2. 核融合プラント実現への道

岡野 邦彦, 菊池 満¹⁾, 飛田 健次¹⁾, 日渡 良爾
(電力中央研究所, ¹⁾日本原子力研究開発機構)

Path toward Commercial Fusion Power Plants

OKANO Kunihiro, KIKUCHI Mitsuru¹⁾, TOBITA Kenji¹⁾ and HIWATARI Ryoji

Central Research Institute of Electric Power Industry, Tokyo 201-8511, Japan

¹⁾Japan Atomic Energy Agency, Ibaraki 311-0193, Japan

(Received 30 September 2005)

In this section, the target performances of fusion reactors and their development scenarios are described. Fusion reactors for commercial use should be competitive not only in terms of cost of electricity but also in the various characteristics of plant. The requirements of commercial plants are summarized in comparison with fusion's competitors. An example of a development scenario, which was authorized by the Atomic Energy Commission of Japan (AEC) in 2000, is reviewed in Section 2-2. This plan should be revised if earlier realization of fusion energy is desired. A new plan and revised designs of the demo-plants are introduced and compared in Section 2-3. In all cases, the performances required for first generation commercial plants must be achieved or clearly established during the demo-plants' operation phase. In light of these requirements, a basic policy toward the development of fusion energy is stated in Section 2-4.

Keywords:

development scenario, fast track, demo-plant, commercialization, conceptual design

はじめに

本章では、21世紀半ばまでに核融合プラントを実現するにあたり、目標とすべきプラントの特性や、その開発シナリオを示す。シナリオについては、これまでに検討されてきた2つのシナリオを示すことにする。また、ITERの次に建設する発電実証プラントが実用プラントへと展開できるための条件についても検討する。

なお、トカマクによる核融合研究についての予備的知識を本小特集の最後に付録としてまとめてあるので、必要に応じて付録に目を通してから本章以後をお読みいただければ理解の助けになるかと思う。

2.1 核融合プラントに望まれる条件

実用プラントにおいて重要なのは構成要素個々の性能ではなく、系統の中における一つの電源としての総合的性能である。もし電気事業者が純粋にビジネスとして核融合プラントを採用するのであれば、核融合であることによって優遇を受けることは基本的にはない。核融合の初代プラントに関しては、良好な環境負荷特性を評価し、国として積極的に推進するということも考えられなくはない。その場合には民間が自主採用する場合よりは条件が緩和される可能性はある。しかし、いずれの場合にも実用プラントとし

corresponding author's e-mail: okano-k@criepi.denken.or.jp

て使用される以上、重要な要求特性は発電コストが十分に合理的範囲、信頼性（設備利用率）も高く、エネルギーセキュリティにすぐれ、立地点の選択の幅が広く、運転保守が容易、といった条件を満足することである。核融合プラントはこれらの要請に応えるように開発し設計しなければならない。

核融合実用プラント（特に初代機）に求められる特性は、電力中央研究所の検討をベースに原子力委員会・核融合会議がまとめた報告書[1]の記述がよく整理されている。本節ではこれを基準に核融合のめざすべき性能を述べる。

2.1.1 プラントの経済性

建設費や発電コストなど、狭義の経済性は大変重要な要素ではあるが、実用プラントに要請される特性のひとつに過ぎない。この点には注意しつつ、核融合プラントとして最低限満たすべきコスト目標を考えてみる。

安いコストで発電できることがもちろん望ましい。しかし、かなり複雑な構造を持つ核融合炉において、その初代炉の直接コスト、たとえばkWhあたりの発電原価（COE: Cost of Electricity）が、十分に技術的に確立されている他の在来エネルギーシステムより圧倒的に安いということは期待しにくい。このような観点から、核融合会議で決められ

Table 1 Target performances for first generation fusion plant.

	Request desirable for commercial use	Reference data	Possible Target of 1st generation of commercial plants
Economics	less than the present COE by 30% or more	COE of early LWR plants 11 – 12 yen/kWh CO ₂ cont. coal: less than 15yen/kWh	Design value less than 10 yen/kWh is desirable. If impossible, 15 yen/kWh is upper limit.
Operation features output stability unscheduled interruption	+/- 0% ~0%	perturbation in daily load curve: ~1% LWR: 1.5%, 0.2 event/y 0.5 event/y (1985 – 90)	< 1% 0.5 event/year (incl. disruption) Partial load in emergency
Load following capacity	~17%/h, 100% – 50% range	LWR: base load use only in Japan	
Output range	design from 1 GWe max 1.5 – 2.0 GWe (but its demand will be limited)	ABWR: 1.35 GWe 1.7 GWe in French LWR FBR target 1 – 1.5 GWe	Less than 2 GWe, as small as possible
Availability	higher than 80%	history of LWR: 1975: 40%, 1985: 75%, 1995: 80%	85% or higher in design value (w/o trouble repair) initial availability >70%
Possible introduction pace	similar to LWR	15 GWe/y in average throughout the history	TBR ~ 1.1 is desirable for 1st generation plants.

た経済性目標を、Table 1 の economics の項に示す。ここで、2 列目の記述 (Request desirable for commercial use) の記載は、電気事業社 (電力会社) が望むとすればこの程度の目標になる、という理想的目標。それに対して、初代炉からそれを目指すのは難しいと考え、3 列目の Reference data も参考に初代炉の目標を定めたのが 4 列目の記載である。理想的には現行電源の 30% 減程度の COE が求められると思われる。実際に、次世代軽水炉 (ALWR: Advanced Light Water Reactor) の目標はこの範囲である。しかし、一方で、初期の軽水炉 (LWR: Light Water Reactor) において実際に達成された実績は稼働率の低さもあって 11 – 12 円/kWh であったこと、また、核融合のような大規模プラントの将来のコスト競合相手として有力な CO₂ 回収火力 (主に石炭) のコストは、おそらく現行電源の 1.5 倍程度にはなるであろうことを考え、初代核融合炉のコスト目標は設計値として 10 円/kWh 以下、あるいはそれより高くならざるをえないとしても、その上限として 15 円/kWh と設定した (炉寿命 20 年利率 5 % 程度で計算した場合の数字。仮定によって COE は変化する。用語解説を参照)。これは現在のプラント概念設計の観点からは実現不可能な値ではない。ただし、この値さえ達成すれば核融合の導入を保障できるという数字ではないことには注意されたい。コストだけの観点で見れば安いにこしたことはないが、コスト以外の特性が優れていれば、直接コストとしてはこの程度までは許容される可能性があるというのが正しい理解である。

2.1.2 運転特性

プラントの運転特性として、Table 1 で考えているのは出力安定度、計画外停止率、部分負荷運転 (負荷追従運転) 性能の 3 点である。核融合炉はプラズマの特性から、出力の安定度はあまり高くないと想像できる。短い周期の変動はブランケットなどの熱容量でならされずとも数分周期の変動は残るであろう。その場合、日負荷変動曲線に乗る微細変動 (1 % 程度) までであれば許容されうると考え、目標を定めた。

計画外停止率については、現行軽水炉が出力で 1.5% 程度、事象数で 0.2 回/年程度であることも考え、初代プラントでは 0.5 回/年と目標を定めた。トカマクはディスラプションと呼ばれる現象によるプラズマの突然の消滅が完全には排除できない可能性があるが、それを多くても 2 年に 1 回以下に押さえ込む必要がある。その手法開発については第 3 章 3 節に触れる。

核融合プラントは最大出力運転の方が物理特性上は楽な面が多く、小出力では自己点火状態または高エネルギー増倍率状態 (高 Q) を維持できない可能性がある。一方、少なくとも初期の核融合プラントはベースロード電源 (需要に応じて停止または部分負荷で運用するという使い方をしない電源) として入る可能性が高く、負荷追従特性の重要性は高くないと思われる。しかし、電力ネット側のトラブルがあるなどの緊急時には、出力をできるだけ下げて所内循環とタービンバイパスで待機することが必要であり、部分負荷運転ができなくてよいとはいえない。50% 程度の部分負荷運転が可能であることが望まれる。出力変化率は 17%/時間程度の性能が実用上望ましい。これらの特性は ITER 以後の研究開発を通して得られる技術になるだろう。

2.1.3 出力規模

プラントの定格出力規模は大型になるほどスケールメリットがあり、COE が安くなる可能性は高い。一方、昨今の電力会社の傾向として、大規模電源を一気に建設するよりは、中規模電源を順次建設することを望んでいる。これは、必ずしも右上がりでない経済状況で投資リスクの縮小を考えるからである。核融合プラントが投入される時点での経済情勢によるが、国内のエネルギー需要は横ばいになるという将来予測が正しいとすれば、日本国内では今以上の大型のプラントは望まれないであろう。また海外に建設する場合にも、今後は分散電源の普及で電力ネットワークが現在以上に大規模な統合化をめざす方向ではないと想像されるため、やはりあまり大きなプラントは望まれないのではないだろうか。核融合プラントの目標として、最大で

2 GW, できれば1 GW 以下のプラントから合理的発電コストが達成できることが望まれる。

2.1.4 設備利用率

設備利用率 (availability) とは、プラント定格で1年間運転した場合に発電できる電力量と実際に発電できる電力量の比である。トラブルによる停止があれば減少する。定期点検の期間が無故障時の最大値を決めることになる。現行ベースロード電源のほとんどが85%程度の設備利用率であることに鑑みて、核融合プラントの設計目標(無故障時)として85%以上とするのは必須であろう。定期点検を毎年実施するなら、点検に要する期間は50日程度以内となる。一方、軽水炉の過去の設備利用率が、1975年で40%, 1985年でも75%に過ぎなかったことを考えると、核融合初代プラントが補修等を含めた実際の設備利用率で70%を超えたなら、新エネルギーシステムの導入事例としては成功とされるであろう。

2.1.5 導入速度とトリチウム増殖率

核融合プラントは、自らの燃料であるトリチウムを自己増殖するだけでなく、次世代プラントの初期装荷トリチウムも生産しなければならない。したがって増設速度はトリチウム増殖率 (TBR) に大きく依存する。朝岡らによれば[2], 核分裂炉の歴史と同程度の増設速度を望むならば、 $TBR > 1.08$ が必要である (Fig. 1)。これは水冷却+セラミックス増殖材という日本の概念設計で主流とされる方式では、実現不可能な値ではないが簡単に達成できるといえる数字でもない。トリチウムは天然にはほとんどないため、TBRが1をすれば他の特性がどうであろうと核融合プラントは運用できない。そのような重要性に鑑み、Table 1では1.1以上が望ましいとしている。

なお、 $TBR > 1.08$ 以上であれば、初期装荷トリチウムがなくとも、約2ヶ月でトリチウム50%の定格運転に到達できるシナリオが可能であることも示されている[3]。このシナリオでは、運用開始初期にはトリチウム割合がゼロの重水素プラズマでスタートする。高エネルギー重水素ビームの入射により重水素同士のDD反応を起こし、その反応で生成されるトリチウムを循環してプラズマに戻しつつ、次第に燃料中のトリチウム比を上げて最後には50%に到達する、という案である。ビーム入射の電力が初期の数ヶ月間に必要である点が初期装荷トリチウムを持っているときに比べてのペナルティーであるが、このようなシナリオが存在していることは、プラントを運用する事業者にとって初期装荷トリチウムの入手不安を減らすことになる。また、放射性的トリチウムを外部からプラントに搬入する必要がない点で公衆受容性の増加に寄与できることも考えられる。

以上は現時点の要請を基準に考えているが、時代とともに数字が若干変化することはあっても、基本的にはこれが最低限度の目標と考えてよいと考えられる。将来は電力に加えて水素製造も求められる可能性が高いが、電力用として通用するものは水素製造用としても良好な特性であるこ

Fig. 1 Solid line: Possible introduction pace of fusion plant with TBR = 1.08. Dashed line: History of fission plants.

とは疑いなく、大きく目標特性が変わるとは考えにくいだろう。(岡野邦彦)

参考文献

- [1] 原子力委員会核融合開発戦略検討分科会, 核融合エネルギーの技術的実現性・計画の拡がり と 裾野としての基礎研究に関する報告書, 平成12年5月
- [2] Y. Asaoka, K. Okano, T. Yoshida, R. Hiwatari and K. Tokimatsu, *Fusion Technol.* **39**, 518 (2001).
- [3] Y. Asaoka, S. Konishi, S. Nishio, R. Hiwatari, K. Okano and T. Yoshida, *The 18th IAEA Fusion Energy Conference*, PDP-08, Sorrento, Italy (2000).

2.2 早期実用化構想以前の開発シナリオについて

2.2.1 はじめに

ITER 以後の核融合開発プロセスは、1998年から2000年にかけて開催された原子力委員会核融合開発戦略検討分科会で詳細に議論され、その報告書に記載されている[1]。本節では、まずその概要を説明した上で、その後出てきた開発計画の考え方の変化、特に、原型プラントから実用プラントまでに何種類のプラントを経るかの考え方が変わってきたことによる核融合開発計画の修正についても述べることにする。なお、各プラントの実現に必要なとされる開発の見通しについては、プラズマの開発については第3章、炉工学技術については第4章に記述されている。

上記報告書に記された開発計画では、ITER の成功を前提として、それ以後の発電実証段階、経済性実証段階の二段階を、各段階ごとに主要装置一台、すなわち、原型プラントと実証プラントを建設して実用化に進もうとしていた。ただし、実証プラントは初代実用プラントに非常に近いものと認識されており、その境界はややあいまいであった。しかし、少なくとも実証プラントの建設は民間主導で行われるという点は明確に定義されている。

ITER の次に日本が建設をめざす原型プラントとしては日本原子力研究所によって提案されていた SSTTR[2,3]を想定していた。その建設は ITER の全実験計画(20年間)が終了後に開始するとされ、そうであるとすれば完成は早く

Table 2 Parameters of various reactor designs.

	ITER	SSTR	CREST/ A-SSTR
major radius	~6.2 m	7 m	5.4 / 6 m
plasma current	15 MA	12 MA	12 MA
plasma volume	~700 m ³	700 m ³	500 / 600m ³
operation	pulse / s.s.	s.s.	s.s.
fusion output	~500 MW	3 GW	3 / 3.5 GW
electric output	—	1.08 GW	1.15/1.6 GW
energy amp. factor	~20	50	31 / 59

s.s.: steady state

とも2030年台後半となる。

その後の実証プラントまたは初代実用プラントとしては、同じく日本原子力研究所による提案の A-SSTR[1]と、電力中央研究所が高経済性プラントとして提案した CREST[4]を目標例として採用している。Table 2 にその仕様の概要を、Fig. 2 に SSTR, Fig. 3 に CREST の鳥瞰図を示す。

2.2.2 原型プラント SSTR の特徴

SSTR は ITER よりやや大きく、主半径が 7 m で、熱出力は 3 GW、電気出力 1.08 MW を発生する設計である。定常運転を標準としている点と、トロイダル磁場強度が ITER の 12.5 T に対して 16 T と高い設計であるのが特徴である。

SSTR は連続的発電の実証をしなければならないので、定常運転できるように非誘導駆動法の一つである中性粒子ビーム入射法 (NBI) を採用した設計になっている。必要なビームエネルギーは 2 MeV であり、これは ITER 用 NBI の 1 MeV よりかなり困難な開発目標といえる。

磁場強度に関しては、ITER より強力なコイルの試験はすでに進行中であり、SSTR 実現時期までに最大磁場 16 T のコイルができるのは無理な想定ではない。なお、最大磁場は通常コイル上で発生するので、実際にプラズマの中心で発生する磁場の強さはこの半分程度になる。

Fig. 4 には、ITER から原型プラント SSTR、さらに実証プラントへ進むにあたり必要なパラメータの進展の例が示されている。上段の図は連続運転時間で、現状では数十秒のパルスであるが、ITER で最大 1,000 秒に達し、SSTR では数日から最終的には 3 ヶ月程度の完全定常運転を実証する。

工学的課題の例として、中段には中性子壁負荷の値が示されている。ITER では中性子壁負荷は高々 0.5 MW/m²程度であるのに対して、SSTR では 3 MW/m²程度となっている。それに耐える材料開発が必須ではあるが、この中性子壁負荷は現在開発中の低放射化フェライト鋼で実現可能と考えられている範囲にある。なお、中性子壁負荷を dpa 単位で示すなら、1 MW/m²を 1 年間照射した場合 (1 MW・a/m²) がおよそ 10 dpa に匹敵する。

プラズマ性能については、様々な点で ITER の基準運転パラメータは上回るが、ITER 運用期間中、他のサテライト装置も併用して開発可能と考えられる範囲に設定されて

Fig. 2 SSTR

Fig. 3 CREST

Fig. 4 Parameter improvement in the scenario.

いる。代表的プラズマパラメータとしてもっとも重要な、規格化圧力 β_N 値を見てみると、SSTRが必要とする値は3.5である。これは実現容易とまではいえないが、現在の装置 (JT-60U) でも短時間なら維持できている範囲であり、

SSTR 建設時までにはその完全定常維持に関するデータベースは得られると期待できる。また、アスペクト比 A ($=$ プラズマの大半径 R / プラズマの小半径 a) が 4.0 であり、ITER の設計 (運転モードにより $A = 3 \sim 3.4$ の範囲) と異なっている点は新たな開発要素になるが、アスペクト比が設計値より大きなプラズマを ITER で試験することも可能であり、ITER とそのサテライト装置で確認可能なパラメータと考えられる。

ITER の完全な成功が前提ではあるが、上記のような観点から、SSTR は 2030 年台には実現できる目標たりうというのが、日本の核融合開発戦略の基盤になってきている。

2.2.3 実証プラントの性能

a) A-SSTR

SSTR に続いて建設される実証プラントに関しても、必要となるパラメータの例が Fig. 4 に示されている。図からわかるように、実証プラント A-SSTR は、プラズマパラメータ (図では β_N 値を代表として示す) については、SSTR の 3.5 から 4.2 へと高性能化を図る。そのためには、 $\beta_N > 3.5$ で必ず成長する抵抗性壁モードと呼ばれる不安定性のうち、少なくとも最低次のモード ($n = 1$) がフィードバック制御などの方法で安定化できていることが必要である。また、Table 2 のとおり、装置サイズが SSTR より小型 (SSTR: 7 m, A-SSTR: 6 m) であるにもかかわらず、A-SSTR の熱出力は 4.5 GW と SSTR より大きい。これを達成するには、 β_N の改善に加え、トロイダルコイル磁場をさらに強化して 20 T とする必要がある。それには高温超伝導材による新概念のトロイダルコイルの実用化が必要で、基盤技術は存在するものの実現には多くの開発を要するだろう。また、中性子壁負荷についても A-SSTR は 6 MW/m^2 と大きくなっており、材料への要求も高度なものとなっている。

b) CREST

もうひとつの実証プラント案である CREST は、工学技術よりプラズマ性能の進展に重点を置いた設計が特徴である。Fig. 4 でわかるように、CREST は、 β_N として 5.5 という理論限界に近い超高性能プラズマを仮定している。この実現には、A-SSTR で必要だった $n = 1$ モードの不安定性制御に加え、 $n = 2, 3$ のモードも同時に安定化する必要がある。プラズマ制御としての困難は数段も大きいであろう。CREST の設計案では、その対策としてビーム入射によりプラズマ全体を高速で回転させてすべてのモードを安定化させるという手段を提案している。そのために入射パワーも SSTR や A-SSTR の 60 MW に対して CREST は 100 MW と大きい。この手法も米国 DIII-D トカマクによる基礎実験は存在するものの、十分に安定化可能かは今後の開発を待たねばならない。

一方、CREST は主半径 5.4 m と小型ではあるが、出力が 3 GW であるのに加え、アスペクト比が 3.4 と小さいことも功を奏して、中性子壁負荷は 4.5 MW/m^2 と A-SSTR より緩和されている。なお CREST のアスペクト比 3.4 の設定は、

ITER の高性能プラズマの設定と一致するが、これは ITER との連続性を重視する CREST の設計方針に基づくものである。

磁場強度に関しては CREST は 13 T と強度は ITER 並みに見えるが、装置をコンパクトにするために細いコイルを要求しており、コイル電流密度としては ITER のコイルの 2 倍程度で設計してある。これは、最大磁場を 16 T に上げることと匹敵する程度の技術的困難度と考えられている。

c) 早期実用化シナリオとの違い

上記のように、文献[1]で検討された開発シナリオは十分に整合性を持っており、また、少なくとも SSTR にいたる道筋については実現への自信をもって描いていたものであった。しかしながらこのシナリオでは、原型プラントによる発電実証はおそらく 2040 年前後、実証プラントの運用は早くても 2050 年前後となる。その次を初代の実用プラントと定義するならば実用化は 2050 年以後になるのは確かなシナリオといえる。

2000 年ころから「発電実証段階、経済性実証段階の 2 段階の主要装置を 1 台で兼用することが可能で、それによって開発を加速すべきだ」という、いわゆるファーストトラック論が欧州を起点に起こり、シナリオの見直しがなされた。本章では、これ以後、原型プラントと実証プラントを統合した 1 台の呼び名として「発電実証プラント」を採用し、この見直された開発シナリオについて説明する。

この発電実証プラントは、原型プラントと異なって経済性が見通しまで実証しなければならない。必然的に SSTR 以上のものでなければならないが、にもかかわらず、SSTR とほとんど同じかむしろ早く建設に入るという、従来より高いハードルを設定していることになる。一方、発電実証プラントと従来の実証プラントとの大きな違いは、民間主導でなく研究サイド (おそらく政府) 主導で建設される装置であることである。したがって、いくらリスクの残る設計も許される可能性がある。しかし、発電実証プラントの運用最終段階では、核融合プラントの信頼性を経済性と共に実証しなければならないことには変わりはない。そのための設計案が 2.3 節に示される。(岡野邦彦)

参考文献

- [1] 原子力委員会核融合開発戦略検討分科会, 「核融合エネルギーの技術的実現性・計画の拡がり」としての基礎研究に関する報告書, 平成 12 年 5 月。
- [2] Y. Seki, M. Kikuchi *et al.*, 'The Steady State Tokamak Reactor', 13th IAEA Conference on Controlled Fusion and Plasma Physics, Washington (1990).
- [3] M. Kikuchi *et al.*, Nucl. Fusion 30, 265 (1990).
- [4] K. Okano, Y. Asaoka, T. Yoshida *et al.*, Nucl. Fusion 40, 635 (2000), or, K. Okano, Y. Asaoka, T. Yoshida *et al.*, 'Compact Reversed Shear Tokamak reactor with Superheated Steam Cycle', Proc. 17th IAEA Int. Conf. on Fusion Energy, Yokohama, IAEA-CN-69/FTP-11 (1998).

2.3 早期実用化を目指すための発電実証プラントの設計例

2.3.1 早期実用化の意義

核融合エネルギーの開発理由としてはエネルギー源の枯渇ならびに環境問題ということがよく言われている。化石燃料の採掘年数は、現時点での埋蔵量と消費量から石炭約200年、天然ガス約60年、石油約40年と推測され、今世紀中ごろには石油・天然ガスの枯渇が心配される。また、近年環境問題として地球温暖化が指摘され、温室効果ガスの1つである大気中CO₂濃度を2100年において産業革命時の2倍にあたる550 ppm以下に抑えようとする取り組みが国際的に行われ始めている。これに対して、IPCC第3次報告書[1]や本特集5章にも述べられているように、既存の技術のみで2100年までのエネルギー需要ならびに2100年に大気中CO₂濃度550 ppmを満たす事は可能であることが示されている。しかしながら、原理的に無尽蔵なエネルギー源でありかつ運転中CO₂排出が殆んどない核融合エネルギーが実用化されれば、革新技術としてエネルギー・環境問題に大きく貢献することは間違いない。Fig.5に地球再生計画(NEDO/RITE)における革新技術導入を考慮に入れた大気中CO₂濃度削減シナリオを示す。ここで革新技術とは、高速増殖炉、核融合、宇宙太陽光発電、バイオエタノール、メタンハイドレート、大規模植林等に対応する。これによると2100年に550 ppm以下に保つためには2050年までにCO₂を排出しない革新的技術を導入し、その後CO₂排出総量を

大幅に減らすことで2100年には2000年をやや下回る排出量にすることが必要になっている[2]。核融合エネルギーがその長所を最大限活かし、エネルギー・環境問題解決に主導的な役割を果たすためには、2050年までに実用化の準備が整っていなければならない。したがって、それに向けて2030年代での発電実証を目指すことは核融合開発にとって意義深い。

一方で、早期実用化に向けた発電実証については、以下のような2つの見解がある。

- 1) 発電実証は早いほどよい。
- 2) 早期実証だけでは不十分、コスト意識が不可欠。

飛行機や原子炉の開発史は、早期実現、多様な概念の有効性を示す好例であろう。一方、技術的には可能でありながら高コストのため産業界の後押しがなく頓挫した新型転換炉が、後者の先例である。国内の研究者間でもこのような議論はたびたび行われているものの、総論では早期実現と経済性の両方が重要と認識されているが、重心の置き方に関しては見解の相違があると言わざるを得ない状況である。これに対し、EUの考え方は早期発電実証に重心があり、経済性はもっと長い時間スケールで考えられているようである。

この節では、経済性指向（原子力機構案）および早期発電実証指向（電中研案）の発電実証プラントの設計例を解説する。経済性指向の設計例は、ITERだけでなくサテライト装置によって開発する炉心プラズマの高ベータ化技術を積極的に取り入れてコンパクトな炉で発電実証を図るコンセプトであるのに対し、早期発電実証指向の設計例は、早期発電実証を念頭におきITERの炉心プラズマ性能を前提としたとき発電実証プラントではどの程度の実証が可能かについて考察したものである。

2.3.2 発電実証プラントの設計案

(1) 経済性指向の設計例[3]

SSTR[4]は原型プラントとして技術的に妥当と考えられているが、その発電原価は16円/kWhと評価されており、市場原理で導入量が決まると仮定した場合、将来エネルギー市場での競争力は不十分と考えざるを得ない。競争力強化のためには炉のコンパクト化（低建設コスト化）および高出力化が不可欠である。SSTR以降の原研の炉設計研究では、制御が難しい高ベータプラズマを避け、高磁場によるコンパクト・高出力化の路線を探ってきた。しかし、高磁場路線には強大な電磁力の支持という難しさがあり、この問題に対する解決策が近年提案されている低アスペクト比（低A）化[5]である。現在、検討中の発電実証プラントDEMO(J05)はこの低A概念に基づいている。

実証段階から実用段階への移行に際しては、炉工学技術に関しては改良・置き換えが可能であるが、非線形性の強い炉心プラズマに関しては技術的飛躍を課さないというのが設計における基本的考え方である。したがって、この考え方に基づいた発電実証プラントでは、プラズマ技術に対しては実用レベルに相当する炉心プラズマの安定保持の実証という高いハードルが課せられる。この設計案のパラ

Fig. 5 Reduction scenario of CO₂ emission by NEDO/RITE.

Table 3 Tentative parameters of DEMO(J05).

R_p	5.5 m	β	5.7%
a	2.1 m	β_p	2.53
A	2.6	W_{th}	942 MJ
κ_{95}	2.0	HH_{y2}	1.3
δ	0.4–0.5	n/n_G	0.98
B_{max}	16.4 T	f_{BS}	0.77
B_T	6.0 T	P_{CD}	58 MW
I_p	16.7 MA	P_{fus}	3 GW
q_{95}	5.3	Q	52
V_p	941 m ³	P_n	3.2 MW/m ²
β_N	4.3	Weight	17,500 tons

Fig. 6 Conceptual view of DEMO(J05).

メータを Table 3 に、概念図を Fig. 6 に示す。このプラントは、中心ソレノイドコイル (CS コイル) の役割をプラズマ高三角度化、プラズマ電流と独立した位置制御 (ダイバータ脚など)、若干のプラズマ電流誘導と割り切ったため CS コイルが小規模であり、それにより炉本体寸法も従来の核融合プラントと比べ小さく主半径は 5.5 m である。プラズマ電流立ち上げに関しては技術開発を必要とするものの、全般的な技術的要請は SSTR 程度であり、従来プラントと比べコンパクトで経済性の点で優位と考えられる。Fig. 7 は、炉寸法に対する CS コイルのインパクトを示した図である。現段階では三角度 $\delta = 0.4 - 0.5$ を確保できるように暫定的な CS コイル寸法を決定したが、CS コイルに対する炉心プラズマ側の要請が明確になれば、より合理的な CS 寸法、ひいては炉寸法が決まる。低 A の重要な特徴は高楕円度 (κ) での上下位置安定性が得やすいことである。これは、高 $\kappa \rightarrow I_p$ 上昇 $\rightarrow$ グリーンワルド密度 ($n_G = I_p / \pi a^2$) 向上 $\rightarrow$ 高密度化が容易 $\rightarrow$ 高出力化、というように核融合プラントにとって望ましい方向に作用する。さらに、低 A では規格化ベータ値 (β_N) 限界が上昇するというメリットも見逃せない。検討中の発電実証プラントの β_N は 4.3 であり数値上は SSTR の 3.5 より高くなっているが、 β_N 限界に対してより大きな設計裕度が確保されている。

Fig. 7 Comparison of the reactor weight for conventional tokamak reactors and DEMO(J05). Also shown are the design points for “CS-less” corresponding to VECTOR concept and conventional “Full CS” concept.

炉工学技術に関しては、水冷却固体ブランケット、Nb₃Al 超伝導線、W モノブロックダイバータなど現在開発中の技術の利用を前提とする。遠隔保守については、高稼働率の実現に有利なセクター引き抜き方式を検討中である。他方、この方式は、ブランケットの強固な支持 (トリチウム自給のための十分な増殖領域確保とディスラプションに対するブランケット筐体の耐性を同時に満たす可能性)、壁安定化シェルの設置性の観点でも優れている。

ITER の成果だけでは、このようなプラント概念の成立性確認は困難である。 $A = 2.6$ は従来のトカマク装置と球状トーラスの隙間にあり、サテライトトカマク実験により見通しをつける必要がある。計画中の国内重点化装置 NCT は $A = 2.6 - 3.1$ で高 β_N を狙うものであり [6]、このプラント概念の実験的基盤を与えうる。

(2) 早期発電実証指向の設計例 [7, 8]

Fig. 8 の概念図に示す発電実証プラント Demo-CREST は、できるだけ早い時期に発電実証することを重要な設計指針としている [7, 8]。そのため、その基本設計パラメータは ITER に到達が見通される値を用い、ITER 計画の標準プラズマ性能 ($\beta_N \sim 1.9$) で正味電気出力が 0 kW (総発電量 = 所内電力、この時の核融合出力は約 100 万 kW)、高性能プラズマ性能 ($\beta_N \sim 3.4$) で 50 万 kW の発電実証を行う。発電効率 (η_e) は、ITER テストブランケットモジュール (ITER-TBM) の固体増殖/水冷却系で計画されている冷却水出口条件 15 MPa、320 度から $\eta_e \sim 30\%$ という値を適用している。これらの設計パラメータは早期発電実証を目指すために比較的保守的な値を用いている。そのため、将来の経済性のある実用プラントに必要な要素技術の実証を運転後期に行う必要がある。具体的には、プラズマ安定化導体壁を備え、冷却水を高温・高圧化した高性能ブランケットに総交換することで高性能プラズマ ($\beta_N > 4.0$)・高発電効率 ($\eta_e > 40\%$) を実現し、最終的には正味電気出力 100 万 kW

Fig. 8 Conceptual view of DEMO-CREST.

以上を達成することで実用プラントへの技術見通しを得る計画となっている。ITERと実用プラント（ここではCREST[9]を考える）との関係も含めたDemo-CRESTの設計パラメータと正味電気出力の関係をTable 4にまとめる。早期発電実証との引き換えに、Demo-CRESTではプラズマ主半径がITERより1 m大型化するとともに、実用化に向けて実証プラント段階でもプラズマ・炉工学の両面での性能向上を必要とする開発シナリオとなっている。この開発シナリオは定期的なブランケット交換が必ず必要という核融合炉の欠点を最大限利用し、ブランケット交換によりプラズマ性能・発電効率を向上を可能としているところが特徴である。

(3) 欧州の考え方

EUではこれまでEFDA (European Fusion Development Agreement) が中心になってPPCS (Power Plant Concept Study) なる動力プラント設計を進めてきており[10], 2004年9月にその報告書をまとめた。今年に入ってから、PPCSの保守的な設計オプションをベースにして発電実証プラントの概念検討を開始したところである。

2005年7月、IAEA主催の第1回第一世代核融合プラントに関する技術会合で鮮明になったことは、「早期実用化」に対する日本とEUの意識の隔たりである。原子力機構案と電中研案には多少のコンセプトの違いはあるものの、両者は比較的早期の技術的成立性と経済性見通しの両方を考慮している点では方向がそろっている。これに対し、EUは、ITERで経験を積んだ核融合技術、IFMIFなどで見通しうる材料照射データを利用して早期に発電実証することに重心を置き、引き替えに主半径が9~10 mの大規模な炉本体になることを容認する。工学面では、EUROFER(低放射化フェライト鋼)を主要構造材とするが、安全性の観点から不活性なHeガス冷却を主案にしているEUROFERの使用温度により冷却材の出口温度は500℃程度に制限され、高効率発電に向くHeの利点を生かしてはいない。さらに、He冷却は水冷却と比べて除熱性能で劣るため平均中性子負荷はわずか2~2.2 MW/m²で設計する計画であり(日本の発電実証プラントは3 MW/m²程度)、このような中性子壁負荷の低さが大規模な炉寸法に繋がっている。一方、発電出力を1.5 GW程度と大きめに設定することで経済性についても他のエネルギーと競合となるという説明である。域内のエネルギー需給規模が大きく電力ネットワークも整ったEUならではの開発戦略ともいえる。

2.3.3 まとめ

炉設計研究の役割は、核融合プラントの開発目標に対しである設計方針に基づいた技術的なアプローチ方法ならび

Table 4 Net electric power and main Parameters of ITER, Demo-CREST and CREST.

Development of reactor technology				
	ITER $R = 6.2$ m $A = 3.1 \sim 3.4$ $B_{tmax} = 13$ T	Demo-CREST $R = 7.3$ m, $A = 3.4$ $B_{tmax} = 16$ T		CREST $R = 5.4$ m $A = 3.4$ $B_{tmax} = 13$ T $\eta_e = 41\%$
		Demonstration Phase $\eta_e = 30\%$	Development phase $\eta_e = 40\%$	
ITER Reference plasma ($\beta_N \sim 1.9$)	(Demonstration of burning plasma)	0 MW		
ITER Advanced plasma ($\beta_N \sim 3.4$)	(Development of the plasma required for a power plant)	500 MW (fulfillment of demonstration)	900 MW	
CREST Advanced plasma ($\beta_N \geq 4.0$)			1100 MW (outlook for a commercial plant)	1200 MW

にそれに必要な要素技術の開発目標を提示することにある。さらに、発電実証プラントの概念設計を行うにあたっては、(1)目標とする実用プラント像、(2)実用プラントにつながる実証プラントの開発目標・位置づけ、(3)実証プラント概念を実現するための技術統合、これら3点を考慮しなければならない。ここで示された発電実証プラント設計例は、プラント概念のみならず、背景にある最終的な開発目標や建設時期等の開発スケジュールも考慮されている。例えば、日本とヨーロッパの考え方の違いは(1)に対応し、経済性指向例と早期発電実証指向例の主な考え方の違いは(2)にあると考えられる。このような最終的な開発目標・開発スケジュールも考慮した発電実証プラントの概念設計研究を行うことで、はじめて開発の優先順位や既存の開発計画(ITER, IFMIF, サテライトトカマク等)の役割の明確化による効果的な開発戦略の構築が可能となる。

その一方で、どのような発電実証プラントが妥当かの判断は、建設判断の時期とそれによって決まる利用可能技術、許容される建設コスト、ITERや工学技術のR&Dスケジュール、技術的チャレンジに付随するリスク、許認可など着工までに要するリードタイムなど様々な不確定要素を読み込んでなされなければならない。それ以上に重要なのはどのようなマーケットを想定するかということである。これは、前述の(1)目標とする実用プラント像に密接に関係しており、ほぼ同等の技術を持つ日本とEUとが今世紀中葉の実用化という同じ目標を掲げながらも、極めて対照的な発電実証プラントを検討しているという事実がこのことを如実に物語っている。このような状況に鑑みると、ITERの実験さえも始まっていない不確定要素が多い現段階での設計案絞り込みは早計である。当面は、技術進展や核融合を取り巻く情勢を見据えつつ、発電実証プラントのマスタープランといくつかのバックアッププランの提示に努めるべきであり、実際の建設判断時にタイミングを逸することなく最適な実証プラント計画を提示できる体勢を整えることが必要であろう。(飛田健次, 日渡良爾)

参考文献

- [1] B. Metz *et al.*, *Climate Change 2001: Mitigation* (Cambridge Univ. Press, UK, 2001).
- [2] NEDO/RITE「地球再生計画」の実施計画作成に関する調査事業, 平成10年3月.
- [3] K. Tobita *et al.*, *7th Int. Sym. on Fusion Nuclear Technology*, Tokyo (2005), to appear in *Fusion Eng. Des.*
- [4] M. Kikuchi, *Nucl. Fusion* **30**, 265 (1990).
- [5] S. Nishio *et al.*, *19th IAEA Fusion Energy Conf.*, IAEA-CN-94/FT/P1-21, Lyon (2002).
- [6] H. Tamai *et al.*, *20th IAEA Fusion Energy Conf.*, IAEA-CN-116/FT/P7-8, Vilamoura (2004).
- [7] Y. Asaoka, *et al.*, *20th IAEA Fusion Energy Conf.*, IAEA-CN-116/FT/P7-4.
- [8] R. Hiwatari *et al.*, *Nucl. Fusion* **45**, 106 (2005).
- [9] K. Okano *et al.*, *Nucl. Fusion* **40**, 635 (2000).
- [10] EFDA, "Final Report of the European Fusion Power Plant Conceptual Study (PPCF)", EFDA-RP-RE-5.0 Sep. 2004.

2.4 初代実用プラントに繋がる発電実証プラントとは

発電実証プラントは、国主導で建設と運転を実施する装置であり、国主導の研究開発の最終段階である。その結論として、我が国産業界による初代実用炉の建設に結びつく必要がある。発電実証プラントは、これまで第三段階計画では原型炉と呼んできたものであるが、実用化段階に移行するための最低限の経済性見通しを得ることを目標に組み込み、経済性実証については実用化の中で経済性改善が継続的に実施されることを考慮して実用化段階に組み込まれるものとしている。

初代実用プラントとしては、国内用としては電力業界による実用炉建設に結びつくことが求められ、国外用としては重電機メーカーが電力需要の大きな外国(例えば、中国やインド)に独自技術として売り込める特徴をもつ必要がある。

国内向けについて考えてみよう。我が国は、今後人口の減少が予測されていることからエネルギー需要が大幅に増大することは考えにくい。しかしながら、今世紀末までを視野に入れると中国やインドなどの巨大なエネルギー市場の成長により特に化石エネルギー資源を確保することが困難な状況が生まれる可能性が高い。このような状況の中で、我が国の取るべき道は軽水炉・高速炉を中心とした原子力エネルギーによる代替であろう。我が国では、再生可能エネルギーは当面補完的役割を果たすに留まると理解している。新しい原子力エネルギーとして開発中の核融合エネルギーは、安全性・環境適合性において一定の利点があるものの、現在の石油、石炭、天然ガスと同様に軽水炉、高速炉と並んでエネルギー多様化のメニューに上げるためには、高い経済性と運転信頼性が要請される。安い電力エネルギーの実現は我が国の産業競争力を保つための重要な要素である。安全性、環境適合性を含めた総合的な評価として軽水炉、高速炉と概ね同等の発電単価を実現する必要がある。どのような評価体系であれば概ね同等となるのかは今後の課題として、単純な従来の発電原価が現状の軽水炉の値(5.9円/kWh)を大きく上回るようでは電力業界が核融合エネルギーに手を出すのは困難である。運転信頼性についても同様で、2.1節に記載されているような様々な条件を満たすことが必要となる。

さて、海外向けを考えてみよう。現在、最もエネルギー需要の伸びが大きい国は中国である。中国は、今やITER計画に対して日本と同額を負担するITER参加国であり、ITERにかかわる技術は十分習得することになる。この面での中国のエネルギー安全保障(保険)政策はしたたかである。

ITERの建設地が決まり計画が前進することとなったことは喜ばしいが、結果として核融合技術は欧州に最も蓄積されることとなり、かつ、露、米、中、韓がITERによる核融合技術を共有することが明確になった現状では、ITERが成功し、その延長線上に核融合プラントが可能となったとしても、我が国が核融合エネルギーの実用化をリードすることは容易ではない。欧州には設置極としての

ノウハウの蓄積が、中国には安い労働力と高い電力需要を背景とした核融合エネルギー開発への強い動機付けがある。我が国が実用化をリードするには、科学技術創造立国として魅力的な核融合発電実証プラントの研究開発を提示し、リードする必要がある。

幸いなことに、我が国政府の努力により ITER のサイト決定に際して、核融合エネルギーの早期実現に向けたブローダー・アプローチとして理論、炉工学、サテライト装置等の活動拠点が我が国に設置されることや ITER の次の装置が国際協力となり我が国が誘致する場合は欧州がそれを支持することが日欧で合意され 6 極会合で留意された。我が国としては、この計画を最大限に利用して最大限の努力を行う必要がある。

以上のことを前提として、初代実用プラントに繋がる発電実証プラントの仕様について考えてみる。

核融合炉心プラズマの特徴としてその非線形性がある。分裂炉においては、臨界条件等の炉物理は線形の物理が支配しており、原型炉で小出力の発電実証を行えば、その線形関係により高出力炉での炉物理の成立性は担保される。一方で、核融合プラントの炉心プラズマは出力を上げようとしてベータを上げると閉じ込めの物理としては異なった領域に入ることになる。当然のことながら、ベータ限界以上にプラズマ圧力を増やすことができないので、大暴走の可能性がないという利点にも繋がっている。閉じ込めの物理がベータによって変化することから、発電実証プラントでは、商用化に必要な出力密度に相当するベータ値での炉心の成立性を十分確認しておく必要がある。炉で必要となる温度は概ね決まっていることから、ベータを上げるためには密度を高くすることになる。そうすると、密度のグリーンワールド密度に対する比が大きくなり、閉じ込めの劣化や放射損失の増大をまねき得る状況が発生する。ダイバータプラズマ密度が主プラズマから出てくる粒子束に対して非線形性を示すこともよく知られている。次元解析を用いてプラズマ性能を予測する方法は確立されているが、主プラズマの無次元パラメータだけでは理解できない周辺の原子分子過程がからんだ現象があることも知られている。このように、核融合炉心プラズマの物理的性質は複雑にからみあっていることを考慮して発電実証プラントの炉心パラメータの選定は実用化において必要となる炉心条件への外挿性を十分吟味する必要がある。極端な言い方をすれば、研究開発装置である発電実証プラントで十分な運転信頼性が実証されたものでなければ初代実用炉では選ばれないという位の覚悟が必要であろう。いずれにしても、発電実証プラントの建設にあたっては、国と産業界等の厳しい実用化見通し評価を受けることになるので、甘い見通しの下に開発を進めた場合には開発計画の全面見直しを引き起こし、結局は核融合エネルギーの早期実現が困難になりかねないことに留意する必要がある。

このような炉心プラズマの非線形性と 1 つの中核装置のコストと研究開発期間が分裂炉に比べても高かつ長くならざるを得ない状況を考慮すると、産業界が実用化に向けての判断を下せるために必要となる経済性見通しと運転信頼性の確保を発電実証プラントで得るためには発電実証プラントの最終出力レベルは初代実用プラントレベルに設定することが必要であると考えられる。

初代実用プラントの出力をどのように設定するかは難しい問題である。核融合炉のスケールメリットを生かすためには、A-SSTR で構想されたような送電端電気出力 170 万 kW レベルが望ましいが、110 万 kW レベルでも本体建設費が 5 千億円程度以下に抑えられた場合には 7 - 8 円 / kWh 程度の発電原価を視野に入れることが可能と考えられることから発電実証プラントの熱出力は 3 - 4 百万 kW が妥当と考えられる。(注：ここでの 7 - 8 円 / kWh とは「炉寿命 30 年、利率 2 %」程度を仮定した数字で、前出 Table 1 の場合の「20 年、5 %」とは仮定が異なる。最近では「30 年、2 %」程度がよく使われており、核融合プラントの場合には「20 年、5 %」より 3 割程度低い COE 値になる。)

発電実証プラントの炉心寸法は、建設コストを適正に抑える必要性から ITER 程度であることが必要である。先に述べたような理由から、我が国が開発する発電実証プラントは他国との競争力確保の観点からは、運転信頼性が確保される条件の下では 2.3 節で述べたような ITER より小さな炉心であることが望まれる。また、この発電実証プラントは、1 年程度の連続運転が可能であるとともに、高いプラント効率や送電端での高い出力安定性、および 1 を超える総合的なトリチウム増殖率 (TBR) が必要と考えられる。低放射化フェライト鋼等が有力と考えられるブランケット第一壁構造材は、最終的には、高出力密度運転で 3 - 6 年程度の中性子 (中性子フルエンスで 10 - 20 MW 年 / m² 程度) と熱流束 (1 MW / m² 程度) に耐えることが要求される。

多数のモジュールで構成される増殖・発電ブランケットはプラント内でトリチウム燃料を自己生産し燃料の自給性を実現するという本質的な機能を果たすため、ディスラプションに対する耐性を確保しつつ高い信頼性でトリチウムの増殖・回収を実現する必要がある。

高温プラズマから出てくる熱の除去と粒子の排出を行うダイバータ機器は、ブランケット第一壁より高い熱流束や粒子束にさらされることから、数年レベルの中性子照射への耐性と耐粒子束性能を持った高熱流束機器である必要がある。

また、数年に一度の定期交換が予定される第一壁やダイバータ板の保守期間は、プラントの稼働率を低下させないよう十分短い必要がある。さらに、加熱・電流駆動機器の連続運転信頼性も年程度に向上させる必要がある。

(菊池 満)