



小特集 システムコードを用いた磁場閉じ込め方式核融合炉システム設計

## 2. トカマク核融合炉システム設計

日渡良爾

(財)電力中央研究所

(原稿受付：2011年3月20日)

トカマク方式におけるシステムコードの概要について概説するとともに、炉設計研究でのシステムコードの具体的な適用例（炉システム解析）について紹介する。システムコードとは、ラディアルビルドといわれる炉本体主要機器の設置位置関係の整合性を保つという最も基本的な制約条件下において、発電に必要なプラズマ性能や主要機器の性能を解析するツールである。炉設計研究では、このツールを用いることによって装置サイズ等の主要パラメータの選定作業を行う。本章ではシステムコードの適用例として、原型炉概念 Demo-CREST と Slim-CS における設計点決定の際のシステム解析を紹介する。最後に原型炉に向けたシステムコード開発に関する展望を述べる。

**Keywords:**

tokamak, radial build, normalized beta value, density limit

### 2.1 トカマク方式におけるシステムコードの目的と基本構成

システムコードの目的は、(1)磁場閉じ込めシステム成立のための必須の工学設計条件を満たしつつ、(2)核融合プラントのパワーフロー、(3)必要となるプラズマ物理パラメータを解析し、プラントとして整合性の取れた設計パラメータを評価する解析コードである。ここでいう、システム成立のための必須の工学設計条件とは、トカマク方式の場合、閉じ込めシステムを構成する、センターソレノイド (CS)、トロイダル磁場コイル (TFコイル)、遮蔽、ブランケットの設置スペースをトーラスプラズマ中心領域に確保する事である。概念設計研究においては、このCSからプラズマまでのトーラス中心から径方向の主要機器の構造をラディアルビルドという。ラディアルビルドの具体例を、図1にITERの立面図を用いて示す[1]。図に示されるように、トーラス中心から炉心プラズマまでのスペースに、CSコイル、TFコイル、遮蔽、ブランケットの各主要機器が配置されている。

システムコードのフローチャートの例を図2に示す。はじめに、TFコイルの最大磁場強度、装置サイズ、プラズマ性能等の主要パラメータを入力し、核融合出力や電気出力等の炉心プラズマ・パワーフロー解析を行う。図2のフローチャートでは示していないが、この炉心プラズマ・パワーフロー解析内でも設計制約条件を満たすように繰返し計算が必要な場合もある。次のステップで、超伝導コイルの形状・配置、遮蔽性能等を検討し、ラディアルビルドの成立性を確認する。ラディアルビルドが成立しない具体例としては、大きな最大磁場を入力した場合、超伝導コイルの電磁力を支持する構造材の割合が大きくなりコイルが太

くなった結果、ブランケットを設置するスペースが確保できないといった状況である。そのような、本質的に炉システムとして成り立たない炉心・炉工学設計パラメータの組み合わせを排除するのが、ラディアルビルドの成立性のチェックである。

ラディアルビルドの成立性が確認されれば、主要機器の形状概略が決るので、各機器の重量より、建設コスト、発電コストを評価し、最後にそれらのパラメータ群・図面の出力を行う。図3は、電力中央研究所（電中研）で開発さ

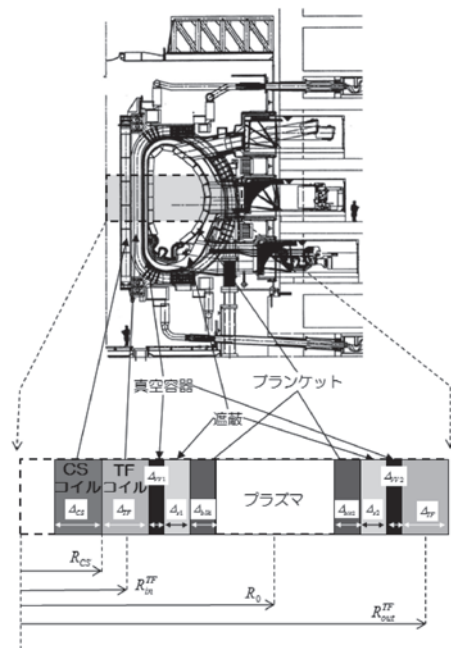


図1 ITERの立面図[1]とラディアルビルド。

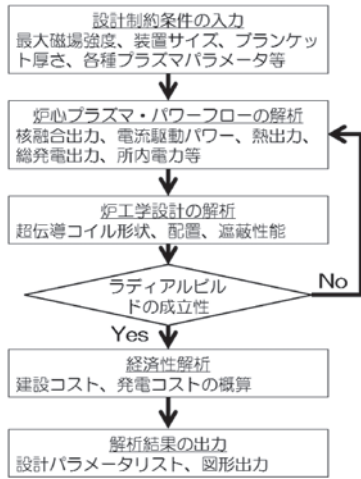


図2 システムコードのフローチャート。

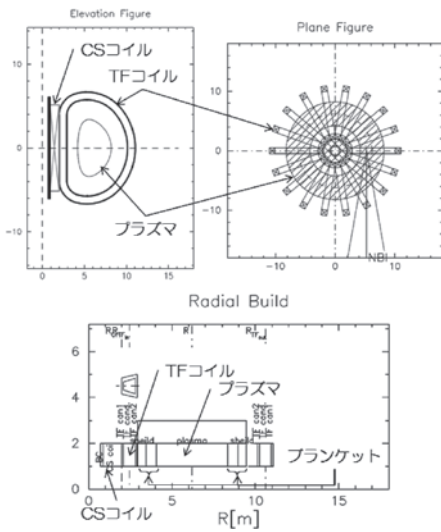


図3 システムコード FUSAC の出力例。

れたシステムコード FUSAC における出力図面の例であり、炉心・TF コイルの配置 (立面図, 平面図)・ラディアルビルド等が描かれたものである [2]。

2.2 トカマクシステムコードの解析モデル

図4は核融合プラントのパワーフロー図であり、正味発電出力  $P_e^{net}$  [MW] と核融合出力  $P_f$  [MW] の関係を示している。核融合反応による中性子エネルギー ( $P_n = 0.8P_f$  [MW]) とアルファ粒子エネルギー ( $P_\alpha = 0.2P_f$  [MW]) は、ブランケットで受け止められ以下に定義する熱エネルギー  $P_{th}$  [MW] として取り出される。

$$P_{th} = f_n M P_n + f_{heat} P_{heat} \tag{1}$$

ここで、 $f_n$  はブランケットの被覆率、 $M$  はブランケット内での中性子との核反応によるエネルギー増倍率、 $f_{heat}$  は熱エネルギーの利用率であり、不純物放射等によりブランケットで受け止める熱エネルギーの割合を示す。熱エネルギー  $P_{heat}$  [MW] は、アルファ粒子加熱パワー  $P_\alpha$  と電流駆動による加熱パワー  $P_{CD}$  を用いて  $P_{heat} = P_\alpha + P_{CD}$  と定義される。

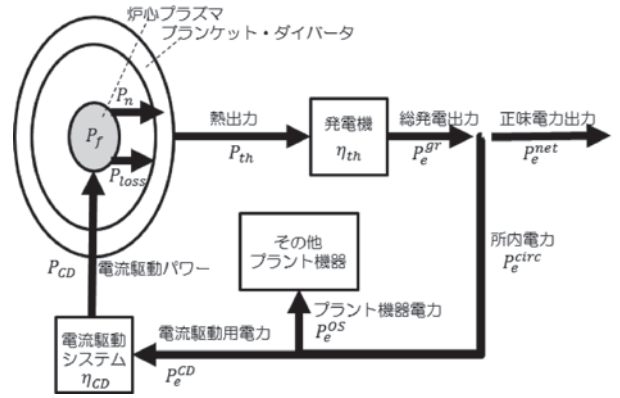


図4 核融合プラントにおけるパワーフロー。

電力として利用できる正味電気出力  $P_e^{net}$  [MW] は、総発電量  $P_e^{gr} (= \eta_{th} P_{th})$  [MW] ( $\eta_{th}$ : 発電効率) と所内電力  $P_e^{circ}$  ( $= P_e^{CD} + P_e^{OS}$ ) [MW] を用いて、

$$P_e^{net} = P_e^{gr} - P_e^{circ} \tag{2}$$

となる。ここで  $P_e^{CD}$  [MW] は電流駆動用の電力であり電流駆動パワーと  $P_{CD} = \eta_{CD} P_e^{CD}$  ( $\eta_{CD}$ : 電流駆動システム効率) なる関係を持つ。また、 $P_e^{OS}$  [MW] はその他のプラント機器用の電力である。システムコードでは、核融合出力  $P_f$  から総発電出力  $P_e^{gr}$  と電流駆動等の所内電力  $P_e^{circ}$  を求めることで、正味電気出力  $P_e^{net}$  を算出する。

核融合出力等を定義する物理モデルとしては、ITER の設計のために構築された ITER Physics Design Guidelines がよく用いられてきた [3]。核融合出力は、核融合出力密度  $p_f$  [MW/m<sup>3</sup>] を炉心プラズマ体積  $V_p$  [m<sup>3</sup>] に対して体積積分したものであり、 $P_f = \int p_f dV_p$  で定義され、放物線形状の密度・温度分布を仮定すると

$$P_f = \int p_f dV_p \tag{3}$$

$$\approx \begin{cases} 1.25 \left( \frac{n_{DT}}{n_e} \right)^2 (n_{20} T_{10})^2 V_p, & \langle T \rangle = 7.5 - 15 \text{ keV} \\ 1.25 \left( \frac{n_{DT}}{n_e} \right)^2 (n_{20} T_{10})^2 \left( \frac{1.5}{T_{10}} \right)^{0.5} V_p, & \langle T \rangle = 15 - 22 \text{ keV} \end{cases}$$

と表される。ここで、 $n_{DT}$  は燃料イオン密度、 $n_e$  は電子密度、 $n_{20} = \langle n_e / 10^{20} \text{ m}^{-3} \rangle$ 、 $T_{10} = \langle T / 10 \text{ keV} \rangle$  である。炉心プラズマ体積  $V_p$  [m<sup>3</sup>] は、プラズマの主半径  $R_0$  [m] と小半径  $a_0$  [m]、楕円度  $\kappa$  を用いて  $V_p = 2\pi^2 a_0^2 R_0 \kappa$  である。ここで、核融合出力密度は炉心プラズマ性能から決まり、プラズマ体積は炉心プラズマの大きさから決まってくる。

次に核融合出力密度を決めている物理条件を考えることにする。式(3)にあるように核融合出力密度は炉心プラズマの平均密度や平均温度によって定義される。これら値を決めている主要な物理条件として、ベータ値上限、密度上限、閉じ込め性能がある。

ベータ値上限とは、プラズマの圧力をどこまで高くできるかという制約条件である。ここで、ベータ値とはプラズマの圧力 (密度と温度の積) と磁気圧 (閉じ込め磁場の強さの指標) の比であり、磁気軸上のトロイダル磁場強度  $B_0$

[T]を用いて

$$\beta_{\text{tot}} = \frac{\sum_j (n_j T_j)}{(B_0^2/2\mu_0)} \quad j = e, D, T, \text{imp} \quad (4)$$

と表せる。ここで分子のプラズマ圧力は、プラズマ中の全ての核種（e：電子，D,T：燃料イオン，imp：不純物イオン）の和により定義される。現在のプラズマ物理の理解においては、ベータ値がある上限値を超えると、電磁流体力学（MHD）不安定性が発生し、プラズマ圧力が減少したり、最悪の場合にはプラズマが消滅したり（ディスラプション）することがわかっている。このベータ上限値  $\beta_{\text{max}}$  については、実験的・理論的研究が進められており、プラズマの電流値  $I_p$  [MW]，トロイダル磁場強度  $B_0$  [T]，プラズマ小半径  $a_0$  [m]を用いて

$$\beta_{\text{max}} = \beta_N \frac{I_p}{a_0 B_0} \quad (5)$$

というスケーリング則として理解されている[4]。ここで、 $\beta_N$ は規格化ベータ値もしくはトロイダル係数と呼ばれ、大きな値程高圧プラズマであることに対応する。通常のアスペクト比 ( $A = 3-4$ ) のプラズマでは、壁のMHD安定化効果を期待しないと  $\beta_N = 3-4$  程度、壁のMHD安定化効果を期待すると  $\beta_N = 5-6$  程度の値が可能である。核融合炉設計を行う際には、 $\beta_{\text{tot}} \leq \beta_{\text{max}}$  となるようにプラズマの密度・温度、閉じ込め磁場強度を決める必要がある。

次に核融合出力とベータ値との関係を結びつけるために、ベータ値と核融合出力に必要な燃料粒子密度 ( $n_{DT}$ ) もしくは燃料粒子密度比 ( $f_{DT} = n_{DT}/n_e$ ) との関係を考えてみる。核融合炉心プラズマは、核融合反応から出てくる 3.5 MeV のアルファ粒子や電流駆動のために NBI で入射される MeV オーダの高エネルギー粒子群と、熱化した粒子群で構成されている。通常ベータ値を定義する際もそれらの粒子群毎に分類し、熱化粒子、アルファ粒子、ビーム粒子に対応するベータ値の和として以下のように定義する。

$$\beta_{\text{tot}} = \beta_{\text{th}} + \beta_\alpha + \beta_{\text{beam}} \quad (6)$$

はじめに、熱化粒子部分であるが、電子とイオンを区別することで以下のように定義される。

$$\begin{aligned} \beta_{\text{th}} &= \beta_e + \beta_i = \frac{n_e T_e + n_i T_i}{(B_0^2/2\mu_0)} \\ &\approx 0.4 n_{20} T_{10} (1 + n_i n_e) / B_0^2 \end{aligned} \quad (7)$$

ここで、電子とイオン温度は等しい ( $T_{10} = T_e/10 \text{ keV} = T_i/10 \text{ keV}$ ) と仮定した。次に、アルファ粒子部分は、簡易モデル

$$\beta_\alpha \approx 0.29 \left( \frac{n_{DT}}{n_e} \right)^2 (T_{10} - 0.37) \beta_{\text{th}} \quad (8)$$

を用いることにより、熱化部分  $\beta_{\text{th}}$  を用いて定義できる[3]。一方、ビーム粒子部分に関しては、どの程度電流駆動のために NBI パワーを必要とするかに依存するため、電流駆動解析から求める必要がある。岡野等による系統的な電

流駆動解析によると、ビーム粒子部分のベータ値は以下のような関係があることが提案されている[5]。

$$\beta_{\text{beam}} = 0.998 B_T^{-2} I_{\text{NBCD}} a_0^{-2} \kappa^{-1} \quad (9)$$

ここで  $I_{\text{NBCD}}$  (MA) は NBI 駆動電流値である。

これら関係式ならびに、燃料粒子に対するヘリウムの割合  $f_{\text{He}}$  と不純物の割合  $f_Z$  を入力パラメータと考えるとプラズマベータ値と燃料イオンの密度の関係が得られる。

最後に炉心プラズマのベータ値と核融合出力との関係を把握し、炉心プラズマの設計を行うためには、プラズマ密度とプラズマ温度を決める必要がある。その際、設計条件の一つに密度上限というものが存在する事が実験的にわかっている。現状では、グリーンワールド密度上限値  $n_G$  [ $10^{20} \text{ m}^{-3}$ ] が用いられ、その定義は以下のようにになっている[6]。

$$n_G = \frac{I_p}{\pi a_0^2} \quad [10^{20} \text{ m}^{-3}] \quad (10)$$

炉心プラズマ密度は、このグリーンワールド密度上限値  $n_G$  を大きく超えることはできないことが実験的にわかっている。例えば、参考文献[7]の付録に示されているような過去の核融合炉概念設計研究においては、グリーンワールド密度比を  $f_{nc} = n_{20}/n_G$  と定義すると  $f_{nc} \leq 1.0 \sim 1.3$  の範囲において設計されており、 $f_{nc} > 1.5$  となるような設計は実現不可能であると考えられている。これは、グリーンワールド密度比が大きくなるほど、後述の閉じ込め改善度を大きくできないことが要因となっている[8]。

最後に、閉じ込め性能に関する設計条件について述べる。閉じ込め性能を示す指標として、閉じ込め改善係数  $HH$  というものがある。これは、設計しているプラズマのエネルギー閉じ込め時間  $\tau_E$  [s] と、現在までの実験結果から得られている H-mode エネルギー閉じ込め時間比例則  $\tau_E^{\text{IPB98}}$  [s] の比で表される。

$$HH = \frac{\tau_E}{\tau_E^{\text{IPB98}}} \quad (11)$$

この H-mode エネルギー閉じ込め時間比例則は以下の式で定義される[9]。

$$\tau_E^{\text{IPB98}} = 0.144 I_p^{0.93} B_0^{0.15} n_{20}^{0.41} R_0^{1.97} M^{0.19} \kappa^{0.78} \epsilon^{0.58} P_{\text{heat}}^{-0.69} \quad (12)$$

ここで、 $M$  は燃料の有効質量比、 $\epsilon = a_0/R_0$  は逆アスペクト比である。既存の概念設計においては、この閉じ込め改善係数は、 $HH \leq 1.0 \sim 1.5$  となるように設計される。この閉じ込め改善係数は、プラズマ周辺領域に輸送障壁を持つ H-mode 放電を基準とされている。その一方で、近年、プラズマ中心領域に輸送障壁（内部輸送障壁）を持つ負磁気シア放電が注目されている。この負磁気シア放電を利用すると  $HH$  が 1.0 を超える H-mode 放電よりも高性能な閉じ込め性能を得られることが実験的にわかっている。 $HH \sim 1.3$  のように 1.0 を超える値で設計されている概念設計は、負磁気シア放電による高性能閉じ込めを想定してい

るためである。

次に、ラディアルビルドの成立性を考える。CS コイル外周半径  $R_{CS}$  [m], TF コイルの幅  $\Delta_{TF}$  [m], 真空容器・熱絶縁層を  $\Delta_{VV}$  [m], 遮蔽体の厚さを  $\Delta_s$  [m], ブランケットの厚さを  $\Delta_{blk}$  [m] とすると、プラズマ主半径  $R_0$  はラディアルビルドに関して以下の条件を満たさねばならない。

$$R_0 \geq R_{CS} + \Delta_{CT} + \Delta_{TF} + \Delta_{TV} + \Delta_{VV} + \Delta_{Vs} + \Delta_s + \Delta_{sb} + \Delta_{blk} + a_w \quad (13)$$

ここで各装置間の幅 ( $\Delta_i, i = CT, TV, Vs, sb$ ) は、機器設置に必要な設置ギャップとする。さらに、プラズマ中心から第一壁までの距離  $a_w$  [m] は、小半径  $a_0$  [m] と SOL の幅  $\Delta_{sol}$  [m] を用いて  $a_w = a_0 + \Delta_{sol}$  と定義する。式(13)を満たさない場合、トーラス内側に CS コイル, TF コイル, 遮蔽・ブランケットを設置するためのスペースを確保できないことになり、炉心プラズマ設計に戻って、プラズマ主半径  $R_0$  を大きくする等の修正を施す必要がある。

CS コイル外周半径  $R_{CS}$  [m] は、磁束供給に関する炉設計方針に大きく依存する。プラズマ電流の立ち上げ・運転中電流維持のための磁束供給の役割を CS コイルが担う場合、大きな  $R_{CS}$  が必要となる。一方、プラズマ電流の立ち上げのみ、もしくはその一部の磁束供給の役割を担う場合、小さな  $R_{CS}$  も可能となる。この場合、非誘導方式による電流駆動・電流立ち上げ技術という別の技術開発が必須となる。もし、非誘導方式によるプラズマ電流制御が可能になればスフェリカルトーラス配位のように CS コイルを配置しない選択肢も考えられる。

ここでは、CS コイルが電流立ち上げ・電流維持の役割を担うとして、必要となる CS コイル外周半径  $R_{CS}$  [m] を議論する。最大磁場  $B_{CS}$  [T] の CS コイルが供給できる磁束量  $\Psi_{CS}$  [V·s] は、

$$\Psi_{CS} \sim 2\pi B_{CS} \left( R_{CS}^2 - \frac{\Delta_{CS}^2}{6} \right) \quad (14)$$

となる。ここで式中の  $\Delta_{CS}$  は CS コイルの幅、係数 2 は、CS コイルの電流の流す向きを負から正まで変化することに対応する。一方、炉心プラズマを運転するために必要となる磁束量  $\Psi_{op}$  は、プラズマ電流を立ち上げるために必要な磁束量  $\Psi_{ramp}$  [V·s] と、誘導方式による電流駆動の場合に必要な磁束量  $\Psi_{flat-top}$  [V·s] で構成され

$$\Psi_{op} = \Psi_{ramp} + \Psi_{flat-top} \quad (15)$$

と定義される。ここでプラズマ電流の立ち上げに必要な磁束量は、 $\Psi_{ramp} = L_p I_p + C_{Ejima} \mu_0 R_0 I_p$  と定義される。第1項は誘導による磁束消費、第2項は抵抗による磁束消費に対応する。 $L_p$  はプラズマの自己インダクタンスである。また  $C_{Ejima}$  はエジマ係数というもので通常  $C_{Ejima} = 0.4 - 0.5$  の値である。さらに、誘導方式での電流駆動に必要な磁束量は、運転時間  $t_{flat-top}$  [s] とトーラス一周方向の周回電圧  $V_{loop}$  [V] を用いて、

$$\Psi_{flat-top} \approx V_{loop} t_{flat-top}$$

$$= 2.15 \times 10^{-3} Z_{eff} \langle \gamma_{NC} \rangle \frac{(I_p - I_{bs}) R_0}{\kappa \alpha_0^2 (T_{10})^{1.5}} t_{flat-top} \quad (16)$$

と表すことができる[3]。ここで、 $I_{bs}$  [MW] はブートストラップ電流と呼ばれるものである。以上の関係式から、プラズマ電流生成・維持の役割をすべて CS に負わせる場合、 $\Psi_{CS} \geq \Psi_{op}$  を満たすように CS コイルの外周半径  $R_{CS}$  や幅  $\Delta_{CS}$  を定める必要がある。一方、前述のように炉設計方針に非誘導方式による電流駆動・電流立ち上げを考慮し、 $\Psi_{CS} \leq \Psi_{op}$  という設計条件を選択した場合は、プラズマ形状制御等の役割も考慮した上で CS コイルの外周半径  $R_{CS}$  を定める必要がある。

次に、TF コイルの大半径方向の幅  $\Delta_{TF}$  は、TF コイル磁場強度とそれによる電磁応力を支持するために必要な構造材、クエンチの際の安定化材、絶縁材によって決まる。TF コイル上の最大磁場  $B_{Tmax}$  [T] に必要なコイル電流値  $I_{TF}$  [A] とすると、それらの関係は

$$B_{Tmax} = \frac{\mu_0 I_{TF} N_{TF}}{2\pi (R_{CS} + \Delta_{TF})} \quad (17)$$

である。ここで、 $N_{TF}$  は TF コイルの本数である。一方、コイル電流は超伝導コイルだからといって任意の値が取れるわけではない。TF コイルにはコイル電流と発生するトロイダル磁場により強力な電磁力が発生する。具体的には、TF コイルを広げようとするフープ力、TF コイル内側の大きいトロイダル磁場と TF コイル電流による向心力、垂直磁場と TF コイル電流による転倒力である。TF コイルは、これら電磁力を支持できるように設計する必要がある。そのため TF コイルはコイル断面の大部分は電磁力を支持する構造材で占めることになり、超伝導線材の割合にも上限が存在する。超伝導線材にも運転温度と限界電流密度が存在するため、結果的に TF コイル電流密度・最大トロイダル磁場にも上限値が存在する。これらコイル電流密度・最大トロイダル磁場の上限値  $i_{TF}^{lim}$  [A/m<sup>2</sup>]・ $B_{Tmax}^{lim}$  [T] は、電磁応力構造解析ならびに耐クエンチ安定性解析に基づき評価する必要がある。例えば、ITER の TF コイル設計の場合、構造材である低温鋼 JJ1 を採用し TF コイル全体としての電流密度は 10 [MA/m<sup>2</sup>] 程度で設計されている。ここでは簡便のために、この ITER の設計値を上限値として適用するならば、TF コイルの幅  $\Delta_{TF}$  は、以下の条件を満たさなければならない。

$$\frac{I_{TF}}{\pi [(R_{CS} + \Delta_{TF})^2 - R_{CS}^2] N_{TF}} \leq i_{TF}^{lim} = 10 [\text{MA/m}^2] \quad (18)$$

この場合、コイル電流密度を小さくするためには当然 TF コイル幅  $\Delta_{TF}$  を大きくし、構造材の割合を大きくする必要がある。

最後に遮蔽・ブランケットの厚さを求める必要がある。ブランケット・遮蔽の厚さは、遮蔽性能・トリチウム増殖率・冷却性能・耐電磁力性等のトレードオフ関係によって決まるが、簡易モデルの範疇で、それらトレードオフ関係に基づく遮蔽・ブランケット厚の評価手法は開発されていない。通常、システムコードにおけるブランケット・遮蔽の厚さは

入力値として取り扱われており、例えば参考文献[2]では、真空容器の厚さも含めて  $\Delta_{VV} + \Delta_{Vs} + \Delta_s + \Delta_{sb} + \Delta_{blk} = 1.4$  [m]として解析が行われている。

### 2.3 トカマク方式のシステム設計への応用

ここでは、システムコードの具体的な応用例として、原型炉に向けたシステム解析例を示す。はじめに、原型炉のミッションである発電に必要な炉心プラズマ性能の検討結果を図5に示す。本結果は、最大磁場強度 16 T、熱電変換効率 30%、電流駆動のための NBI システム効率 50%、CS コイルを用いた誘導電流による電流立ち上げを仮定とした結果であり、正味発電出力がちょうど 0 MW、400 MW、1000 MW に対応する領域を図示している[2]。この図には、炉心主半径  $R = 6\text{ m} - 8\text{ m}$ 、アスペクト比  $A = 3.0 - 4.0$  のあらゆる設計点のプロットによって構成されている。正の正味電気出力のためには規格化ベータ値 2.0 程度が必要である。このような広域にわたるパラメータサーベイを行うことで、ITER の標準運転条件 ( $\beta_n = 1.9$ ,  $HH = 1.0$ ,  $f_{n_{GW}} = 0.85$ ) の達成が原型炉に向けた正味電気出力の見通しに向けた重要な意味を持つことが明確になっている。

次に、概念検討における設計点選択に関するシステム解析の具体例を示す。ここでは、電力中央研究所で提案する原型炉概念 Demo-CREST の場合を示す[11, 12]。概念検討においては、設計しようとする炉概念のミッションが最も重要な制約条件となる。Demo-CREST では、ITER の標準運転のプラズマ性能において発電を実証することを第一のミッションとした。図6はITERの標準運転条件 ( $\beta_n \leq 1.9$ ,  $HH \leq 1.0$ ,  $f_{n_{GW}} \leq 0.85$ ) で発電できるプラズマ主半径  $R$  とアスペクト比  $A$  の領域を図示したものである。図6(a)は、表面  $q$  値 3.5~6.0 の領域の合成図となっている。図6(b)に表面  $q$  値 4.0 の結果を示す。この図から、運転領域は規格化ベータ値、電流立ち上げのための CS コイルフラックス供給条件、電流駆動のための NBI 電流駆動パワー上限値 200 MW で定められていることがわかる。Demo-CREST の場合、表面  $q$  値の制御柔軟性 ( $q = 3.7 \sim 5.5$ )、ITER 定常運転シナリオのアスペクト比  $A = 3.4$  との連続性を考慮して、最小のプラズマ主半径  $R = 7.0$  より、若干大きめの主半径  $R = 7.25$ 、アスペクト比  $A = 3.4$  をプラズマ形状と決定している。

炉概念設計では、設計指針によって設計点の決め方・シ

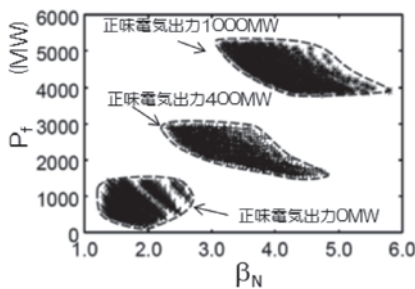


図5 システム解析で得られた正味電気出力に必要な規格化ベータ値と核融合出力の関係[10]。

ステムコードの使われ方も異なる。ここでは、異なるケースとして核融合原型炉 Slim-CS のケースについても紹介する。Slim-CS は建設コストの削減をめざし、CS コイル半径  $R_{CS} = 0.7\text{ m}$  と小さくすることにより ITER や Demo-CREST より低アスペクト比であり、主半径 5.5 m とコンパクトな炉概念を実現している。図7に原型炉概念 Slim-CS におけるシステム解析結果と設計点を示す。横軸が TF コイルの内脚位置  $R_{TF}$ 、縦軸プラズマ主半径  $R_p$  上の空間にアスペクト比、核融合出力、必要となる規格化ベータ値、装置総重量の等高線が描かれている。ここで、TF コイル内脚位置  $R_{TF}$  は、TF コイルの幅  $\Delta_{TF}$  を用いて、 $R_{TF} = R_{CS} + \Delta_{TF}$  ( $R_{CS} = 0.7\text{ m}$ ) と表せ、 $R_{TF}$  が大きい程コイル断面が大きくなり最大磁場が大きくなる。一方、コイル断面が大きいか、装置サイズも大きくなる。Slim-CS の設計において、最大磁場 (核融合出力) と装置サイズというトレードオフ関係を表す重要パラメータとして  $R_{TF}$  を代表パラメータとしてシステム解析が行われている。図7では、核融合出力 3 GW における装置サイズが最小となる領域である  $R_{TF} = 2.0\text{ m}$ 、 $R_p = 5.5\text{ m}$  の位置を設計点としている。

ここに示したように、システム解析の進め方は炉概念設計の設計指針毎に異なってくる。装置サイズを決める際に

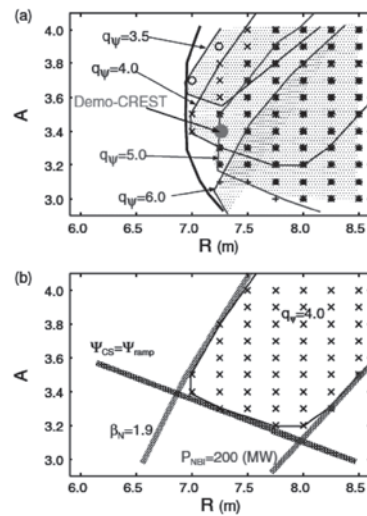


図6 原型炉概念 Demo-CREST の設定点と炉心プラズマ運転領域[11]。

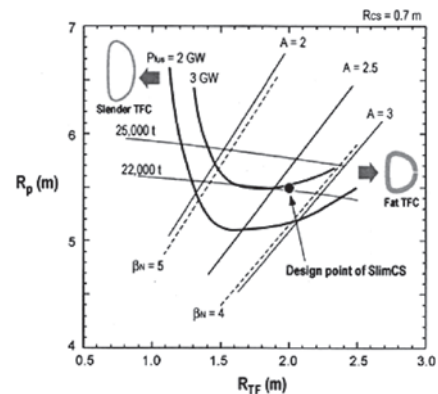


図7 原型炉概念 Slim-CS におけるシステム解析結果と設計点[13]。

も Demo-CREST の場合の図 6, Slim-CS の場合の図 7 のようにシステム解析の結果の表現方法も異なってくる。このように概念設計方針に合わせたシステムコードの利用方法が重要である。

#### 2.4 トカマク方式のシステムコードの今後の展望

システムコードは前述のようにプラズマ設計・炉工学設計の両面において簡易モデルにて構成されている。基本的にはそれらモデルは ITER を設計する際に構築されたものであり、半経験則等が多数用いられており、これらの高精度化が必要である。例えばブートストラップ電流の割合は、簡単な近似式で定義されており、ITER の設計領域では良い近似値となっているが、原型炉で考えられているような高ベータ、高ブートストラップ電流割合のプラズマにおいては、解析モデルとの乖離が大きくなる。このようなプラズマ物理モデルの高度化が必要である。

また、炉工学設計においてもラディアルビルドを考える上で各主要機器の設計モデルの高精度化も重要である。例えば TF コイルの場合、最大磁場強度の依存性を考慮に入れた超伝導線材電流密度上限と線材割合を解析するという、コイルシステムとして整合性の取れた設計モデルが提案されている[13]。また、ブランケット・遮蔽においても、従来モデルではその厚さを入力し、TFC に対する高速中性子の遮蔽性能を確認するだけであったが、トリチウム増殖率の評価、ブランケット第一壁の冷却条件等、これら

解析モデルの追加が望まれる。最終的には、ITER 概念設計時に提案された ITER Physics Design Guideline[1]のように、原型炉に向けた Demo Physics and Engineering Design Guideline のような体系化を行い、システムコードとして実装することが必要となってくるであろう。

#### 参考文献

- [1] ITER 工学設計, プラズマ・核融合学会誌 78, 特集号 (2002).
- [2] R. Hiwatari *et al.*, Nucl. Fusion 44, 106 (2004).
- [3] N.A. Uckan and ITER Physics Group, ITER Physics Design Guidelines:1989, IAEA Vienna, 1990.
- [4] F. Troyon *et al.*, Plasma Phys. Cont. Fusion 26, 209 (1989).
- [5] K. Okano *et al.*, Fusion Technol. 16, 73 (1989).
- [6] M. Greenwald *et al.*, Nucl. Fusion 28, 2199 (1988).
- [7] 特集/テキスト核融合炉, プラズマ・核融合学会誌別冊 87, (2011).
- [8] Y. Sakamoto *et al.*, Plasma Fusion Res. 5, S1008 (2010).
- [9] ITER Physics Expert Groups *et al.*, Nucl. Fusion 29, 2137 (1999).
- [10] R. Hiwatari *et al.*, Nucl. Fusion 45, 96 (2005).
- [11] 日渡良爾他:核融合発電実用化に向けた開発ステップと実験炉 ITER の役割 (総合報告 L04, 電力中央研究所, 2005年).
- [12] 飛田健次他:核融合原型炉 Slim-CS の概念設計, 日本原子力研究開発機構, JAEA-Research 2010-019, 2010.
- [13] H. Utoh *et al.*, J. Plasma Fusion Res. SERIES, 9, 304 (2010).