



特集

核融合エネルギーの社会的受容性と科学的見通しⅢ

13. 簡易保守トカマク核融合炉：DREAM

西 尾 敏

(日本原子力研究所)

DREAM (DRastically EAsy Maintenance) Tokamak

NISHIO Satoshi

Naka Fusion Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki 311-0193, Japan

(Received 24 June 1998)

Abstract

If the major part of the electric power demand will be supplied by tokamak fusion power plants, a suitable tokamak reactor must be an ultimate goal, i.e., the reactor must be excellent both in terms of construction cost and safety aspects including operation availability (maintainability and reliability). In attaining this goal, an approach focusing on both safety and availability (including reliability and maintainability) issues is the most promising strategy. The tokamak reactor concept with a very high aspect ratio configuration and SiC/SiC composite structural materials is compatible with this approach, which is called the DREAM (DRastically EAsy Maintenance) approach. The SiC/SiC composite is a low activation material and an insulation material, and the high aspect ratio configuration leads to good accessibility for the maintenance of machines. As an intermediate steps between an experimental reactor such as ITER and the ultimate goal, the development of prototype reactor which demonstrates electric power generation and an initial-phase commercial reactor which demonstrates for COE (cost of electricity) competitiveness has been investigated. Especially for the prototype reactor, material and technological immaturity must be considered. The major features of the prototype and commercial type reactors are as follows.

The fusion powers of 1.5 GW and 5.5 GW are for the prototype and the commercial type, respectively. The major/minor radii of 12 m / 1.5 m and 16 m / 2 m are for the prototype and the commercial type, respectively. The plasma currents of 6 MA and 9.2 MA are for the prototype and the commercial type, respectively. The coolant is helium gas, and inlet/outlet temperatures of 500 °C / 800 °C and 600 °C / 900 °C are used for the prototype and the commercial-type reactors, respectively. Thermal efficiency of 42 % and 50 % are obtainable in the prototype and the commercial-type reactors, respectively, and maximum toroidal field strength of 18 tesla and 20 tesla, respectively are assumed. Thermal conductivity of 15 W/m/K and 60 W/m/K are assumed in the prototype and commercial-type reactors, respectively.

Keywords:

DREAM tokamak, high availability, SiC/SiC composite, very high aspect ratio, helium gas cooling

13.1 はじめに

原型炉，実証炉あるいは初期の商用炉において何を優

author's e-mail: nishio@naka.jaeri.go.jp

先させるかについては，大別して二通りの考え方があるように思われる．ひとつは「炉心プラズマ性能重視路線」

であり、他のひとつは「安定運転重視路線」である。それぞれの路線の特徴を以下のように整理することができる。炉心プラズマ性能重視路線は、可能な限り装置寸法の小型化を図り燃焼プラズマの出力密度を高めることで、他のエネルギーシステムに対して経済的にも競合し得る可能性のあることを早い時期に示すものである。高い出力密度のプラズマは、ベータ値および断面形状の楕円度も高く、良好なシェル効果の要請からプラズマ近傍に導電性の構造物の設置が必然となり、なおかつプラズマの位置制御、プラズマ電流分布制御に対して高度な技術を必要とする。また、導電性材料は一般的に中性子照射による放射化レベルが高く、保守環境を困難なものにする。さらに、装置小型化による狭隘な保守作業空間および強大な電磁力対策のための強固な支持構造は保守作業にとって、著しい阻害要因となる。原型炉建設の近未来において、これら技術課題がすべて克服されている必要はないが、長期的にも克服することは容易ではない。他方、別種の技術課題として、ダイバータでの除熱がある。高い稼働率の確保を前提にすると、ダイバータでの除熱能力を超えて高出力密度化を急ぐことは、実用化にむけての開発戦略上バランスを失する恐れがある。もう一方の安定運転重視路線は、原型炉の段階から高稼働率運転をめざし、高出力密度化はダイバータでの除熱能力の改善等支援技術の開発に応じて段階的に実施するものである。

DREAM 炉[1]は後者の路線を踏襲するものであり、従来必ずしも最優先課題としては位置付けられていなかった保守の容易性、構成材料の放射化の低減、環境安全性の重視等を前面に押し出すことによって核融合炉の実現性を高めることを意図して概念構築されたトカマク炉である。装置のコンパクト化あるいはプラズマの高性能化を後回しにすることは、回り道のように思えるが、DREAM 炉の路線選択は経済性においても最終的には優位に立つ可能性を秘めている。

本論では DREAM 型トカマク炉の原型炉と商用炉の双方の概念記述を適宜平行して行う。以下、設計指針、炉心プラズマ性能、機器構成と分解修理方式、材料の考察、まとめの順に述べる。

13.2 設計指針

先に DREAM 炉は「安定運転重視路線」を踏襲する旨を述べた。トカマク装置の安定運転の最大阻害要因は保守性の困難性であると考えられている。従来のトカマク設計に依拠した場合、保守性の困難要因は、以下の3

項目に大別される。

- ①プラズマディスラプションによる強大な誘導電磁力：交換機器の支持条件に容易な着脱性と強固な固定力が同時に求められる。
- ②保守時の高誘導放射能環境：保守機器の部品の多くは高放射能環境下では使用不可能またはきわめて短寿命である。
- ③狭隘な場所での複雑な動きが要求される保守作業：従来のトカマク設計の趨勢は装置小型化の要請から小さいアスペクト比が選択され、必然的に機器構成および配管レイアウトは狭い空間内で複雑化する。

ここでは上記3つの課題に対する解決の方向を設計指針とし、原型炉もしくは初期の商用炉を念頭に置き、新たな炉概念（DREAM 炉：DRastically EAsy Maintenance = 低放射化材料と高アスペクト比形態を導入した保守性の高いトカマク型動力炉）の構築を試みた[1]。

①および②の課題に対してはセラミック系の SiC/SiC 複合材を導入し、それぞれ電気絶縁特性および低誘導放射化特性を利用する。他の検討[2,3]においては低誘導放射化特性に注目して SiC/SiC 複合材の導入が考慮されているが、ここでは電気絶縁特性にも注目した。プラズマ周辺から導体構造材を排除したことによりプラズマ垂直方向の位置不安定性に対する受動安定効果が低下するが、これはプラズマ楕円度を下げることによって補償する。誘導放射能の低減化は保守作業の効率改善、安全性の向上および廃棄物処理費用の低減にきわめて有用である。③の課題についてはプラズマ断面形状を小さくし、主半径を大きくする、いわゆる高アスペクト比の炉形態を採用し、一方ではトーラス構造体を等分割セクタで構成し、各セクタの交換は水平放射状に一括して引き抜く方式をとる。高アスペクト比の炉形態は配管系をすべてトーラス中心領域に引き出すことを可能とし、炉本体周辺が著しく簡素化される。また、核融合装置は炉本体コストが嵩むと考えられており、スケールメリットを追求する観点から、商用炉においては高めの核融合出力を想定した。

結論を先取りする形になるが、Fig. 1 に DREAM 商用炉の炉本体および建屋の鳥瞰図を示す。ここで特徴的なことは、トリチウムを含む一次冷却材を確実に格納するため、タービン建家を独立させずガスタービン発電ユニットを核融合炉建家内に配置した点である。Table 1 には DREAM タイプの原型炉と商用炉の主要諸元を掲載する。

Table 1 DREAM 型原型炉および商用炉の主要諸元.

諸元	記号(単位)	DREAM原型炉	DREAM商用炉
機器交換方式		カセット一括	カセット一括
構造材料		SiC/SiC複合材	SiC/SiC複合材
冷却材 (圧力MPa)		ヘリウム(10MPa)	ヘリウム(10MPa)
プラズマ主半径	$R_p(\text{m})$	12	16
プラズマ副半径	$a_p(\text{m})$	1.5	2
プラズマ楕円度	$\kappa_{2.5}$	1.3	1.3
燃焼時間	T_{BURN}	∞	∞
最大トロイダル磁場	$B_{\text{TMAX}}(\text{T})$	18	20
中性子壁負荷	$P_n(\text{MW}/\text{m}^2)$	1.2	3.0
核融合出力	$P_{\text{FUS}}(\text{GW})$	1.5	5.5
核融合利得	Q	20	>50
プラズマ電流	$I_p(\text{MA})$	6.0	9.2
プラズマ自発電流比	γ_{BS}	0.87	0.87
プラズマ入射パワー	$P_{\text{AUX}}(\text{MW})$	75	50
熱出力	$P_{\text{th}}(\text{GW})$	1.8	6.4
冷却材出入口温度	$P_{\text{IN}}/P_{\text{OUT}}(^{\circ}\text{C})$	400/800	600/900
総合熱効率(gross/net)	$\eta_{\text{th}}(\%)$	42/40	47/45
運転稼働率	(%)	25~50	75

13.3 炉心プラズマ性能

Table 1 でも確認されるように, DREAM 炉のプラズマ楕円度は1.3とかなり低く設定されている. これは, DREAM 炉では電磁気回避のためプラズマ近傍には受動安定化機能を有する導電性構造物 (シェルと呼ばれることが多い) を設置しないこととし, さらに保守性の観点からプラズマ位置制御用コイルもプラズマ近傍には設置しないためである.

プラズマ物理設計を実施するに際して, $H=2.0$ 程度の閉じ込め改善係数, $g=3.0$ 程度のトロイダル係数 (規格化ベータ) および $q_{\Psi}=3.0$ 程度の MHD 安全係数を設計条件として設けた. 比較的保守的な値に設定した理由は, MHD 不安定性を抑制するシェルの不在による. したがって, 近年 JT-60 等で注目されている高ベータの負シア運転[4,5]は主案としては採用しない. 工学上の主要制限項目に最大トロイダル磁場があり, 将来的には高磁場用超伝導材として有力と考えられる Nb_3Al は, $B_{\text{MAX}}=20\text{ T}$ の磁場強度まで到達可能とされている[6]. また, 核融合出力については先の設計指針でも述べたように, スケールメリットの観点から商用炉においては高めの, $P_{\text{FUS}}=5\sim6\text{ GW}$ 程度を想定した. さらに, 商用炉建設の時期においては, 材料の発展段階も相当進んでいることが予想され, 中性子壁負荷は $P_n=3\text{ MW}/\text{m}^2$ 程度の中性子壁負荷は成立するとした. ブートストラップ電流比は $I_{\text{BS}}/I_p=80\sim90\%$ 程度とした. これら制限条件を念頭に置き, プラズマ寸法を決めるために, 各バ

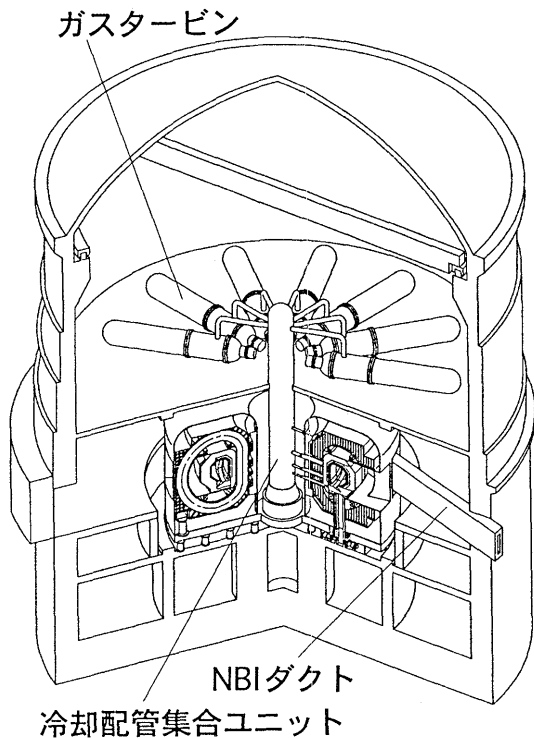


Fig. 1 DREAM 商用炉本体鳥瞰図. 配管がトラス中央に集合し, 発電タービンが炉本体の直上に設置されているところが特徴的.

ラメータ間の依存関係をグラフにして Fig. 2 にまとめた. 左の図は, 中性子壁負荷 $P_n<3\text{ MW}/\text{m}^2$ および核融合出力 $P_{\text{FUS}}=5\sim6\text{ GW}$ 程度の両方を満足する領域として, プラズマ主半径 $R_p=16\text{ m}$, プラズマ副半径 $a_p=2\text{ m}$ 近傍を斜線領域で示した. この領域はブートストラップ電流比 $I_{\text{BS}}/I_p=80\sim90\%$ も同時に満足していることを同図右側に示した. DREAM 商用炉の代表的なプラズマパラメータは, プラズマ主半径 $R_p=16\text{ m}$, プラズマ副半径 $a_p=2\text{ m}$, プラズマ電流 $I_p=9.2\text{ MA}$, ブートストラップ電流比 $I_{\text{BS}}/I_p=87\%$ および核融合出力 $P_{\text{FUS}}=5.5\text{ GW}$ とする. 一方, 実験炉の次段階の原型炉においてはスケールメリットを追求する必要のないことと材料および製作技術等が開発途上であることを考慮して, $B_{\text{MAX}}=18\text{ T}$ の磁場強度を前提に中性子壁負荷 $P_n<1.5\text{ MW}/\text{m}^2$ および核融合出力 $P_{\text{FUS}}=1\sim2\text{ GW}$ 程度の炉を構想し, プラズマ主半径 $R_p=12\text{ m}$, プラズマ副半径 $a_p=1.5\text{ m}$ の寸法選定を行った.

原型炉, 商用炉いずれの場合も, プラズマ電流の90%近くがブートストラップ電流によって担われる. ブート

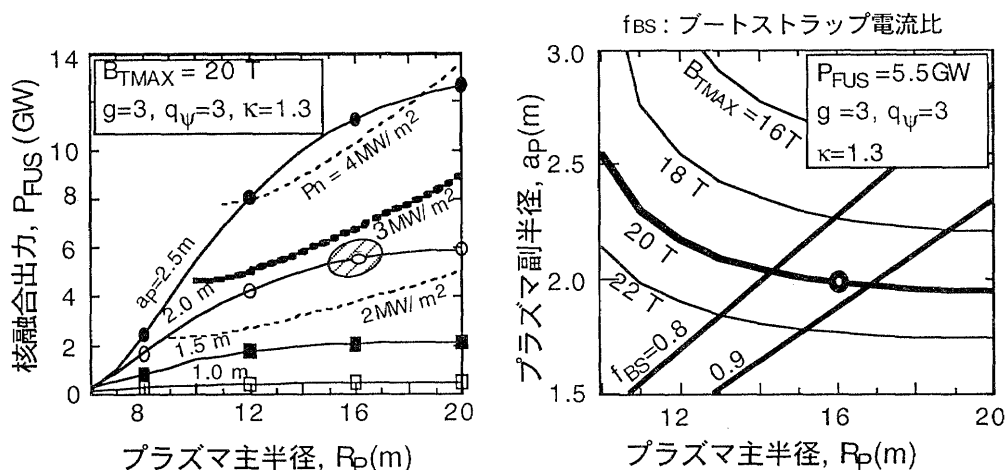


Fig. 2 プラズマ各種パラメータ間の依存関係図。左図斜線領域は中性子壁負荷 $P_n < 3 \text{ MW/m}^2$ および核融合出力 $P_{\text{FUS}} = 5 \sim 6 \text{ GW}$ 程度を満足する領域であり、プラズマ寸法は主半径 $R_p = 16 \text{ m}$ 、副半径 $a_p = 2 \text{ m}$ 程度が必要となる。この領域はブートストラップ電流比 $I_{\text{BS}}/I_p = 80 \sim 90\%$ をも満足している。これは、商用炉を想定したものである。

ストラップ電流はその駆動機構に起因してプラズマ周辺部に局在する。この電流分布は磁気面のシアがプラズマ領域で反転する、いわゆる負磁気シア配位を自然に形成する。負磁気シア配位のプラズマ性能(閉じ込めおよびベータ)の優越性は近年、実験、数値解析の両面から明らかにされつつあるが[4,5], MHD 不安定性に対する良好なシールド機能が不可欠とされている。一方、正磁気シア配位の実現には、高密度のプラズマ中心部に電流を生成させる必要がある。そのためには、外部から NBI 等により強制駆動をすることになる。電流分布の解析において、ブートストラップ電流の密度については Hirshman モデル[7]を用い、NBI による電流駆動計算は DRIVER コード[8]を用いた。DREAM 炉では正シア配位を基本とするが、中心電流駆動のための駆動機構の技術開発に多大の困難も予想されるので、高ベータではない負磁気シア配位運転も選択肢として用意することとする。

13.4 機器構成と分解修理方式

機器設計の基本的な考え方と全体システムの基本構想を述べる。

- ① 構造材として高温使用に適した SiC/SiC 複合材を導入し、ヘリウム冷却による高い熱効率を目論む。
SiC/SiC 複合材を低放射化材料として使用できるように製造過程における窒素等の不純物混入は避ける。
- ② 中心ソレノイドコイルにプラズマ電流駆動用の磁束供給機能は不要なのでコイルブロック間に適当な空けきを設けることが許容され、トラス中心側への配管の引き出しを実現する。

- ③ 高アスペクト比の装置形状のため、トラス内側領域においても隣接トロイダルコイル間には空けきが確保され、上記②の効果とあわせて内側への配管引き出しを実現する。

- ④ トラス構造体の設置前には、トロイダルコイル内に広い空間が確保され、トロイダルコイルの内側で一部のトロイダルコイルの巻線作業を行う。

- ⑤ ブランケットとダイバータは独立にセクタ単位で交換可能とし、修理およびブランケットモジュールの交換は修理室で行う。

上記基本構想に則り、SiC/SiC 複合材の特性を活かし、工学的成立性を有する炉心構造物概念の構築を目的として以下のような機器構成とした。

(1) 増殖ブランケット

容器壁等の構造材は SiC/SiC 複合材、増殖材 Li_2O と中性子増倍材 Be はペブル状態で Fig. 3 に示すモジュール形ブランケットに充填する構造を採用した。冷却材ヘリウムガスは、商用炉の場合ブランケット入口/出口温度を $600/9,000^\circ\text{C}$ 、圧力を 10 MPa とし、ブレイトンサイクルで 45% 以上の熱効率を達成した。各モジュールの容器サイズは内圧、熱応力、製造性を考慮して $500 \times 500 \times 300 \text{ mm}$ とした。第一壁は内部流路を有する容器前面壁とし、表面熱流束 (0.5 MW/m^2) による熱応力を設計許容値 (200 MPa) 以下に抑えた。冷却材は、壁冷却後容器側部のプレナムから増殖部へ流入する。この構造において、トリチウム増殖比は正味 1.05 以上が達成できることを計算により確認した。

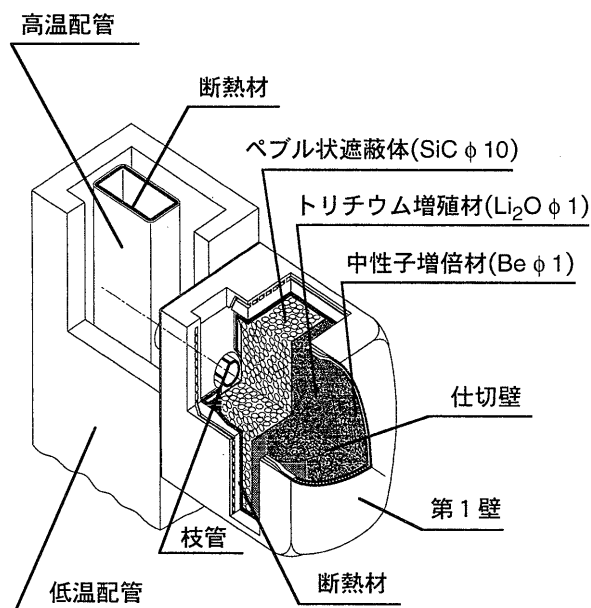


Fig. 3 SiC 構造材 / He 冷却による茸型ブランケットモジュール。原型炉においては一部のシール材に金属が使用される。

(2)ダイバータ

商用炉においては、並列スリット式排気ポートを有するダイバータ構造を採用し、ダイバータプラズマの温度 < 数十 eV, 最大熱流束 < 5 MW/m² の条件で設計を行った。材料特性としては、中性子照射後においても 60 W/m/K 程度の熱伝導率を確保できる高熱伝導性 SiC-/SiC 複合材が開発されるものとした。入射粒子エネルギーが大きくなる可能性のあるパッフル部表面にはタンゲステン被覆層を設けた。冷却材は、圧力 10 MPa, 入口/出口温度 600/8,000℃ のヘリウムガスとし、高温遮蔽体に再流入して 9,000℃ まで昇温する構造とした。

(3)分解修理方式

移送時の放射能拡散防止のため、セクタはキャスクに収納して移送される。対象となる放射能は、第一壁面などに吸着したトリチウムおよびデブリ（作業残滓）が想定されるが、キャスクの簡素化を図るため、以下の対策をとった。トリチウムについては、DREAM 商用炉は移送時の第一壁表面温度に比べ運転温度が高い（600～900℃）こと、および SiC/SiC 複合材中に吸着したトリチウムは放出されにくいことを考慮すると、移送時のトリチウム放出を十分低くできると考えられるので、とくに高い気密性の機能を有する必要はないと考えられる。デブリについては、飛散・浮遊しやすいものについてあらかじめ炉内において真空吸引機などにより除去してお

くものとし、キャスクについては、落下したものなどを拡散しない程度の格納性を有したものとする。したがって、アクセスポート部とキャスクとの間に二重気密ドアなどの複雑な機構・構造、およびキャスク自身の気密性などを要求せず、炉本体構造および保守装置の簡素化が図れるとともに、交換時間の短縮化も可能となっている。ブランケットセクタの概略引き出し手順を Fig. 4 に示す。ブランケットセクタ交換システムは、主として移送台車とブランケットセクタ引き出し装置から構成されている。まず、アクセスドアを開放後、キャスクを搭載したキャスク台車を搬入し、アクセスポート内に設置する。次に、キャスク台車後方に、ブランケットセクタ引き出し装置を搬入、設置する。その後、キャスクの前後のドアを解放後、ブランケット引き出し用走行レールを延ばし、上部固定遮蔽に連結する。次に、ブランケット引き出し機構が走行レール上をブランケットまで走行し、ブランケットセクタを把持し、トラスからキャスク内架台上まで引き出す。その後、ブランケット引き出し機構、走行レールの順にブランケット引き出し装置上へ引き戻し、ブランケット引き出し装置を撤去する。次に、キャスクの前後ドアを閉め、キャスク台車を保守室へ移送する。ブランケットの再設置は、基本的に上記と逆の手順で行われる。

13.5 材料の考察

ここでは、主要構造材料である SiC/SiC 複合材について、放射化の問題と中性子照射による劣化の問題の観点から考察する。

(1)放射化の問題

核融合動力炉においては、核融合反応によって発生する中性子が構造材などを放射化する。放射化に関連する課題として、崩壊熱、表面線量率および放射性廃棄物の 3 点が指摘されているが、ここでは保守作業に最もかわりの深い表面線量率をとる。放射化計算には、多段反応を考慮できる FISPACT コード[9]を用いた。

放射化された材料の表面線量率については、運転停止後の点検および機器交換等の保守時のガンマ線環境場に重大な関心が払われている。運転停止後 1 週間程度で、SiC/SiC 複合材の線量率は他の候補材料に比べて 4～5 桁程度低く[10]、保守環境は極めて穏やかである。保守作業に不可欠なレンズ、絶縁材、各種電子部品等は、一部の材料で累積線量 10 MGy 程度の耐放射線性を有するものが開発されているが、通常の電子部品の耐放射線性は、10 kGy 程度である。ガンマ線の線質係数を 1 とし

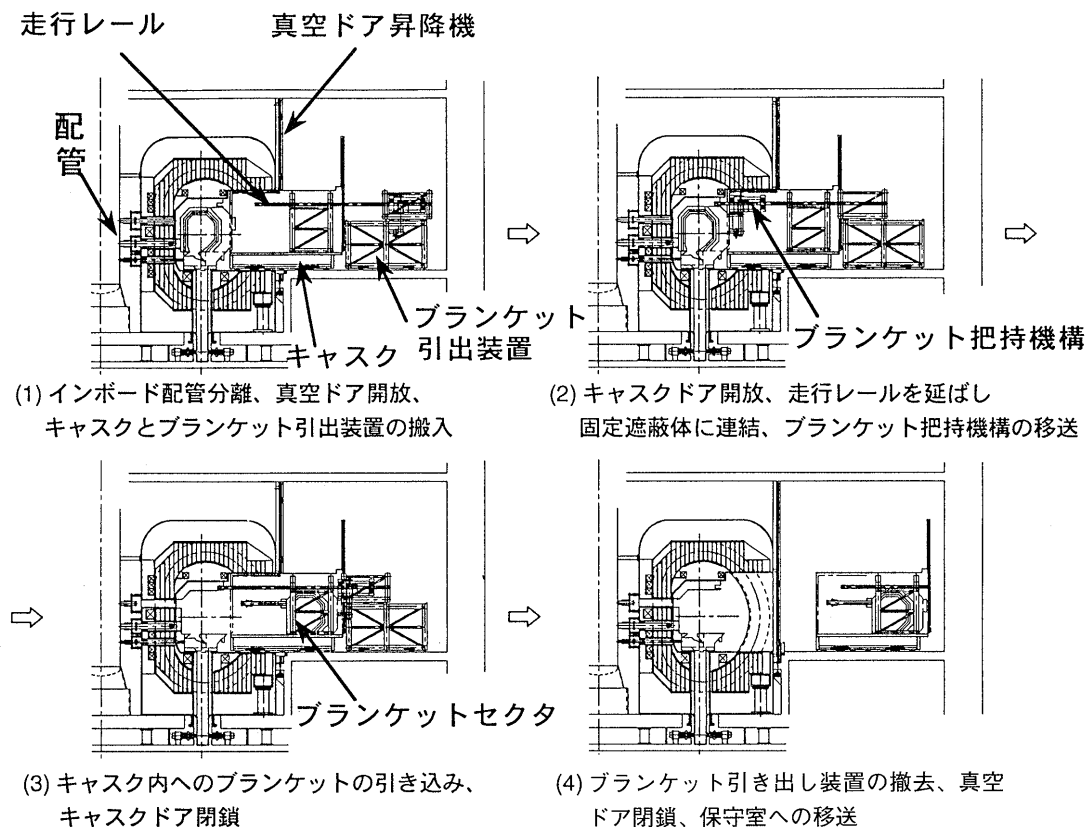


Fig. 4 ブランケットセクタの交換手順。基本動作はすべて直線。

た場合、通常の電子部品の使用可能時間は1時間程度であり、実用的な保守機器の設計は不可能である。他方、SiC/SiC 複合材が線源となった場合のみ、電子部品は1,000時間以上の連続使用が可能となり、様々な保守機器の設計が可能となる。

(2)中性子照射による劣化の問題

構造材としてのSiC/SiC 複合材の最も重要な材料特性は、機械的強度と熱伝導率である。現状では、1,100℃におけるSiC/SiC 複合材の曲げ強度は、未照射材で500 MPa、25 dpa程度の照射材で100 MPa程度まで低下する。熱伝導率については、未照射材で20 W/m/K、25 dpa程度の照射材で5 W/m/K程度まで低下する。現在のところ、構造材をSiC/SiC 複合材とする開発戦略においては、原型炉では100 dpa程度の照射材で200 MPa程度の曲げ強度、15 W/m/K程度の熱伝導率を想定しており、商用炉では100 dpa程度の照射材で350 MPa程度の曲げ強度、60 W/m/K程度の熱伝導率を想定している。現状性能と将来の要求性能のギャップは小さくはないが、いわゆる複合材は繊維の方向等を利用して特

性の異なる材料の製造が可能であり、製造方法も現状のCVI法、反応焼結法、含浸法等に加えて将来的には新たな製造方法が開発される可能性もある。材料特性自体も各使用部位での要求値の緩和を、設計の合理化および進展によって実現し、動力炉成立の可能性を高めることも重要である。

13.6 まとめ

DREAM炉の設計指針を策定するに際しては、保守性（電磁力、放射線環境）と制御性を多少犠牲にしてもプラズマ高性能化を選択するか、保守性と制御性を優先して保守的なプラズマ性能に甘んじるかの問題として捉え、後者を選択した。究極の動力炉においては、両方の要求がともに高い水準で満足されているであろうことは論を待たないが、中間段階における現実的な炉概念としてDREAM炉を提案した。

参 考 文 献

- [1] S. Nisio *et al.*, *16th Fusion Energy Conference*, Montreal (1996) IAEA-CN-64/GP-2
- [2] S. Sharafat, R.H. Jones, A. Kohyama and P. Fenici, *Fusion Eng. Des.* **29**, 411 (1995).
- [3] H.W. Scholtz *et al.*, *J. Nucl. Mater.* **212-215**, 655 (1994).
- [4] T. Ozeki *et al.*, *Proc. 14th Conf. on Plasma Phys. and Controlled Nucl. Fusion Research*, Wurzburg, Germany (Oct. 1992).
- [5] T. Fujita *et al.*, *16th Fusion Energy Conference*, Montreal (1996) IAEA-CN-64/A1-4
- [6] T. Ando *et al.*, *IEEE Trans. Mgn.* **32**, 2324 (1996).
- [7] S.P. Hirshman and D.J. Sigmar, *Nucl. Fusion* **21**, 1079 (1981).
- [8] K. Okano *et al.*, *Nucl. Fusion* **29**, 199 (1989).
- [9] R.A. Forrest and J-Ch Sublet, *FISPACT-4, User Manual*, UKAEA FUS 287 (1995).
- [10] Y. Seki *et al.*, *to be published in J. Nucl. Mater.*