



4. 核融合炉のシステム設計と経済性解析

日渡良爾

(財)電力中央研究所

(原稿受付：2011年8月9日)

本章では核融合システム設計で重要な部分である経済性解析の役割を概説すると共に、基本的な評価手法を説明する。その後、経済性解析に注目したシステム解析の検討例を紹介し、核融合炉の概念研究に対してどのように役に立っているかを説明する。具体的には、発電単価のスケーリング則の提案、経済性向上のために必要な要素技術の評価、長期のエネルギーシナリオに核融合が導入されるための経済性条件とそれを達成するための設計条件 (Economic Break-even 条件) について紹介する。

Keywords:

COE, generomak model, economic break-even condition

4.1 システム解析における経済性解析の役割

システムコードを用いた核融合炉システム設計における重要な課題の一つに経済性評価がある。経済性解析とは一言でいうと、核融合プラントの建設費や発電単価 (COE: Cost of Electricity) を予測することである。初めに、このような経済性解析が、システム設計においてどのような役割を果たすのかについて考えてみよう。

経済性解析の最も基本的な役割は、ITER のようにまさに建設を前提とされているプラント概念の建設費や発電単価を概算することである。これは、実際に建設費がどの程度必要になるかの議論であるため、金額の絶対値が重要である。例えば、ICPP (気候変動に関する政府間パネル) で議論されているように大気中 CO₂ 濃度を2100年までに 450 ppm 以下にするための核融合も含めた長期エネルギーシナリオを検討する際には、建設費や発電単価が各発電方式間の比較基準となる。したがって、建設費や発電単価の評価にかかわる主要装置の出力単価や材料単価等のデータベースの構築、評価モデルの妥当性が重要となってくる。

二つ目は、将来の核融合発電において建設費や発電単価の安いプラント概念に有効な要素技術の選択や設計方針の検討への適用である。これは、例えば炉心プラズマパラメータである規格化ベータ値、閉じ込め改善係数、密度上限値の比、ブートストラップ電流割合等の中で、プラントの経済性に影響を及ぼす設計パラメータは何か、またそこから今後どのような研究開発の方向性がありえるか等の議論である。この場合、解析する際の建設費や発電単価の相対的な比較が重要である。つまり、ある設計パラメータが向上した場合、ITER の建設コストを 1 と基準としたとき、その設計パラメータを適用すると建設費が 0.8 まで抑制できるといった核融合炉のみを対象とした議論である。この場合、絶対値自体の精度は必要でないため、材料単価等の

データベースに対して、他の発電システム (例えば、軽水炉) と同様な精度を持つ経済性評価データベースは必ずしも必要はなく、ある程度の誤差は許容可能である。

当然ながら核融合炉はまだ実現していない。ようやく ITER で実験炉を建設することになる。ITER の建設も国際協力による物納方式であり、製造管理・材料単価等も各国毎にバラバラの可能性がある。そのため、現在の軽水炉のような標準化された製造・建設に基づく信頼性の高い経済性評価手法が確立できるか不明である。したがって、本章で議論する核融合炉の経済性評価は、その絶対値の精度においてはまだまだ信頼性の低いものであり、今後も引き続き後述する評価モデルの改良やデータベースの拡充が必要である。以下では、前述のような経済性の議論を行う際に用いる経済性解析の数理モデルの基本的な考え方ならびに、経済性解析の具体例を説明する。

4.2 経済性解析の基本概念

現在までにいくつかの核融合炉の経済性評価コードが開発され、トカマク方式 [1, 2]、ヘリカル方式 [3]、レーザー方式 [4] の各方式で経済性の検討が行われている。またそれらを統一的に比較することをめざしたシステムコードも開発されている [5]。本章で紹介する経済性評価手法は、トカマク方式を対象とし、米国の Sheffield 等が開発した Generomak model (Generic Magnetic Fusion Reactor model) を基に [6]、日本の軽水炉等の経験を基に改良を加えたものである [1, 2]。Generomak model は、定常運転を想定した磁場閉じ込め方式全体を網羅する核融合炉経済性解析モデルとして開発されている。その目的としては、前章における後者の目的に対応し、主要機器の技術選択が経済性に及ぼす影響や開発の方向性を議論することを目的としている (簡略モデルのため、詳細なプラント設計には

用いるべきではないとの記述もあり、適用目的には注意を促している[7]。閉じ込め方式に依存しない経済性評価の基本的な考え方としては、核融合炉の構成機器の作製コストや組み立て費用、燃料費、維持管理費を算出し、その積算から建設費や発電単価を算出する手法がある。本章では米国で提案された評価手法に基づいているため、貨幣単位をドル表示とする。発電単価 COE (\$/kWh) は、

$$\text{COE (\$/kWh)} = \frac{\text{年間総発電経費 (\$)}}{\text{プラント発電容量 (kW)} \cdot \text{設備利用率 (-)} \cdot 8760 \text{ (h)}} \quad (1)$$

と定義される。ここで年間総発電経費は、年間総資本費、年間運転維持費、年間定期交換費、年間燃料費で構成されている。式(1)の分母にあるプラント発電容量は、送電端(実際に系統に送電する)発電容量である。設備利用率は、年間通してプラントが実際に運用されている割合(稼働率)に対応する。最後の8760は1年間の時間数(365日×24時間)に対応する。

分子にある年間総資本費は、プラント建設に要した直接・間接費および建設中利子などの総資本費に基づく経費を法定耐用年数や実際の耐用年数等で均等化した値である。年間運転維持費や年間定期交換費、年間燃料費は、プラントの運転維持、定期交換、燃料の費用である。

発電単価の表し方には2通りある。一つは Constant Dollar Mode と呼ぶもので、通貨(ここではドル)の購買力が時間によらず一定とするモードである。もう一つは、Current Dollar Mode と呼ばれるもので、これは通貨の購買力(貨幣価値)が時間とともに変化するモードである。後者は、Nominal Dollar (名目ドル)と呼ぶこともある。ここでプラントの建設中や運転中のインフレーション(貨幣価値の変化率(割引率): e)を考慮した年均等化発電単価は、運転開始年を基準として次の様に定義される。

$$\text{COE} = \left(\sum_{j \in \text{建設期間}} C_{Cj} (1+e)^j \right) \frac{\sum_{i \in \text{運転期間}} \frac{C_{OMi} + C_{SRCi} + C_{Fi}}{(1+e)^i}}{\sum_{i \in \text{運転期間}} \frac{P_e f_{avi} \cdot 8760}{1+e^i}} \quad (2)$$

ここで C_{Cj} は j 年における建設費支出、 C_{OMi} 、 C_{SRCi} 、 C_{Fi} は、それぞれ i 年における運転維持費支出、定期交換支出、燃料費支出である。また f_{avi} は、 i 年におけるプラント設備利用率である。

各 i 年における支出を、現実にかかった費用で表したものを Current Dollar COE という。一方、実際にはあり得ないが貨幣価値が変化せず($e = 0.0$)とし算出したものを Constant Dollar COE という。ここで、運転維持費、定期交換費、燃料費、稼働率が時間変化しないならば、 $C_{OMi} = C_{OM}$ 、 $C_{SRCi} = C_{SRC}$ 、 $C_{Fi} = C_F$ 、 $f_{avi} = f_{av}$ として COE は以下のように定義できる。

$$\text{COE} = \frac{C_C (\text{crf}) + C_{OM} + C_{SRC} + C_F}{P_e f_{av} \cdot 8760} \quad (3)$$

$$C_C = \sum_{j \in \text{建設期間}} C_{Cj} (1+e)^j$$

$$(\text{crf}) = \frac{1}{\sum_{j \in \text{建設期間}} \frac{1}{(1+e)^j}}$$

ここで、 C_C は総資本費であり、物量などで決まる直接建設費 C_D と建設費・現場据付工事費・オーナーズコストなどの間接費、および建設中利子からなる。 (crf) は、資本回収費である。

一般に諸税や固定経費分を資本回収係数に加えて年資本比率 F_{CR} とすると Constant Dollar COE の定義式が得られる。

$$\text{COE}_{\text{const}} = \frac{F_{CR} C_C + C_{OM} + C_{SRC} + C_F}{P_e f_{av} \cdot 8760} \quad (4)$$

以下に各費用の計算手順について説明する。ここでは、他の経済性評価との容易さを考えて Constant Dollar Mode での方法を述べる。

A. 総資本費と直接建設費

総資本費 C_C は、直接建設費 C_D 、間接費 C_{IND} 、建設中利子 C_{CAP} を用いて

$$C_C = C_D + C_{IND} + C_{CAP} \quad (5)$$

と表せる。ここで、間接費は直接建設費に対する間接費倍率 f_{IND} 、建設中利子は直接建設費と間接費に対する建設中利子倍率 f_{CAP} を用いて

$$C_C = C_D f_{IND} f_{CAP} \quad (6)$$

として総資本費 C_C を見積もる。間接費倍率 f_{IND} と建設中利子倍率 f_{CAP} は厳密に言えば建設期間により変わり、建設中利子倍率は資本投下パターンによっても変わるが、ここでは簡便のため定数として取り扱う。

直接建設費 C_D は次の5つのカテゴリーから成り立っている。

- (1) Balance of Plant (BOP) のコスト: C_{BOP}
- (2) 原子炉建屋のコスト: C_{RB}
- (3) Fusion Island のコスト: C_{FI}
- (4) トリチウムの初期装荷分コスト: C_{TR}
- (5) 安全系のコスト: C_{SAFE}

ここで Balance of Plant (BOP) とは、燃料や冷却材等を供給するポンプや発電をコントロールする電気回路など発電補助機器類の総称であり、発電所の主機であるタービン発電設備やボイラー設備に付帯する機械設備(ポンプ類、非常用発電機、配管設備など)や電気設備(直流電源設備、ケーブル設備など)のことをいう。また Fusion Island とは核融合炉心固有の機器に対応する。

一般的にプラント構成機器のコスト評価方法には2つの考え方がある。一つはスケーリング則といわれる方法で、プラントや構成機器の建設コスト C^{scal} が、代表パラメータ(熱出力や電気出力) P 比の指数乗に比例するとした考え方

$$C^{\text{scal}} = C_0^{\text{scal}} \left(\frac{P}{P_0} \right)^\gamma \quad (7)$$

という式で評価する。ここで C_0^{scal} は基準とするプラントや構成機器の建設コスト、 P_0 は基準プラントの代表パラメータ、 γ はスケール指数である。この評価方法では、類似した設計であればスケール指数 γ を適切にとることによって簡単に規模の異なるプラント建設コストを推定できる。一方、評価するパラメータが熱出力や電気出力の代表パラメータに限られるため、新しい設計概念を取り入れたプラント概念の評価には不向きである欠点がある。

もう一つの方法が物量ベースによる算出方法であり、プラントを機器・設備毎に細分し、それぞれの物量と単価からコストを算出し、それを積算することでプラント全体の建設コスト C^{weir} を評価する考え方であり、

$$C^{\text{weir}} = \sum_i c_{i0} \frac{q_i}{q_{i0}} \quad (8)$$

と定義される。ここで、 c_{i0} は基準プラントの機器設備 i の基準単価、 q_i は機器・設備の物量、 q_{i0} は基準プラントの機器・設備の物量である。この方法は、実際のプラント建設費の見積もりにも使われる方法であり、機器・設備の分割を細かくすることでより高い精度で建設費を評価できる。一方、この方法を用いるためには、物量を詳細に見積もることができる程度に設計が進んでいることが必要であり、プラントの概念設計段階での評価には不向きである。

ここでは、Fusion Island に相当する核融合炉固有の機器である超伝導コイル、遮蔽体、構造体、ブランケット、ダイバータ、加熱機器など炉本体のコストは、プラズマサイズを基に必要な機器重量を算出し、これに重量単価を乗じて評価し、一方、原子炉建屋、BOP のコストは、過去の軽水炉の経験等を参考に熱出力、発電出力に対するスケージングにより計算することとする。

したがって、直接建設費 C_D はスケージング則による BOP のコスト C_{BOP} と原子炉建屋のコスト C_{RB} 、物量ベースとスケージング則による Fusion Island のコスト C_{FI} 、トリチウムの初期装荷分コスト C_{TR} 、安全系のコスト C_{SAFE} の積算と考える

$$C_D = (1 + f_{\text{CON}})(C_{\text{BOP}} + C_{\text{RB}} + C_{\text{FI}} + C_{\text{TR}} + C_{\text{SAFE}}) \quad (9)$$

として表せる。ここで、 f_{CON} は調整比率 (contingency factor) であり、建設期間や試運転期間中の予測できない費用で、自然現象や設計と関係ない問題などに起因する不確定な費用を反映するものである。Generomak model では 15% と設定しているが、日本の軽水炉では調整費という項目はなく、必要な場合は直接経費に含めている。

B. Fusion Island の評価方法

ここでは、Fusion Island のコスト C_{FI} は、(1) 主熱輸送系のコスト $C_{\text{FI}}^{\text{phts}}$ 、(2) コイルのコスト $C_{\text{FI}}^{\text{cil}}$ 、(3) 支持構造物のコスト $C_{\text{FI}}^{\text{spt}}$ 、(4) 遮蔽体のコスト $C_{\text{FI}}^{\text{sld}}$ 、(5) 加熱系のコスト $C_{\text{FI}}^{\text{aux}}$ に分けて評価し、

$$C_{\text{FI}} = C_{\text{FI}}^{\text{phts}} + C_{\text{FI}}^{\text{cil}} + C_{\text{FI}}^{\text{spt}} + C_{\text{FI}}^{\text{sld}} + C_{\text{FI}}^{\text{aux}} \quad (10)$$

と定義する。

(1) 主熱輸送系のコスト

主熱輸送系のコストは、Generomak model のスケージング則に倣い

$$C_{\text{FI}}^{\text{phts}} = C_{\text{PHTS}}^{\text{ref}} \left(\frac{P_{\text{th}}}{P_{\text{th}}^{\text{ref}}} \right)^{\gamma^{\text{phts}}} \quad (11)$$

とする。ここで $C_{\text{PHTS}}^{\text{ref}}$ は基準となるコスト、 γ^{phts} はスケージング則の係数である。

(2) コイルのコスト

コイルのコストは、

$$C_{\text{FI}}^{\text{cil}} = 1.2 (1.25 V_{\text{TFC}} \rho_{\text{TFC}} \$_{\text{TFC}}) \quad (12)$$

とする。ここで、 V_{TFC} はトロイダルコイルの体積、 ρ_{TFC} はコイルの平均密度、 $\$_{\text{TFC}}$ はコイルの重量単価である。この式中の係数 1.25 は、ポロイダルコイルの体積をトロイダルコイルの 25% と仮定していることを示している。また、式全体にかかる係数 1.2 は全コイルに対して 20% の余裕を持たせていることを表している。参考文献 [1, 2] のシステムコード中では、3 円近似法等によりトロイダルコイルの体積を概算し、コイルのコストを評価している。

(3) 支持構造物のコスト

支持構造物のコストは

$$C_{\text{FI}}^{\text{spt}} = V_{\text{spt}} \rho_{\text{spt}} \$_{\text{spt}} \quad (13)$$

となる。ここで V_{spt} は支持構造物の体積であり、Generomak model では $V_{\text{spt}} = 0.75 V_{\text{TFC}}$ と仮定している。また ρ_{spt} は支持構造物の平均密度、 $\$_{\text{spt}}$ は支持構造物の重量単価である。

(4) 遮蔽体のコスト

遮蔽体のコスト $C_{\text{FI}}^{\text{sld}}$ も支持構造物と同様に

$$C_{\text{FI}}^{\text{sld}} = V_{\text{sld}} \rho_{\text{sld}} \$_{\text{sld}} \quad (14)$$

となる。 V_{sld} は遮蔽体の体積、 ρ_{sld} は遮蔽体の平均密度、 $\$_{\text{sld}}$ は遮蔽体の重量単価である。

(5) 加熱系のコスト

加熱系のコスト $C_{\text{FI}}^{\text{aux}}$ は、加熱装置の出力あたりの単価 $\$_{\text{aux}}$ と加熱装置の出力 P_{aux} を用いて

$$C_{\text{FI}}^{\text{aux}} = 0.75 P_{\text{aux}} \$_{\text{aux}} \quad (15)$$

とする。ここで係数 0.75 は Generomak model に基づき費用全体の内直接経費に含めるものを 75% とし、定期交換の必要なものを 25% とすることを意味している。なお、後者は定期交換費 C_{SRC} に含める。

C. その他の直接建設費の評価方法

ここでは、Fusion Island 以外の BOP のコスト、原子炉建屋のコスト、トリチウム初期装荷分のコスト、安全系のコストの評価方法について述べる。

(1) BOP のコスト

BOP は発電所のタービン・発電機やそれに付随する設備を表す。したがって、それらのコストは発電プラントの熱出力や電気出力と強い相関があると考えられる。ここでは、プラントの熱出力 P_{th} を代表指数として考え、BOP のコストをスケージング則に基づき

$$C_{BOP} = C_{BOP}^{ref} \left(\frac{P_{th}}{P_{th}^{ref}} \right)^{\gamma^{BOP}} \quad (16)$$

と評価する。ここで、 C_{BOP}^{ref} は BOP のコストスケージングの基準となるコスト、 P_{th} は評価対象のプラントの熱出力、 P_{th}^{ref} は規格化熱出力である。 γ^{BOP} はスケージング則のべき乗指数であり、Generomak model においては $\gamma^{BOP} = 0.6$ が用いられている。

(2) 核融合炉建屋のコスト

核融合炉建屋は炉本体の大きさに強い相関があると考え、Fusion Island の全体積を代表指数とし、そのコストをスケージング則に基づき

$$C_{RB} = C_{RB}^{ref} \left(\frac{V_{FI}}{V_{FI}^{ref}} \right)^{\gamma^{RB}} \quad (17)$$

と評価する。ここで、 C_{RB}^{ref} は核融合炉建屋のコストスケージングの基準コスト、 V_{FI} は評価対象のプラントの Fusion Island 全体積、 V_{FI}^{ref} は規格化体積である。 γ^{RB} はスケージング則のべき乗指数であり、Generomak model においては $\gamma^{BOP} = 0.67$ が用いられている。

(3) 初期装荷トリチウムコスト

プラント運開時には、核融合炉の燃料である重水素とトリチウムを外部より購入する必要がある。特にトリチウムは自然界に存在しないためコストの上でも考慮する必要がある。初期装荷トリチウム費用 C_{TR} は、トリチウム初期装荷量 M_{TR}^{init} (kg) を用いて

$$C_{TR} = M_{TR}^{init} \$_{TR} \quad (18)$$

となる。ただし、トリチウム初期装荷量 M_{TR}^{init} は、ブランケットで生産したトリチウムがいつ使用できるようになるのか、あるいは運転シナリオをどのように考えるか等によって変わってくる。ここでは稼働率 75% として 3 か月分の消費量 ($0.4 \text{ kg/day} \times 365 \text{ day/4} \times 75\% = 27.3 \text{ kg}$) とした。トリチウム重量単価 $\$_{TR}$ は、参考文献[7]によるとグラムオーダの取引の場合 $30 \text{ M}\$/\text{kg}$ とのことである。核融合炉の様にキログラムオーダの取引は行われていないので、あくまで参考値であることには注意が必要である。

(4) 安全系のコスト

核融合炉の場合、その炉心特性から軽水炉のような緊急炉心冷却装置等の安全設計は必要ない。そのためここでは暫定的に $C_{SAFE} = 0 \$$ とする。しかしながら、発電ブランケットでは、軽水炉ほどではないものの核融合中性子による崩壊熱が存在するとともに、ブランケット中の冷却系破断等の事故に対する安全設計は必要と考えられる。原型炉以降での設計が具体化された時点ではそのコストを考慮する必要があるであろう。一方、現在米国や中国で議論され

ている核融合-核分裂ハイブリッド炉の場合、軽水炉の例では格納容器も含めた安全系のコストが約 300 億円になることから、ハイブリッド炉の場合、シビアアクシデントは無いとして格納容器は不要との考え方から $C_{SAFE} = 5 \sim 10 B \$$ (50~100 億円) 程度と考えられる。

以上により直接建設費 C_D 、さらには総資本費 C_C が求められる。年資本費は、総資本費に年資本費率 F_{CR} を乗じて求められる。 F_{CR} の値は均等化年数を物理的耐用年数にとるか法定耐用年数に取るかによって異なり、また、税率、人件費、修繕費の如何によっても変わってくるため、適切なモデルを考えるのは難しい。日本の軽水炉の例では、法定耐用年数 (16 年) で均等化の場合、経費率は総資本費の約 16% という実績であり、うち人件費や修繕費等は約 4% を占める。ここでは、人件費や修繕費は年間運転維持費に含まれるとし、Constant Dollar Mode の年資本費率 f_{CR} の値として $F_{CR} = 0.12$ を用いることにしている。

D. 定期交換費・運転維持費の評価方法

年間の定期交換費用 C_{SRC} には、

- (1) ブランケットの年間定期交換費用: C_{ba}
- (2) ダイバータ年間定期交換費用: C_{da}
- (3) 加熱系の年間定期交換費用: C_{aa}

の 3 項目を考慮し、

$$C_{SRC} = C_{ba} + C_{db} + C_{aa} \quad (19)$$

とする。

(1) ブランケットの年間定期交換費用

ブランケット/第一壁の中性子フルエンス限界から年間の交換頻度を計算し、年間費用を以下のようにして求める。

$$C_{ba} = 1.1 \frac{1}{N_b} C_b (1+e)^{\frac{N_b}{2}} \quad (20)$$

$$N_b = \frac{F_{wn}}{f_{av} P_{wn}}$$

$$C_b = V_b \rho_b \$_b$$

ここで係数の 1.1 は 10% の予備を表している。さらに e は利子率、 N_b はブランケットの交換から次の交換までの年数であり、 $(1+e)^{\frac{N_b}{2}}$ は Working Capital Charge Rate といい、交換年数間の金利を考慮したものである。また、 C_b はブランケットの費用であり、ブランケットの体積 V_b と重量単価 $\$_b$ から求める。

(2) ダイバータ年間定期交換費用

ダイバータについても年間の交換頻度を計算する方法が望ましいが、現在の開発段階ではダイバータへの熱流束やダイバータ板の熱流束限界について妥当な値を設定するのはやや困難である。ここでは、簡単のためにダイバータの交換頻度は年 1 回と仮定すると年間交換費用 C_{da} は、

$$C_{da} = V_d \rho_d \$_d \quad (21)$$

と表せる。ここで ρ_d はダイバータの平均密度、 $\$_d$ はダイバータの重量単価である。また、 V_d はダイバータの体積であり、ダイバータ板の厚さ d_d とダイバータの幅を小半径 2 倍と仮定した場合

$$V_d = (2a_p)(2\pi R_p)d_d \tag{22}$$

となる。

(3) 加熱系の年間定期交換費用

加熱系の年間定期交換費用 C_{aa} は、

$$C_{aa} = 1.1 \frac{1}{N_a} C_a (1 + e)^{\frac{N_a}{2}} \tag{23}$$

$$N_a = \frac{F_a}{f_{av} P_a}$$

$$C_a = 0.25 \$ P_{aux}$$

となる。ここで、 N_a は加熱系機器の交換から次の交換までの年数であり、その値は加熱系機器への中性子負荷によってきまると仮定する。 P_a は加熱系機器への中性子負荷 ($P_a = P_{wn}$)、 F_a は加熱系機器への中性子フルエンス限界 ($F_a = F_{wn}$) である。また C_a は加熱系機器の費用であり、前述のとおり、加熱系機器全体の費用のうち25%が定期交換分であると仮定している。

最後に、運転維持費の厳密な算出方法として人件費や修繕費を積み上げる方法もあるが、ここでは(総資本費 C_C + 定期交換機器初期装荷分費用) に対する割合 F_{OM} で運転維持費 C_{OM} を与える。

$$C_{OM} = f_{OM} (C_C + C_{ba} + C_{da} + C_{aa}) \tag{24}$$

日本の軽水炉の実績に基づいた場合、 $f_{OM} = 0.04$ という値が提案されている[1]。

E. 年燃料費用と廃棄物処理・廃炉費用

年間燃料費 C_F は、重水素の費用 C_{DD} 、および核融合-核分裂ハイブリッド炉に装荷する核燃料の費用 C_{FF} からなり、

$$C_F = C_{DD} + C_{FF} \tag{25}$$

ここで、重水素の費用 C_{DD} は一日あたりの重水素の消費量 M_{dut} を用いて

$$C_{DD} = 365 M_{dut} f_{av} \$_{DD} \tag{26}$$

とする。ここで、 $\$_{DD}$ は重水素の重量単価である。ハイブリッド炉における核燃料費用 C_{FF} は、ハイブリッド炉ブランケットの設計に応じて決定する。核融合炉の場合は $C_{FF} = 0$ である。

廃棄物処理・廃炉費用については、妥当な概算方法を定めるまでには至っていない。Generomak modelではこれらの費用の発電単価への寄与を「核分裂炉の経験から」それぞれ、1.0 mills/kWh, 0.5 mills/kWhとしている (millは、1000 mills=1 \$なる関係を持つ米国の貨幣単位)。その他の方法としては、我が国の核分裂炉の評価を用いる方法が考えられる。Generomak modelの手法を採用した場合、発電単価に、廃棄物処理費および廃炉費用を加算することになる。

4.3 システム設計における経済性解析例

現在、核融合原型炉をめざし、開発ロードマップや要素技術開発の優先順位・取捨選択を検討している最中であ

る。このような検討を行う場合にも経済性解析は重要な役割を果たす。具体的な役割としては、実用化を見据えたうえで原型炉の開発目標としての発電単価 (もしくは建設費) を設定・評価することにある。その際、炉心プラズマ性能や炉工学技術の設計パラメータがどの程度経済性に影響を与えるかを簡便に理解できると非常に便利である。現在までの理解においては、トマカク型核融合炉の経済性評価では、本稿で述べたようなモデルによる系統的な経済性解析の結果、いくつかの発電単価評価式が提案されている。過去に検討された3 GW程度熱出力のトマカク型発電炉概念を基に式(27)のような発電単価の近似式が提案されている[9]。

$$COE_{3GWh}^{okano} = \frac{118}{\beta_N^{0.9} B_{tmax}^{0.63} \eta_{th}} \tag{27}$$

一方、EUではシステムコードPROCESSを用いて系統的に解析を行い式(28)のようなスケーリング則を提案している[10]。

$$COE^{ward} \propto \left(\frac{eF}{K}\right)^{0.6} \frac{1}{\eta_{th}^{0.5} P_e^{0.4} \beta_N^{0.4} f_{m_{GW}}^{0.3}} \tag{28}$$

ここで F と K は10機まで建設した際の習熟度ならびに、稼働率を表す。これら2つの評価式において、依存性は異なるものの規格化ベータ値と熱効率が経済性向上に影響を及ぼすことが理解できる。

次に、核融合が他の電源との価格競争に打ち勝って、導入されるための条件を議論している解析例を示す。図1は、発電単価と規格化ベータ値・プラズマ主半径の関係を示している[11]。図1中の breakeven price とは、火力・水力・原子力といった各発電手法に加え、再生可能エネルギーやCO₂貯留技術等の新技術も含めた超長期のエネルギーシナリオの中で、2050年に核融合が経済的な競争に打ち勝ち、エネルギー市場に導入されるために必要な発電単価を表している[12, 13]。この breakeven price 自体は、IPCCの報告書にも掲載されている世界のエネルギーモデル Dynamic New Earth 21 (DNE21) を用い、2100年における大気中CO₂濃度550 ppmとする制約条件下における評価結果となっている[14, 15]。ここでは、最大磁場16 T、電気

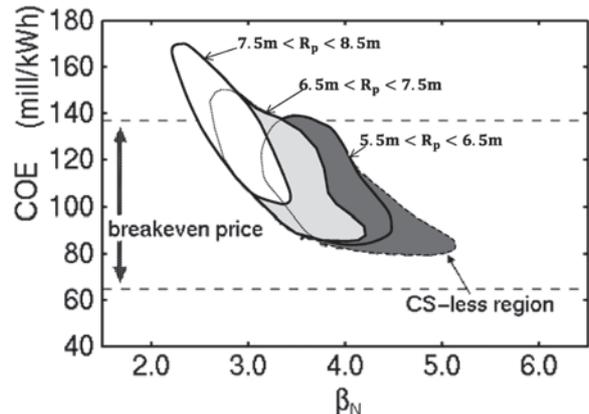


図1 発電単価と規格化ベータ値・プラズマ主半径の関係。

出力1 GWe, 熱効率40%という工学設計条件のもと, breakeven priceに到達するために必要なプラズマ主半径と規格化ベータ値の関係を示している. 規格化ベータ値が大きいほど, 装置サイズが小さくでき, 発電単価が安くなることがわかる. さらに, 装置サイズを小さくするためにはCSコイルを置かない設計が有効であることも示している. 文献[11]ではこのようなシステム解析を系統的に行った結果, 発電実証を行うための設計条件 (Electric Break-even 条件), 実用化のための設計条件 (Economic Break-even 条件) を具体的に議論・提案している. これらの検討結果で示唆されているように, 図1の工学設計条件となっている最大磁場16 Tや熱効率40%は実用化に向けた一つの目標である. このような検討結果に基づき, 実用化に向けた規格化 β 値4.0以上の高ベータプラズマ, ニオブアルミ合金による最大磁場強度16 Tの超伝導コイル, 熱効率40%以上を可能とするいわゆる先進ブランケットの開発がすすめられている.

最後に, システム解析における要素技術の選択と経済性の関係についての評価例を示す. 式(27)にもあるが規格化ベータ値と閉じ込め磁場強度が大きいと発電単価を下げることがある. 図2に最大磁場強度毎の規格化ベータ値と発電単価の関係を示す[11]. この結果は, 正味発電出力1 GWeかつ主半径 $5.5\text{ m} < R_p \leq 6.5\text{ m}$ の設計条件に対して最大磁場強度を変化させており, その際コイルの限界電流密度をITERと同等の 10 MA/m^2 もしくはそれ以上の 20 MA/m^2 に制限するという2つの制約条件を課している.

この図2は, 単純に規格化ベータ値や磁場強度を大きくすれば良いわけではないことを示唆している. 10 MA/m^2 に制限した場合, 最大磁場を大きくすると必要となる規格化ベータ値は小さくできるが, 発電単価は高くなってしまふ. これは, 最大磁場を大きくすることで, 超伝導コイルにかかる電磁応力が大きくなり, その分超伝導コイルの支持構造材を増やさねばならないことに起因する. そのため, 結果的に, ラディアルビルドにおける装置サイズを小さくできず, 期待されたコストの抑制効果が得られてないことに対応する. しかし, 20 MA/m^2 に上限値を許容させると装置サイズを大きくする必要がなく, 19 Tという強磁場の効果により規格化ベータ値を下げることができかつ,

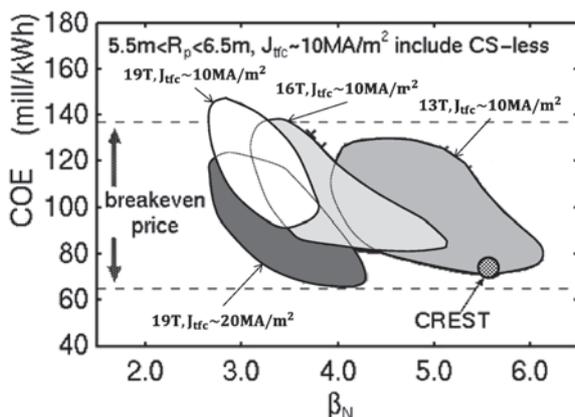


図2 最大磁場強度毎の規格化ベータ値と発電単価の関係.

発電単価も安くできることがわかる.

その一方で, 規格化ベータ値を大きくしてコストを下げようとした場合, 閉じ込め磁場が小さい方がより発電単価を小さくできることになる. これは, 超伝導コイルのサイズが小さくなることでコンパクトなラディアルビルドを実現できるからである. ただし, この場合電流立ち上げやプラズマ形状制御の役割を果たすセントラルソレノイド (CS) コイルを置かない (もしくは, 一部の電流立ち上げと形状制御を担う小さいCSコイル) という設計条件が必要になってくる. このような経済性解析を行うことで, 規格化ベータ値や最大磁場強度の選択, TFコイルの設計条件, CSコイルの有無等の技術選択が経済性にどのように影響を与えるのかを把握し, 概念検討の最適化を行っていく際の定量的な知見が得ることが可能になる. 図2では, 将来の実用炉としてめざすべき炉概念の例としてCRESTの設計点も示している[16]. CRESTでは, 最大磁場強度13 Tと高性能プラズマ (規格化ベータ値 $\beta_N = 5.5$), ならびに高熱効率40%を採用することで, breakeven priceの下限值に到達するための設計方針と必要となる技術開発項目を明らかにしている.

4.4 まとめと課題

本章では, 核融合システム解析における経済性評価手法を概説すると共に, その応用例として発電単価のスケールン構築, 概念設計におけるプラズマ性能や炉工学技術の選択が経済性に与える影響, 長期のエネルギーシナリオに核融合は導入される条件 (Economic Break-even 条件) の検討結果を説明した. 実験炉ITER計画が開始された核融合開発において, 次の原型炉や商用炉を見据えた研究の重要性は大きくなると考えられる. その際, 経済性評価は必須の評価手法となるであろう.

その一方で, 核融合炉の経済性解析は評価精度の点で課題があると考えられる. 実機相当であるITERの建設が, 世界で初めての経験になる. そのため核融合の実機レベルの主要機器に作成のまたとない経験の場となる. 経済性解析手法においても, その基盤となるデータベース (例えば, 各装置の重量単価等) の整備等が今後の課題であると考えられる. 今回は, トカマクを中心に解説を行ったが, その他の方式による評価手法の構築も課題である. 今後は, 核融合炉の閉じ込め方式の包括的なモデリング手法の高度化や, それらの結果の妥当性を裏付けるデータベースの蓄積が望まれる.

最後に, 東日本大震災における原発事故は, 今後の核融合開発における安全性の考え方に大きく影響を及ぼすであろう. 安全に可能な限り配慮したプラント設計は, 当然プラントの経済性という観点からは高コストとなることが想定される. 今後の原型炉開発に向け, 安全設計と経済性の関係を定量的に検討できる評価モデルの開発が望まれる.

参考文献

- [1] T. Yoshida *et al.*, Development of Cost Assessment Code of Fusion Power Reactors, CRIEPI Research Report T

- 94001, Central Research Institute of Electric Power Industry, Tokyo, 1994 (In Japanese).
- [2] R. Hiwatari *et al.*, Nucl. Fusion **44**, 106 (2004).
- [3] Y. Kozaki *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 115011 (2009).
- [4] T. Goto *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 2785 (2006).
- [5] K. Yamazaki, S. Uemura, T. Oishi *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 055017 (2009).
- [6] J. Sheffield *et al.*, Fusion Technol. **9**, 1986 (1986).
- [7] J.G. Delene *et al.*, "GENEROMAK Fusion Physics, Engineering and Costing Model", ORNL/TM-10728, OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY (1988).
- [8] DOE HANDBOOK "TRITIUM HANDLING AND SAFE STORAGE", DOE-HDBK-1129-2008, U.S. Department of Energy, 2008.
- [9] 小川雄一, 吉田智朗: プラズマ・核融合学会誌 **78**, 1172 (2002).
- [10] D. Ward *et al.*, 18th Fusion Energy Conference, Sorrent, 2000, IAEA-CN-77/FTP-2-20.
- [11] R. Hiwatari, *et al.*, プラズマ・核融合学会誌 **81**, 903 (2005).
- [12] K. Tokimatsu *et al.*, Nucl. Fusion **42**, 1289 (2002).
- [13] K. Tokimatsu *et al.*, Energy Policy **31**, 775 (2003).
- [14] Y. Fujii, K. Yamaji, Environmental Economics and Policy Studies **1**, 113 (1998).
- [15] K. Akimoto *et al.*, Energy Economics **26**, 635 (2004).
- [16] K. Okano *et al.*, Nucl. Fusion **40**, 635 (2000).