェクトとしての重要性が期待されている。

核融合炉の実用化の時期についてはいろいろな考え方があがるが、21世紀半ばを想定するのが一つの考え方であろう。核融合研究開発の現在の段階は、自らの進展状況を鳥瞰しながら核融合実用炉の概念の構築を進めている段階にあると見てよく、この段階において、科学的・技術的課題の解決の可能性の予測や核融合炉の経済的実用性の見通しの評価などによって、研究開発の評価そのものや、あるいはその進め方に対する考え方に大きな幅や多様性が生ずるのは当然のことといえよう。核融合炉の工学システムとしての概念や経済的実用性について多面的な検討を加えつつ今後の研究開発の方向を見きわめ、燃料資源や安全性の点で極めて魅力的な優れた特質を備えた核融合エネルギーを、人類共有の未来のエネルギー源として獲得すべく着実にその開発努力を継続することが肝心である。

以下では、現段階において最も研究開発が進展しているトカマク形を代表例にして、核融合実用炉の概念の技術的解説というよりは、むしろその実現に向けての研究開発の現状と今後の課題及び開発の道筋などを概観することにした。核融合研究開発全般の現状を概観するには、例えば文献¹⁾がある。

2. 炉心プラズマ開発の現状—核融合の科学的実証

すでによく知られているように、恒星のエネルギー源である核融合反応によって発生するエネルギーを利用して動力を得る装置—核融合炉（図-1参照）をつくり出すことが核融合研究開発の目的であり、最も発生率の高い重水素(D)・三重水素(T)の核融合反応(DT反応： ${}^2_1\text{D} + {}^3_1\text{T} \rightarrow {}^4_2\text{He} (3.5 \text{ MeV}) + {}^1_0\text{n} (14.1 \text{ MeV})$)を利用してこれを実現することが当面の目標である。核融合反応を起すためには、D、Tの混合ガスを超高温のプラズマ状態にして、原子核同志を高速で衝突させる必要があり、これから十分なエネルギーを取り出すた

* 日本原子力研究所那珂研究所臨界プラズマ研究部次長
〒311-02 茨城県那珂郡那珂町大字向山801-1

めには、衝突頻度が高いことが要求される。この条件を実現するには、一定以上の粒子密度をもった超高温（～1億度）プラズマを、一定時間、反応を起させる核融合炉の炉心内部に閉じ込めることが必要となる。閉じ込めの原理、方式にしたがっていくつかの炉形式が

研究されているが、その一つであるトカマク形は、磁気閉じ込め方式の代表的な形式である^{1, 2)}。

核融合炉の炉心となる超高温プラズマ（炉心プラズマ）は、地上では前例のない物質状態であるため、炉心プラズマの生成とその閉じ込めを実現することは容易ではなく、過去30年に及ぶ核融合研究の歴史は、まさにこのプラズマ閉じ込めへの挑戦の歴史であったといえる。図-2は、トカマク形及びその他の炉形式について、現段階で得られているプラズマの性能を示したものである。現在の最高性能の核融合実験装置である大形トカマク装置 TFTR (米), JET (EC) 及び JT-60 (原研) の実験開始に伴って、炉心プラズマの性能は著しく向上し、これによって臨界プラズマ条件を実現し、核融合の科学的実証を今や果たさんとする段階に到達した。JT-60においても、昨秋までの実験によってその目標とするプラズマ性能値を達成した。

さてトカマク形炉心プラズマの当面の重要課題は、

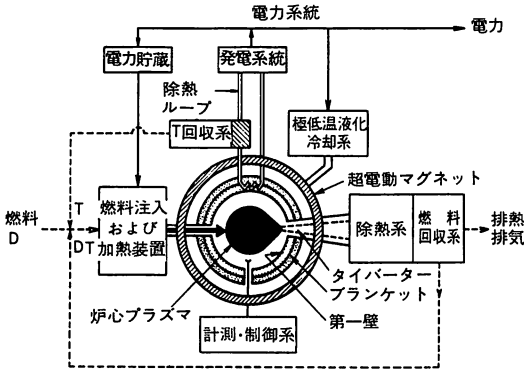


図-1 核融合炉の概念構成

(関口他；電気学会雑誌 103 (1983) 1058 より転載)

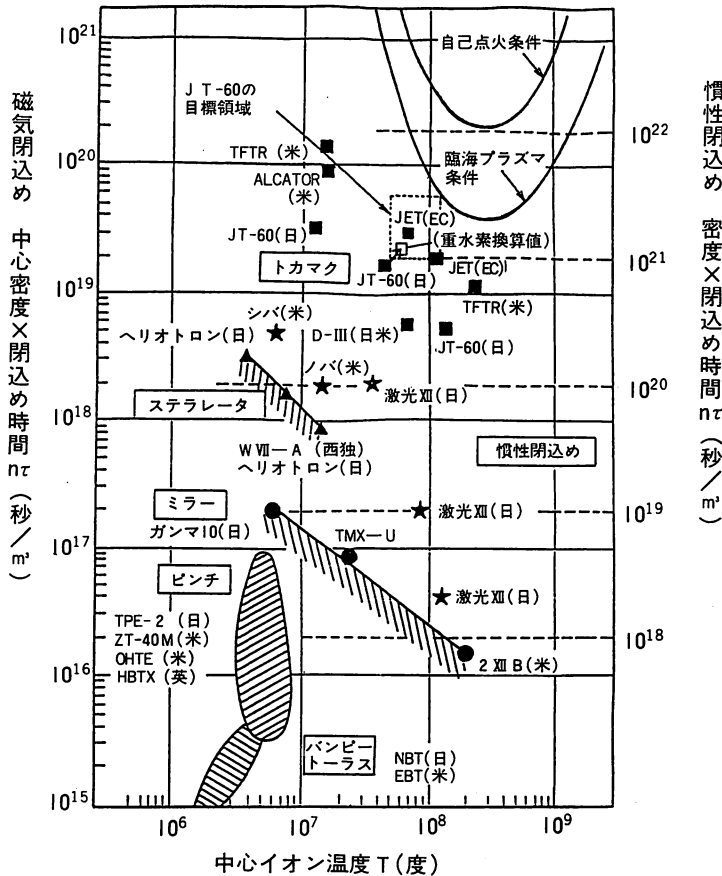


図-2 核融合研究開発の現状 (各種炉形式によるプラズマの性能)

注：慣性閉じ込めではペレット利得100を仮定

臨界プラズマ条件の線は熱核反応のみを考慮した場合を示す

閉じ込め特性、加熱方式の最適化と非誘導電流駆動及び炉心プラズマの制御に関する各種の問題に大別できよう²⁾。

トカマク炉心プラズマの閉じ込めの特性ははまだ統一的に解明されていない。閉じ込め特性は、閉じ込め時間が装置の寸法（装置の主半径やプラズマ断面の半径など）やプラズマの物理量（電流値や密度など）にどのように依存するかを経験的に定式化した閉じ込め則により研究されているが、トカマクプラズマの広いパラメータ範囲に亘って適用できる法則はまだ見出されていない。当面は、高加熱入力下でも閉じ込め特性の良好な、いわゆるHモード閉じ込めの研究が最も重要である。閉じ込め則は、核融合炉の設計に際して基本的に重要となる。トカマクのベータ値（プラズマ圧力と閉じ込め磁場の圧力の比）は、核融合出力の指標となるので（核融合出力はベータ値の2乗に比例する）、その限界値の予測も核融合炉の特性や経済性を考える上で重要な量である。

プラズマを超高温に加熱する方式としては、粒子入射(NBI)加熱法や各種の高周波(RF)加熱法が有効であることが実証されている。今後は、加熱効率を高めるなど核融合炉の加熱方式として最適の方式を開発することが課題である。実際にDT核融合反応が生じる炉心では、反応生成物であるアルファ粒子(^4_2He)による加熱が期待されており、その特性の研究は次世代の装置、核融合実験炉の課題となる。トカマクでは本来プラズマ電流は電磁誘導によって得ているが、将来のトカマク炉を発電システムとして工学的・経済的に魅力あるものにするためには、磁束の制約によらない非誘導法による定常電流駆動技術を開発する必要がある。JT-60では、高周波(～2GHz)電力によって低密度領域ではあるが2MAに及ぶ電流を極めて効率良く駆動できることを実証して、トカマクの定常運転に向けての研究のトップを切っている。

炉心プラズマの制御については、ディスラプションの制御、不純物の制御及び核燃焼の制御などが主な研究課題である。核燃焼の制御及びこれに伴う灰排出の本格的な研究は、実際に自己点火領域（核融合反応で発生したアルファ粒子によって反応が持続し、外部からの加熱入力なしでエネルギー発生が維持されるプラズマの条件、図-2参照）のDTプラズマを扱う次世代の装置の課題である。ディスラプションは、プラズマ電流の急激な消滅に伴ってプラズマの閉じ込めが壊れる現象で、真空容器の第一壁の損傷や真空容器、コ

イルなどの炉構造物に大きな過渡電磁力や異常電圧を誘起する運転上の影響の大きな不安定現象である。これを抑制する運転制御技術を確立する必要がある。その発生機構についても近年理論的な解明が進みつつある。不純物の制御は、JT-60のダイバータ実験の成功によってポロイダル・ダイバータ方式が大形トカマクにおいても有効なことが実証された。不純物制御の問題は、第一壁の熱工学的あるいは核工学的な問題と密接に関係しており、ポンプ・リミタなどの考え方を含めて今後も総合的な研究開発が必要である。

大形トカマク装置では、今後さらに改造などにより装置性能の向上が図られ、炉心プラズマの高性能化を目指した研究計画が数年内に具体化されることになろう。TFTRは1990年を目前にDTプラズマによる臨界プラズマ条件の実証を計画しており、さらにその後小形、大電流(9MA)の自己点火トカマク装置(CIT)を建設して、1993年頃に短時間ではあるが自己点火核燃焼の実現を目指している。JETは高性能のHモード運転を目標にすでにプラズマ電流の増強を図る改造を終えた。将来はさらにダイバータ配位で電流値を6MA程度まで増やし、DT燃焼によりアルファ粒子加熱の研究を行う計画とされている。JT-60では、真空容器及びポロイダル磁場コイルの改造を行い、将来の核融合炉の炉心構造と同じ非円形断面のダイバータ配位によってプラズマ電流値を現在の約2倍の6MAに増強し、閉じ込め性能の大幅な向上を目指すとともに、これまでの実績を基盤にトカマクの定常運転を可能にするための高密度下での高効率電流駆動技術の開発を進めることを計画している。

以上述べたように、大形トカマク装置を先頭とする一連のトカマク形装置の研究によって、当面する炉心プラズマの重要な課題の解決が図られ、臨界プラズマ条件の達成を一つの核とする核融合炉心プラズマの科学的実証は近くほぼ確実に果たされよう。

3. 次段階の計画—技術的実証に向けて

JT-60などの大形トカマク装置による臨界プラズマ条件の達成に続く次の段階は、核融合実験炉によるDTプラズマの自己点火条件の達成と長時間燃焼制御の実証及び超電導コイル技術などの基本的な核融合炉工学技術の総合実証（個々の技術を核融合実験炉という一つのシステムに組み合わせて機能・性能を確認する）を果たすことを目的とした開発段階—すなわち工学技術の実証に重点を置いた核融合の技術的実証の段階であ

る(表1)。

我が国の核融合次段階計画の具体的構想は、原子力委員会への核融合会議の報告“核融合研究開発の次段階構想について”(昭和61年10月)によってすでに明らかにされている。昨年6月の原子力開発利用長期計画はこれを受けて、我が国の核融合研究開発の“次の目標は、2000年前後に自己点火条件及び長時間燃焼を達成し、併せて基本的炉工学技術を実証することである”としている。そして、このために必要不可欠な次期大形装置(核融合実験炉)は、JT-60に続いてトカマク形とし、国の内外におけるトカマク改良研究や炉工学技術の開発状況並びに国際動向などを踏まえて具体的な建設計画を定めること、及び材料、トリチウム、超電導コイル、遠隔操作技術などのこれまでの大形装置には用いられていない新しく導入が必要な炉工学技術の研究開発を実用化に向けて長期的な視野に立って進めること、を次段階計画の骨子として定めている。次期装置の建設開始時期は1990年代前半が想定されている。以下にこの計画の概要をまとめておこう。

次段階計画の中核となる次期大形装置については、核融合会議の“次期大型装置検討分科会”において詳細な検討が行われ、その装置仕様の例やこれによって達成すべき物理的・工学的課題などが具体的に示されている³⁾。次期装置の主要目標は、DT反応による自己点火と800秒程度の長時間燃焼の制御を実証するとともに、これによってテスト・モジュールによるブランケットのトリチウム増殖や回収及び発電のための高

温高圧試験、トリチウム増殖材や超電導コイル材料などの中性子照射試験、遮蔽などの中性子工学実験、燃料注入や排気、精製などのトリチウム燃料サイクル技術の開発試験、あるいは第一壁のその場交換などの遠隔保守技術の開発試験など、長時間の核燃焼を行うことによって初めて可能となる各種の炉工学技術の開発、試験を行い、炉工学技術の総合化を図ることである。このような目的を持った次期大形装置の開発は、高い中性子照射線量が必要とされる炉構造材の照射などの一部の炉工学試験を除いて、次々期段階のDEMO炉に必要な炉心プラズマ及び炉工学技術に関する要件の大半を満たすものであり、我が国の次段階計画の中核をなす研究開発として妥当な使命を持つものといえよう。実験炉の装置仕様の一例を表2に示す。このような装置を開発するためには、非誘導電流駆動や炉心プラズマ加熱技術、超電導コイル技術、トリチウム技術など、装置建設のために直接必要な炉工学技術の研究開発を計画的かつ総合的に進め、装置仕様実現の可能性を評価、確認するとともに、装置本体とは独立に開発できるものについては、できる限り別途開発の方策を講じるなど、装置の大形化、複雑化を避け、建設費の低減を図る工夫も要求される。原研においては、このような方針に基づいて次期装置(FER)の具体的な設計・検討を進めている⁴⁾。

一方、去る昭和60年11月のジュネーブにおける米ソ首脳会議の共同声明を契機として、次期装置の設計を国際協力によって実施しようという動きが急速に具体

表1 トカマク形核融合炉への道筋

装置	臨界プラズマ試験装置 (JT-60などの大形装置)	実験炉 (FER, NET など)	DEMO 炉	実証炉→実用炉
年代	1983 (TFTR/JET 稼動)	~2000* (自己点火/長時間燃焼達成)	~2010** (着工)	~2030-2050***
主要 研究 開発 課題	<ul style="list-style-type: none"> 臨界プラズマ条件の達成 トカマク炉心の高性能化 基本的炉工学技術の研究開発 超電導コイル トリチウム取扱い ブランケット 材料 核融合炉設計研究 	<ul style="list-style-type: none"> 自己点火、長時間燃焼制御の実証 基本的炉工学技術の総合実証 超電導コイル技術 トリチウム燃料サイクル ブランケット・テスト・モジュール試験 中性子工学 遠隔操作技術 材料照射試験 工学的安全性の確認 核融合炉設計研究 	<ul style="list-style-type: none"> 定常または準定常運転 発電技術の実証 トリチウム増殖の実証(増殖比>1) 大形システム総合化の実証 信頼性の実証 環境安全性の実証 経済性の実証 	
	(科学的実証)	(技術的実証)	(経済的実証)	

* 原子力開発利用長期計画 (昭和62年6月)

** 核融合会議核融合炉工学技術検討分科会報告書 (昭和61年10月)

*** 核融合炉の経済的フィジビリティに関する調査報告書 (昭和60年4月, 61年1月)

化し、昨年10月、EC、日本、米国及びソ連の四者共同により国際熱核融合実験炉 (ITER) と称する核融合炉の概念設計とこれに必要な研究開発 (R&D) を今後約3年間 (本年3月から1990年末まで) に亘って実施することについて合意が成立した。ITERの目標や性格あるいは装置規模などは、これまで日本やECなどにおいてそれぞれ独立に計画を進めてきている次期装置 (FER (原研), NET (EC) など) とほぼ同等であり、これによって今後の世界の核融合研究開発の動向に新しい展開を生じ得る要因が加わったものと考えられる。我が国は、今後このような国際協力に主導的な立場で参画することを基本姿勢としており、事実 ITERの協力活動の実施面の要である運営委員会の議長役を当面努めることが予定されている。核融合炉の国際共同設計については、すでに国際トカマク炉 (INTOR)の長い経験があるが、今回は各国の経済事情やエネルギー政策などの背景も変化しており、核融合開発を次の段階に進めるに当たっての重要な時期を現実を迎えているだけに、今後の展開に対して適切な判断と対処が必要となろう。

核融合炉工学技術は広範多岐に亘る技術分野を含ん

でおり、さらにその多くが今後の研究開発を必要とする先進的大規模技術であることから、これら相互の関連性を踏まえて一つの技術体系として整合を図りながら効率的にその開発を進める視点が是非とも必要である。このような観点から、炉工学技術の現状を分析、整理し、今後の開発戦略を検討する仕事が国の内外でいろいろな形で行われている。米国において実施されている FINESSE (Fusion Integral Nuclear Experiment Strategy Study Effort) はその大規模な例で、日本、西ドイツ、カナダなども参加している。

我が国においても規模は異なるが、例えば次段階計画の検討に際して核融合会議に設置された“核融合炉工学技術検討分科会”において、炉工学技術全般に亘る現状分析と今後の研究開発の進め方を立案する作業が集中的に行われた⁵⁾。この作業では、炉工学技術の研究開発を、①次期大形装置の建設に必要な研究開発、②将来の DEMO 炉開発に必要な研究開発、及び③基礎的、先駆的な研究開発に大別し、さらに材料技術、トリチウム技術、超電導コイル技術、ブランケット技術、遠隔操作技術、加熱技術及び炉構造技術の各分野における主要な研究課題を上記①～③にしたがって分

表2 トカマク形核融合炉の主要諸元

パラメータ	大形トカマク (JT-60) ⁺	実験炉 (FER) [*]	DEMO炉 ^{**}	実用炉 (SPTR-P) ^{***}
熱出力 (MW)	————	460	800~1,000	3,700
電気出力(正味) (MW)	————	————	200~300	1,000
主半径 (m)	3.0	4.9	5.0~5.2	6.9
副半径 (m)	0.95	1.3	1.2~1.3	2.0
非円形度	1.0	1.7	1.6	1.6
プラズマ電流 (MA)	2.7	8.7	9~12	16
最大トロイダル磁場 (T)	10 ⁺⁺	12	10	12
中性子壁負荷 (MW/m ²)	————	1.0	1.5~2.0	3.3
稼働率 (%)	————	☆	50	≥70
平均ベータ値 (%)	1.5~2.0	4.9	6~8	7
プラズマ加熱法	NBI+RF	RF/NBI	RF	RF
不純物制御法	ダイバータ	ダイバータ	リミター/ダイバータ	ポンプ・リミタ
運転モード/パルス長 (秒)	パルス/10	パルス/800	定常	定常
寿命 (年)	5×10 ⁴ パルス	1.8×10 ⁴ パルス	20	~30
トリチウム増殖比	————	————	>1.0	>1.0

⁺設計値

⁺⁺常電導コイル

^{*}核融合会議

次期大型装置検討

分科会報告書

(昭和61年10月)

オプションC

☆7(5年間平均)

100(数日間)

^{**}米国の設計例

(Report of IAEA

Consultants'

Meeting on DEMO

Requirements,

Yalta, USSR,

4 June 1986)

^{***}原研の設計例

(JAERI-M

83-120

1983年9月)

類して、それらの開発長期計画や国内の分担実施機関が明らかにされた。そして、これらの研究開発を計画通り推進するならば、1990年代前半の次期大形装置の着工に必要な技術レベルの達成は可能であると判断している。

ここではこれら各分野ごとの現状や主要な開発課題を述べるゆとりはないが、核融合炉実現のために開発が必要な重要課題の概要はおよそ次のようなものである。

(1)材料：今後最も重要でかつ長期を要する開発分野である。DT反応に伴う14 MeVの中性子による照射効果の研究と大きな中性子壁負荷や熱負荷に耐える新材料の開発及び中性子による放射化の問題が重要である。(2)トリチウム：精製・分離などの燃料循環システムに関する技術、大量のトリチウムの安全な取扱い技術の確立が重要である。製造技術の開発により次期大形装置の運転開始頃までに、ある程度のトリチウムの生産能力を確保して国外からの入手を補完することも考慮する必要がある。(3)超電導コイル：核融合炉のエネルギー収支上コイルの消費電力を低減するために必須のものであり、高磁界超伝導体、大形コイル構造体、大形ヘリウム冷凍機の開発など大形化のための研究開発が重要である。(4)ブランケット：トリチウムを増殖し発電を行う核融合炉の要となるコンポーネントで、トリチウム増殖材、冷却材の選定、トリチウム生成・回収技術、ブランケット構造体など大形重量物の分解などの総合的な研究開発が必要である。(5)遠隔保守：放射化されたトラス構造体など大形重量物の分解・移動・再組立てなどの遠隔操作、第一壁などの点検、保守技術の開発が必要であり、炉構造設計との関連が大きい。(6)加熱：負イオン源中性粒子入射加熱技術及び高出力高周波加熱技術の高信頼化、高効率化を図るとともに、これらによる電流駆動の研究開発が必要である。(7)炉構造：放射化された炉体の分解・修理の方法を考慮したできるだけ単純でコンパクトな炉構造の開発が課題であり、遠隔保守技術との関連が重要である。また広く炉の運転制御技術と関連して計測・計装技術の開発も必要である。

これらの大規模で先進的な研究開発を効果的に進めるためには、これまでも多くの分野で成果をあげてきた国際協力の重要性が一層増すことになろう。国際協力が大きな役割を果たすと考えられる主な分野は、材料、ブランケット、トリチウム及び超電導コイルなどの分野であり、これらの分野において我が国が積極的

に適切な国際協力プロジェクトを主導、推進することが期待されている。

以上述べたように、次段階の研究開発において核融合の技術的実証という次の大きな目標に挑戦し、これを実現するためには、次期大形装置の建設・運転と炉工学技術の開発とは切り離しては考えられない性格のものとなっていることに注意が必要である。すなわち、次の段階において炉心プラズマの開発と炉工学技術の開発とが、核融合実験炉という一つの体系化された工学システムにおいて初めて実際に明確な相互関連をもって総合的に進められることになり、その結果として核融合実用炉への一層確実な展望が開けるものと期待される。次段階計画の開発戦略上の重要性はまさにこの点にあるといえる。

さて核融合の技術的実証は、実験炉による研究開発に続いて、さらに DEMO 炉による研究開発を要するものと考えられる(表1)。DEMO 炉についてもすでにいくつかの概念検討や設計がなされている(例えば表2)が、最近の国際原子力機関(IAEA)の専門家会合における検討結果によれば、DEMO 炉は、原形実用炉に必要なすべての工学技術が十分な信頼性をもって機能することを実証し、他のエネルギー源と競合できる実用炉開発への見通しを与える完備した発電システムであるべきとされている。しかし DEMO 炉自体での経済性は問わず、また大きさは実用炉の規模である必要はない。このような DEMO 炉の目標とする開発課題を表1に示した。プラントとしての信頼性、稼働率、寿命及び環境安全性などは、実用炉としての必要なレベルを DEMO 炉の段階において実証することが望ましく、実用化のための最後の関門である経済的有用性の実証はさらに次の段階の課題となる。これらの開発課題を達成するためには、安定な高ベータ・定常運転を可能とする炉心プラズマ技術や、あるいは低放射化材料の使用を可能とする材料技術などが、すでに成熟していることが望ましい。我が国の計画では、トカマク形式と他の炉形式の路線選択の時期は、DEMO 炉の計画決定段階を目指すとしてされている。

4. 実用炉の設計—魅力的な炉概念の開発

核融合実用炉の設計は、2及び3に述べた多岐に亘る炉心プラズマや炉工学要素技術を総合的に集成して、核融合炉という工学システムの形にまとめ上げる仕事である。核融合炉設計は、関連分野の開発課題を明確にして今後の効率的な開発計画立案への指針を与える

とともに、核融合エネルギーの社会的有用性について、資源問題や環境安全性、経済性、さらには用途の多様性などの多面的な視点から評価を行い、長期的な展望を明らかにする総合的なアセスメントのデータ・ベースを提供するという役割をも果たすことになる。このような観点から、すでに1960年代の終り頃から各種形式の核融合炉の設計研究が多数なされている。これらの設計を国際的な場で総合的に検討、評価する活動も1974年以来 IAEA のもとで行われており、最近はその連年のヤルタにおいてその第4回の会合が開催されている⁶⁾。トカマク形については、研究開発の現在のすう勢を反映して、実験炉の設計が世界的にこのところ集中的に行われている。実用炉の設計は、まとまった形のものとしては、1980年代初めをもって第一段階の検討が一段落している状況にある(米国のSTARFIRE⁷⁾(1979-1980年)、原研のSPTR-P⁸⁾(1981-1982年;表2)などが代表例)。これらの設計では、いずれも炉心プラズマの設計については今後の大幅な進展に期待した先進的な考え方(高ベータ、定常運転など)を採用し、現段階において可能な理論的解析、評価を加えて設計がなされている。一方工学設計は、現状の技術レベルとその開発基盤を念頭に置いて、その妥当な延長線上に第一世代の実用炉を構想するというより現実的な考え方に基づいてなされており、実験炉の段階において開発が進んでいると想定される炉工学技術(超電導コイルや加熱系など)及び高速増殖炉における技術レベル(構造材など)を基盤としている。発電技術は軽水炉の既存の方式を採用している。この数年は、これらの設計例を踏まえながら、新しいトカマクの物理や炉工学技術の開発の成果を取り入れて炉概念の改良、あるいは革新を図ろうとする計画が進められている。その主な検討課題は、①炉の出力レベルの適正な範囲(立地問題、電力システムの規模及び電力市場への導入などへの対応の柔軟性を向上させるため)、②炉の出力密度(正味の電気出力/炉心構造体(第一壁、ブランケットなど)の重量)やエネルギー変換効率の向上及び炉の補助システムの簡素化などによる資本費低減の具体的方策、③設計の簡素化、合理化(例えば、炉の運転、保守に関する高度の技術的要求を低減させるためのプラズマ運転の定常化や制御の単純化、あるいは第一壁/ブランケット/遮蔽の構造の一体化など)、及び④環境安全性の向上などである。炉の出力密度を増すためには、第一壁熱負荷の向上、炉心構造体の材料の低減などによる炉の小形化が必要であり、これを可能とす

るプラズマの高ベータ化(第二安定化領域での運転など)が重要である。またブランケット性能の向上を図ることも上記のいくつかの課題を解決するための重要な鍵である。広くトカマク炉の性能向上あるいは概念の革新を図るための国際的な共同作業も IAEA のもとで実施されている(1986年1月)。

先進的なアイデアの例として、マイクロ波を利用したその場電磁流体力学(MHD)発電という斬新な着想による高効率エネルギー変換方式の提案がある(B. G. Logan)。このアイデアは従来の発電方式(熱-電気変換)の代わりに磁気閉じ込め核融合に固有の磁場を利用し、ブランケット部でMHD発電を行う方式で、炉心プラズマからのマイクロ波放射によってMHD作動流体を加熱し、MHD過程によって高い熱-電気変換効率を実現しようというものである。開発に時間を要しようがこの方式が実用炉に適用可能となれば、発電システムに要する費用の低減などによって大幅な経済性の改善が期待できよう。また、ごく最近の話題である高温超電導についても、これをトカマク炉設計に導入した場合の実験炉、DEMO炉クラスの設計の評価がなされている⁹⁾。酸化物超電導材が核融合炉に利用できるようになるかどうかは、現在ではまだ不確かであるが、液体窒素温度の高温超電導材を用い得るとすれば、冷凍機コストの低減、遮蔽厚さの減少などによる炉の小形化、コイル設計の簡素化、あるいは同じ性能を得るためのプラズマ電流値の減少などの極めて大きな効果が期待できる。またヘリウム資源の問題も解消する。例えば、プラズマ体積がTFTRクラスの実験炉(主半径2.6 m、トロイダル磁場10.3 T、プラズマ電流3.9 MA、核融合出力484 MW)、あるいは同じくJETクラスのDEMO炉(主半径3.5 m、トロイダル磁場11.1 T、プラズマ電流5 MA、核融合出力676 MW)が設計可能であるとされている。

核融合研究開発の当面の目標はDT炉の開発であるが、よく知られているようにDT炉には天然に存在しない三重水素(トリチウム)の人工増殖のためのリチウム資源の問題及びトリチウムの放射性による環境安全性の問題がある。これらの対策はいずれも技術的に可能であるが、海水からのリチウムの抽出について経済性の評価を要するといわれる。DD炉は、海水中の重水素だけが燃料資源であり、トリチウムの問題もほとんどなくなる(回収技術はDT炉の技術が使える)ので、ほぼ理想的な核融合炉といえようが、炉心プラズマの条件がDT炉に比べて技術的にさらに一桁程度

難しい。炉心プラズマ技術などの今後の開発に期待して、これを第二世代の核融合炉として構想することは可能であろう。

利用可能と考えられる核融合反応には、他に D^3He 反応及び $P^{11}B$ 反応がある。これらはいずれも反応生成物が荷電粒子だけで中性子の発生を伴わないことから、中性子による材料の損傷や放射化の問題が生じないばかりか、荷電粒子のエネルギーを熱エネルギーの形を経ることなく直接電力に変換することも原理的に可能であり、炉心技術上の困難さはあるにしても、超長期的にはその開発が構想されてもよい。 D^3He 炉は、燃料の 3He が自然界に存在せず、トリチウムの壊変などによらねばならないためトリチウムの増殖が不可欠となる。これに対して、最近 3He が月の表土から比較的容易に大量に採取可能であることが明らかにされ¹⁰⁾、 D^3He 炉の開発を雄大な構想のもとに描くことも可能となってきた。

さて核融合炉の実現の時期については、すでに述べたように21世紀半ばが一つの目安とされている。これは、エネルギー需給の長期的動向と原子力を含む新しいエネルギー技術開発の予測から、21世紀半ば頃には世界のエネルギー供給の担い手は主として軽水炉を中心とする原子力と石炭であると考えられ、この時点で核融合エネルギーが既存のエネルギーと経済的に競合可能であることを目標とする考え方である¹¹⁾。米国議会技術評価局のごとく最近の核融合エネルギーの研究開発に関するアセスメント¹²⁾によれば、順調に開発が進むものとして、米国の電力のかなりの部分が核融合発電によって供給され得る最も早い時期は21世紀半ば頃であるとしている。

5. おわりに

核融合炉研究開発の現状とその課題をトカマクという一つの炉形式の開発の立場に限って概観した形になり、核融合発電の具体像を描き出す責を果たし得なかったことをおそれる。それはまさに概念構築の途上に

あり道はなお遙かだが、一方研究開発のフロントは確実に開発戦略上の重要なポイントに到達している。次期装置の開発方針を中心にして国際協力の重要性の指摘など、今後の開発の進め方についても世界的に活発な議論がなされている。我が国としてはこれまでに築き上げてきた先進的地位を背景に、長期的エネルギー源開発に視点を据えて、多くの高度先端技術開発の先導的役割をも果たし得るこの研究開発を着実に進めていくべきであろう。

参考文献

- 1) 科学, 57巻, 10号(1987), 特集: 核融合研究の到達点
- 2) 岸本 浩; 臨界プラズマ条件を目指して, プロメテウス, 11巻, 6号(1987), 50~56.
- 3) 核融合次期大型装置検討分科会報告書(1986), 原子力委員会核融合会議, 核融合次期大型装置検討分科会
- 4) 苔米地頭; 原研における次期大型装置開発計画について, 核融合研究, 57巻, 2号(1987), 59~76.
- 5) 核融合炉工学技術検討分科会報告書(1986), 原子力委員会核融合会議, 核融合炉工学技術検討分科会
- 6) Fusion Reactor Design IV, Report on the Fourth IAEA Technical Committee Meeting and Workshop, Yalta, USSR, 26 May - 6 June 1986, Nuclear Fusion, Vol. 26, No. 10 (1986), 1377~1428.
- 7) Baker, C. C. et al.; Argonne National Laboratory Rep. ANL / FPP-80-1, STARFIRE - A Commercial Tokamak Fusion Power Plant Study (1980).
- 8) 炉設計研究室; トカマク型動力炉システムの概念検討 (スイミングプール型), JAERI-M 83-120 (1983).
- 9) Cohn, D. R. et al.; Tokamak Reactor Concepts Using High Temperature, High Field Superconductors, PFC / JA-87-16 (1987), Plasma Fusion Center, MIT.
- 10) Wittenberg, L. J. et al.; Lunar Source of 3He for Commercial Fusion Power, Fusion Technology. Vol. 10, Sep. 1986, 167~178.
- 11) 核融合炉の経済的フィージビリティに関する調査(II) (1986), ㈱三菱総合研究所, 三菱原子力工業㈱.
- 12) Starpower The U.S. and the International Quest for Fusion Energy (1987), Office of Technology Assessment, Congress of the United States.