国際熱核融合実験炉 (ITER) の 概念設計活動と工学 R & D

(日本原子力研究所) 高津英幸, 多田栄介, 柴沼清,
黒田敏公, 秋場真人, 吉田浩

大型トカマクのプラズマ・パラメータの進展により, 核融合開発は実験炉に向けて大きく動き始めている。すなわち, 国際熱核融合実験炉 (ITER) の設計活動が, IAEA の下で 1988 年に開始され, 3 年間にわたる概念設計 (CDA) が成功裡に終了した。設計活動は広範な R & D によって支えられており, さらに工学設計段階 (EDA) に実施される工学 R & D として展開される予定である。

本稿では, 特に本誌に関連が深い 3 項目, ①炉構造・遠隔保守技術, ②ブランケットおよび③プラズマ対向機器に絞って, ITER 設計との関連でみた CDA での R & D の成果と, 今後予定されている EDA での R & D 計画を紹介する。

I. 緒 言

核融合エネルギーの実現は, 人類究極の目的の一つとして研究開発が進められている。近年, JT-60 を初めとする現在稼働中の大型トカマク装置によって, 臨界条件領域のプラズマ・パラメータが得られたことにより, 核融合開発は次のステップ (実験炉) に向けて大きく動き始めている。国際的には, 自己点火条件と安定な長時間燃焼を目的とした国際熱核融合実験炉 (ITER) の設計活動が, IAEA の下での 4 極 (日本, 米国, EC, ソ連) 協力によって 1988 年に開発された。3 年間にわたる概念設計活動 (CDA) が成功裡に終了し, 引き続き建設に向けた工学設計活動 (EDA) に入るべく現在政府間交渉が進められている。また, 国内的には, FER (日本), NET (EC) の設計活動が続けられている。

これらの設計活動は, ITER 活動を中心とした広範な R & D によって支えられている。CDA 期間に実施された各種 R & D によって設計をサポートする多くの結果が得られており, これらは EDA 期間において実施される工学 R & D として展開される予定である。EDA での R & D は, ITER 建設に進めるのに必要な技術データ・ベースを整えることを目的としている。これらの工学 R & D の大部分は実験炉に共通な技術開発課題であり, FER 等の設計・建設にも適用できるものと考えられる。

ITER の概念設計活動に関しては, 「プラズマ核融合学会誌」において概要報告を行なっている⁽¹⁾⁻⁽¹¹⁾。一方, これらの設計活動を支える技術開発の概要に関し

ては, 『本誌』において時宜を得た「特集」が組まれている⁽¹²⁾。本「特集」は, 炉心, 工学全般から安全性に至る幅広い領域が網羅されており, これによって炉工学全般にわたる現状の理解が得られるものと期待される。

本稿では, この「特集」を受けて, 特に『本誌』に関連が深い 3 項目, ①炉構造・遠隔保守技術, ②ブランケット, ③プラズマ対向機器に絞って, ITER 設計との関連でみた CDA での R & D の成果と, 今後予定されている EDA での R & D 計画を紹介する。

II. 炉構造・遠隔機器の技術開発

核融合実験炉の炉心構造は, 第 1 図に示すように, トロイダルコイル, ポロイダルコイル, これらの超電導コイルの断熱真空を維持するクライオスタット, TF コイルの内側に位置してプラズマを閉じ込める真空容器, 真空容器内に配置する炉内構造物 (ブランケットおよびダイバータ・第 1 壁等のプラズマ対向機器), および支持構造物等から構成される。炉心構造は, 高さ約 20m, 全重量 24,000 t の大型重量物であり, これらの機器の組立・保守は, 中性子による放射化のためすべて遠隔で行う必要がある。また, 分解組立性の観点から, これらの機器は周方向に分割されたセクタ型構造を有している。

Conceptual Design Activity of International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) and Related Engineering R & D: Hideyuki TAKATSU, Eisuke TADA, Kiyoshi SHIBANUMA, Toshimasa KURODA, Masato AKIBA, Hiroshi YOSHIDA.

(1991年 6月3日 受理)

第1図 ITER 炉心構造の全体概念

1. 設計概要と CDAでの R & Dの成果

(1) 炉 構 造

真空容器は、プラズマ閉じ込めのための真空雰囲気を提供するとともに、トリチウム閉じ込めの第1隔壁としての機能が要求されるトーラス構造体であり、様様な炉内構造物とその内部に配置・支持される。真空容器は、分解組立の観点から16個のセクタ構造体に分割され、さらに1セクタ構造体が3モジュールに分割されており、セクタ当りの重量は約300 tに達する。

クライオスタットは、極低温で動作する超電導コイルに対する真空断熱雰囲気の提供と共に生体遮蔽境界を成すものである。クライオスタットは、構造的には内径13m、高さ約30m程度の円筒容器であり、機能的には真空圧力、一周抵抗、分解組立性および生体遮蔽という条件を満足することが要求される。

炉内構造物は、真空容器上部ポートからの垂直引抜きを可能とするため、セクタ当り2〜3モジュールに分割された構造となっている。ディスラプション時の巨大な電磁力に対して各モジュールを強固に支持するために炉内構造物の支持機構が要求される。この支持機構は、約1MN/mの電磁力の支持、分解組立時の着脱性、1MW/m³程度の核発熱に対する冷却性能および遮蔽性能を劣化させないこと等が要求される。これらの条件を満たす構造案として、ボルト溶接方式、水圧支持方式等が提案されており、おのおの米国、日本で要素開発試験が開始され、要素レベルでの妥当性が検証されつつある⁽¹³⁾。いずれの構造案も工学的規模のR & Dにより総合機能の実証が不可欠であり、重要な技術的課題として位置づけられる。

(2) 遠 隔 機 器

DT運転により発生する中性子によって炉構造物および周辺設備は放射化されるため、生体遮蔽の内側に位置する構造物の保守・交換は安全に遠隔作業で実施される必要がある。このため、使用環境および条件に応じた交換頻度に基づいて各機器の組立・保守シナリオを次のように分類した。

クラス1は、かなり高い頻度(1年に1回以上)で定期的な保守・交換が必要な機器であり、ダイバータ板、第1壁アーマ等がこれに該当する。ダイバータ板は、過酷な熱粒子環境下で動作するため最も高い交換頻度を前提として設計すべき機器であり、遠隔機器には1モジュール約1.5 tのダイバータ板を2〜5mmの精度で迅速に交換する性能が要求される。第2図に、これらの条件を満たすものとして選定されたダイバータ板炉内交換用遠隔機器の基本概念を示す。

第2図 ITER 炉心構造の遠隔組立・保守概念

ここでは、4つの水平ポートのうち180°の対向する2つのポートから真空容器内に2つの多関節レールを挿入し、トロイダル状のリングを形成する。その後、レール上をビークルが移動し、ダイバータ板の交換作業を行う。本概念の特徴としては、リングを形成したレールが4箇所の水平ポートより支持され高い剛性を有すること、レール構造の単純性および高い信頼性、さらにはダイバータ板に限らず、第1壁アーマなどの

炉内構造物の保守・交換作業にも使用可能なこと等が挙げられる。このピークル型遠隔機器については、日

本において実施した1/5規模の試作試験(写真1(a)参照)により基本的機能の実証に成功した⁽¹⁴⁾。

(a) ピークル型遠隔機器

(b) ブランケット用遠隔機器

写真1(a),(b) 1/5縮小遠隔機器モデル

クラス2は、炉の寿命中における定期的な保守・交換を要しないが、予期せぬ損傷あるいは故障による不定期的な保守・交換をあらかじめ考慮して設計すべき機器であり、ブランケット等が相当する。ブランケットは第1壁および遮蔽体を兼ね備えた構造体であり、インボード側でトロイダル方向に32分割、アウトボード側で48分割というモジュール構造体である。1モジュール当りの最大取扱い重量が約80 tと重量物で、これらを遠隔操作によって数mmの精度で位置決めする必要がある。したがって、ブランケット用遠隔機器は、第2図に示したように、上部ポートに設置したキャスク内のマニピュレータと引抜き/取付を容易にするためのガイド機構を基本案とした。本概念については、1/3スケール(EC)および1/5スケール(日本)の各縮小モデルが試作され、日本ではいち早く設計概念の基本的機能が実証された(写真1(b)参照)⁽¹⁵⁾。

クラス3の機器はTFコイル、真空容器等の炉心を形成する基本構造物であり、保守・交換の対象外で永久機器として位置づけられている。

2. EDAにおけるR&D計画

炉構造物開発では、大型(20 m, 100 t 規模)構造物の

製作技術の確立が主要課題である。また、要素技術としては、炉内構造物用着脱式支持構造、プラズマ安定化用制御コイル(50 kA 規模)、耐放射線性電気絶縁・摺動材料および周辺機器(大型非円形ベローズ、ゲート弁等)の技術開発が挙げられる。これらの機器技術は、いずれもこれまでの大型トカマクでの経験を越えた規模および使用条件にある。

遠隔機器開発では、大型重量物を高い精度(数mm以内)で組立・保守する遠隔技術の確立が主要課題である。第1表は核融合実験炉における遠隔機器の使用条件を示すが、 10^6 R/h 以上という高い放射線環境下での重量物の分解組立作業が要求される。このため、遠隔技術の開発と並行して耐放射線対応を図ることが重要である。

以上のように、炉構造・遠隔機器においては、大型構造物の製作技術およびこれらの機器を核融合環境下において高い精度で組立・保守する遠隔機器技術開発が課題であり、開発手順としては要素開発、縮小モデル試作試験を経て、最終段階では実規模の炉構造物と遠隔機器による分解組立性の実証および実機使用環境での健全性評価試験を実施することが必要である。EDAに予定されている炉構造・遠隔機器関連の全体開

第 1 表 核融合実験炉における遠隔機器の使用条件

遠隔保守項目	作業環境条件	保守対象機器	対象機器重量
初期組立 炉内検査	通常雰囲気 γ 線: 10^6 R/h 温度: 100°C 圧力: 真空および 負圧(GN 2)	すべての機器 寸法, 形状変化 アーマ表面損耗量 ダスト量 リーク試験検査	最大 700 t
炉内保守	γ 線: 10^6 R/h 温度: 100°C 圧力: 負圧(GN 2)	アーマ ダイバータ板 第 1 壁	300 g 1.5 t
炉外保守	γ 線: 10^6 R/h 温度: 50°C 圧力: 炉室雰囲気	ダイバータ構造体 遮蔽体(ブランケット含) 真空容器 TF, PF コイル 加熱, 計測周辺装置	4.5 t 60 t 200 t 700 t
炉外移送	γ 線: 10^6 R/h 温度: 50°C 圧力: 炉室雰囲気	すべての機器	最大 700 t

第 3 図 ITER 用炉構造・分解組立遠隔機器の開発計画

発計画を第 3 図に示す。

Ⅲ. ブランケットの開発

1. 設計概要と開発課題

ブランケットは, ITER において燃料(トリチウム)

生産を主な目的として設置される。したがって, ブランケットではできるだけ多くのトリチウムを生産すると共に, そのトリチウムを燃料として供給できるよう速やかに取り出す必要がある。

ITERのブランケット方式としては, CDAにおいてセラミック増殖材を用いる概念が選択され, トリチウ

ム回収方式としては、プラズマの運転中にもトリチウムを取り出せる“その場回収”方式が選定された。

セラミック増殖材ブランケットの主要諸元を第2表に示す。増殖材としては、 Li_2O 、 Li_2ZrO_3 、 Li_4SiO_4 、 LiAlO_2 が候補材であり、トリチウム増殖性能向上の観点から、いずれもBeを中性子増倍材として使用している。

第2表 ブランケットの主要諸元

項目	選択
構造材	オーステナイト・ステンレス鋼(SUS 316)
冷却水	水 温度：60～100℃ 圧力：<1.5 MPa
増殖材	固体増殖材 (Li_2O 、 LiAlO_2 、 Li_2ZrO_3)
^6Li 濃縮度	50～95%
中性子増倍材	Be
クラッド材	オーステナイト・ステンレス鋼(SUS 316)
増殖領域構造	層状/ピン
増殖材温度制御方式	Be 充填層中の温度勾配 /Heガス・ギャップ
トリチウム回収方式	Heパージ・ガスによる 連続回収
正味トリチウム増殖比	0.80～0.84

構造概念としては、増殖材と増倍材をそれぞれ層状に配置した多層型、および核分裂炉の燃料ピンを模して多重管構造としたピン型構造が提案されている。ま

た、充填する増殖材および増倍材の形状としてベブル、ブロック、ペレット等の案がある。

ブランケット設計のポイントは、トリチウムの“その場回収”を行うための増殖材温度制御である。すなわち、増殖材内で生成されたトリチウムの放出を促進するために、増殖材を～400℃以上の温度に保持しなければならない、この観点からブランケット内の温度分布をできるだけ正確に把握する必要がある。

その他、ブランケット開発上の問題として、トリチウムの放出挙動の把握(特に中性子照射環境下において)、容器を含む構造体の照射健全性、各材料(増殖材、増倍材、構造材、冷却材)の共存性、増殖材および増倍材の製造技術、それらの充填を含む大型構造物の製作性などがある。

2. CDAにおけるR&Dの成果

CDAにおいては、設計をサポートおよび進展させるためのR&Dが精力的に行われ、ブランケット性能および製作性に関する基礎的知見が得られた。

増殖材(および増倍材)をベブル形状で充填するブランケットにおいて重要な設計要因となる充填層の有効熱伝導率が、比較的大きな直径(～5 mm)の Li_2O ベブルを用いて測定された⁽¹⁶⁾。結果の一例を第4図に示す。さらに、より小さな直径のベブルを用いた充填層の場合や、充填率向上のための2次ベブルを用いた充填層の場合についても予備的試験が行われている。

第4図 Li_2O ベブル充填層の有効熱伝導率

セラミック増殖材やBeの製造技術も精力的に開発が実施された。増殖材をベブル形状として使用するブランケットでは狭隙箇所への充填を考慮してベブルの直径を1 mm程度あるいはそれ以下とする設計となっている。このベブル形状のセラミック増殖材に対する

製造技術として転動造粒法⁽¹⁷⁾や溶融法⁽¹⁸⁾が開発され、大量生産に対する見通しが得られている。また、Beに対しても回転電極法⁽¹⁹⁾により直径1 mm程度のベブルに対する大量生産技術が確立されつつある。試作されたBeベブルの外観を写真2に示す。

写真2 回転電極法により試作されたBeペブルの外観(直径~1mm)

増殖材(Li_2O , Li_2ZrO_3 , Li_4SiO_4)とBeの共存性に関しても350~750℃の温度範囲で調べられた⁽²⁰⁾。350~550℃では各材料とも共存性の問題はないが、550~750℃では雰囲気中の微量水分の介在によりBeOや $\text{Li}_2\text{Be}_2\text{O}$ 等を生ずる反応が開始されることや、 Li_2O の場合には950℃前後で低融点化合物が生成される等の知見が得られている。これより、増殖材とBeを直接接触させて使用する場合には、共存性に注意する必要があると共に接触部分に対する温度制限が重要となる。

Beと構造材の共存性に関しては、SS 316およびSS 316 Lの腐食層厚さが測定された⁽²¹⁾。その結果の例を第5図に示す。500℃以上では腐食層厚さは時間と共に増加する。また、増殖材と構造材の共存性試験も実施されており、これらは各材料の接触部分に対する許容温度および構造材の腐食代等に対するデータとして設計に反映される。

その他、Beからのトリチウム放出挙動も各国で調べられており、照射下でのトリチウム放出および照射健全性を含む増殖材挙動についても、現在各国で照射実験が進行中であるが、誌面の都合により説明は割愛させて頂く。

第5図 Beとステンレス鋼の共存性試験における腐食層厚さ

3. EDAにおけるR&D計画

EDAにおけるR&D計画を第3表に示す。CDAでのR&Dにより基礎的知見が得られたことにより、EDAではブランケットとしての性能の実証に主目的がおかれる。その内容は大きく、炉外試験、炉内試験、筐体開発および材料開発に分けられる。

炉外試験では、増殖材、増倍材、冷却材等を組み合わせた小・中規模試験体により、ブランケットの伝熱流動特性、耐久性、安全性に関する試験を実施する。一方、炉内試験では、核発熱環境下での熱機械特性、トリチウム回収特性、照射健全性等の試験を実施する。炉内試験のための共通設備としてはソ連の原子炉の使用が合意されており、炉の仕様に関する検討が進められている。筐体開発では、製作性や熱機械的な観点から、ブランケットを収納する箱型容器の実規模試験を行うもので、第Ⅱ章で述べた炉構造体や第Ⅳ章で述べる第1壁の開発とリンクするものである。これらの試験を通じてブランケットの最終的な候補概念が絞り込まれていく計画である。

遮蔽実験や構造材料の開発はブランケットの開発に強く関連しており、その重要性は高く認識されているが、誌面の制約によりその報告は別の機会に行いたい。

Ⅳ. プラズマ対向機器の開発

1. 設計概要

プラズマ対向機器(PFC)は、文字通りプラズマに対向して設置される機器であり、他の構造物をプラズマからの熱・粒子負荷から保護するとともに、プラズマの熱・粒子境界条件を与える役割を果たす。PFCは、主に第6図に示すダイバータと第1壁から構成され、CDAにおいては主に物理段階と呼ばれる運転期間に

第3表 ITER-EDAブランケットの開発計画

開発項目	年度	平成3年 1991	平成4年 1992	平成5年 1993	平成6年 1994	平成7年 1995	平成8年 1996
【ブランケット】							
炉外機能試験	予備試験		試験ループ製作	伝熱流動試験		安全性・耐久性試験	
炉内機能試験	予備検討		試験体設計	試験体製作 (1次)	試験 (1次) 製作 (2次)	試験 (2次) 製作 (3次)	試験 (3次)
筐体開発	構造検討 模型製作		モデル試験		実規模試験体 製作	実規模試験体 熱機械試験	
材料開発			照射試験・大量製造技術等				
【遮蔽開発】							
遮蔽実験	予備検討		インボード・バルク遮蔽実験 (均質体)	インボード・バルク遮蔽実験 (非均質体)	スカイシェイン実験 (σ ₀ 効果)

(a) 第1壁パネルと機械締結アーマ

(b) ダイバータ

第6図(a),(b) プラズマ対向機器の構造

対応した設計が実施された。

ダイバータは、15 MW/m²の定常熱負荷を除去するとともに、定常時およびディスラプション時(熱負荷20 MJ/m²)にも健全性を維持する必要がある。ダイバータは、円断面を有するCuもしくはMo合金製の冷却管とその周りにロー付けされたC/Cコンポジット(CFC)製アーマ・タイルから構成されるモノブロック構造が基本構造となっている。アーマは熱粒子負荷によって損耗するため、物理段階中に5回程程度の交換が必要である。アーマの冷却は低温水で行い、冷却管内

にツイスト・テープを挿入することによりバーン・アウトに対する安全率を高めている。

第1壁は、ブランケット、遮蔽と一体で箱型構造を構成しており、2種類の構造(円断面冷却チャンネルを有する波板構造と、矩形断面冷却チャンネルを有する平板構造)が提案されている。いずれの構造も要求される仕様を満たしており、最終的にはR&Dを通して性能比較を行うことにより決定する予定である。物理段階では、第1壁の表面は機械的に取り付けられるCFCのアーマで覆われる。アーマの取付方式としては、伝導

冷却方式と輻射冷却方式の2案が提案されている。

2. CDA における R&D の成果

ITER 設計において最も厳しい条件にさらされる機器はダイバータであるといつて過言ではなく、CDA における PFC 関連の R & D もダイバータに精力が傾注された。その第 1 の目的は 15 MW/m^2 という高熱負荷の定常除熱である。ここで重要な問題となるのは、アーマ表面温度、アーマや冷却管に発生する熱応力、冷却管のバーン・アウトの3点であろう。

通常運転時において、アーマ材料である CFC の破局的な損耗と不純物の混入の原因となる照射誘起昇華を抑えるため、その表面温度を約 $1,000^\circ\text{C}$ 以下に保つ必要がある。表面温度はアーマの厚さとその熱伝導率に依存するため、アーマ材料には高い熱伝導率が要求される。第 7 図には、主な材料(非照射)の熱伝導率の温度依存性を示す。ITER では、耐熱衝撃性に優れ、かつ JT-60 等の大型トカマクで実績のある、CFC の高熱伝導化が指向されている⁽²²⁾。

第 7 図 各種ダイバータ候補材料の熱伝導率の温度依存性

最近の材料開発の進展により、非常に高い熱伝導率を有する CFC が開発されつつあり、例えば図中に示す MFC-1 で約 13 mm 、CX-2002 U で約 7 mm のアーマ厚みをとることが可能である。ただし、前者は耐熱衝撃性の点でやや問題があるため、耐熱衝撃性と両立した形で熱伝導率を向上させる必要がある。また、使用温

度領域である高温において高い熱伝導率を有するとともに、耐中性子照射損傷性の高い材料の開発が今後の課題であろう。

ダイバータ板を構成するアーマと冷却管の接合構造(ロー付け)に関しても、各国において試作開発や性能試験が実施されている。発生する熱応力は、接合による残留応力、熱負荷に伴う温度勾配に起因する成分、ダイバータ支持により全体変形を抑えることに起因する成分に分けられる。CDA では、ダイバータの部分モデルを試作し、主に前 2 者の熱応力成分に着目した試験が実施された。

写真 3 は、原研のイオンビーム照射試験設備を用いたヒートシンク型ダイバータ試験体(アーマ: CFC, 冷却管: 軟銅)の加熱試験(水素ビーム, 熱流束: 16 MW/m^2 , 加速電圧: 30 keV , 加熱時間: 1.5 s)の状況を示したものである。この加熱条件は、最も厳しいと想定されるロー付け接合面の熱・応力条件に関して 10 MW/m^2 (定常)と等価であり、本試験で、試験体が 1,000 回の加熱サイクルに対して健全性を維持したことから、 10 MW/m^2 までの定常除熱に見通しが得られた⁽²³⁾。今後は 15 MW/m^2 の定常除熱を目指して材料選択、接合構造・接合方法等の改善を図るとともに、第三者の熱応力成分を含めた構造の最適化とその実証を行っていく必要がある。

ビーム: 水素, 熱流束: 16 MW/m^2 ,
加速電圧: 30 keV , パルス幅: 1.5 s ,
熱サイクル数: 1,000回

写真 3 CFC/Cu ダイバータ模擬試験体のイオンビーム照射試験状況

ダイバータ板は 15 MW/m^2 という高い片面加熱を受けるため、その冷却管がバーン・アウトに対して有する安全率を可能な限り高めておく必要がある。第 8 図は 2 ヶ国の異なった試験設備(原研, Sandia 研)で実施

されたダイバータ冷却管模擬試験体の パーン・アウト試験の結果を示している⁽²²⁾。ここで Sandia 研のデータは Tong-75 の関係式で整理されている。冷却管の内部にツイスト・テープを挿入しスワール流れを形成することにより(図中□●), 流速10 m/sの条件のもとで パーン・アウト熱流束 $50 \sim 60 \text{ MW/m}^2$ が得られており, 設計熱負荷に対する約3の安全率が確保されることが明らかにされている。

第8図 パーンアウト熱流束データの比較

15 MW/m^2 の定常除熱と並んでダイバータの大きな問題点として, ディスラプション時のアーマの損耗がある。一般に, 黒鉛系材料はディスラプション条件下での損耗が多いため, 頻繁なアーマの交換が必要とな

る。ディスラプション条件でのアーマ材料の損耗に関しては, JEBIS(原研)等の実験設備の建設によって, より設計に近い条件での実験が可能となってきた。この件に関してはすでに『本誌』で詳細が報告されている⁽²⁴⁾。それによれば, 実験で得られる損耗量は計算値より高く, 熱流束の増加に伴い約5倍にも達しており, 昇華以外の損耗機構の存在を示唆している。アーマの損耗に関しては, 不確定要素が多く, 今後のR&Dによるところが大きい。

第1壁に対しても多くのR&Dが実施されている。これらは, 大きく第1壁パネルとアーマ取付け構造(輻射冷却型, 伝導冷却型)の試作・性能試験に分けられる。第1壁パネルに関しては, 第IV-1節で述べたように, 矩形断面冷却チャンネルを有する平板構造(日本)と円断面冷却チャンネルを有する波板構造(EC)の2種類の構造が提案・試作されている。一方, アーマに関しては試作と性能試験が実施されており, 輻射冷却型アーマの場合, アーマと第1壁パネルとの間の熱絶縁構造の工夫が必要であること, 伝導冷却型アーマの場合, アーマと第1壁パネルとの間の安定な熱伝導の確保が主な問題点であることが明らかにされている。CDA 期間中でのR&Dにより 0.4 MW/m^2 までの定常除熱に対して見通しが得られており, 今後は上述の改善に重点を置いたR&Dが展開される予定である。

第9図 プラズマ対向機器の開発計画

3. EDA における R&D 計画

以上見てきた通り, CDA における広範な R&D の結果, PFC の開発レベルは ITER の設計条件に迫る領域に達しつつある。今後は, 要素段階で性能の向上(ダイバータでの 10→15 MW/m², 第1壁での 0.4→0.6 MW/m² の定常除熱)を目指すとともに, 各要素の組み合わせ試験を経て実機大試験体を用いた実証試験へと展開していく計画である。PFC の EDA における R&D 計画を第9図に示す。

また, 製作性の実証や実規模試験と併わせて, 材料の開発(CFC の高熱伝導率化, 損耗量軽減等)を目指したドーピング等の改質や, 工学データの蓄積(バーン・アウト, ディスラプション時の損耗, トリチウム吸蔵特性, 中性子照射特性等)を広範に進める必要がある。さらに, 本稿では触れなかったが, 工学段階への適用を目指して金属アーマに関連した開発を物理・工学の両面から強力に推進する必要がある。

V. 結 言

ITER 建設に向けた設計活動や R&D の日本全体としての展開が必要とされる現状に鑑み, ITER 設計活動との関連で見た R&D の現状と今後期待される展開について紹介を行なった。現在達成されている技術レベルと, 建設に必要な技術レベルとの距離は必ずしも容易に達成できる範囲にあるわけではなく, 今後の広範な R&D の展開が必要である。これらの解説記事を通して, 現在進めつつある長期 R&D 計画への理解を求

め, かつ積極的な参加を求めるものである。

最後に, ITER 計画に対してご指導, ご協力頂いている関係各位に深く感謝の意を表します。

— 参考文献 —

- (1) 松田慎三郎: 核融合研究, 65, 25 (1991).
- (2) 吉米地 類: 同上, 32.
- (3) 藤沢 登: 同上, 39.
- (4) 島本 進: 同上, 43.
- (5) 杉原正芳, 常松俊秀: 同上, 142.
- (6) 多田栄介, 他: 同上, 167.
- (7) 飯田浩正, 他: 同上, 312.
- (8) 高津英幸, 他: 同上, 323.
- (9) 藤沢 登, 他: 同上, 399.
- (10) 山本 新, 的場 徹: 同上, 508.
- (11) 下村安夫: 同上, 636.
- (12) 宮 健三, 他: 原子力誌, 33(1), 2 (1991).
- (13) 西尾 敏, 他: JAERI-M 91-089, (1991).
- (14) SHIBANUMA, K., et al.: Proc. '91 Int. Symp. on Advanced Robot Technol., Tokyo, 127~133 (1991).
- (15) SHIBANUMA, K., et al.: Submitted to J. Fusion Eng. Des.
- (16) YOSHIDA, H. et al.: To be published in JAERI-M.
- (17) SUZUKI, T., et al.: To be published in Proc. 3rd Int. Symp. on the Fabrication and Properties of Lithium Ceramics, Apr., Cincinnati, (1991).
- (18) NAGAKURA, M., et al.: *ibid.*
- (19) YOSHIDA, H., et al.: To be published in JAERI-M.
- (20) YOSHIDA, H., et al.: Ref.(17).
- (21) YOSHIDA, H., et al.: *ibid.*
- (22) KURODA, T., VIEIDER, G.(ed.): IAEA/ITER/DS/30, (1991).
- (23) ARAKI, M., et al.: Proc. 16th Symp. on Fusion Technol., London, (1990).
- (24) 秋場真人, 田中 茂, 関 昌弘: 原子力誌, 33(5), 447(1991).

◇1992年情報学シンポジウム◇

ゲノムと情報科学

共 催 日本学術会議学術文献情報研連, 情報処理学会, はか
後 援 本会ほか21関連機関

日 時 1992年1月8日(水), 9日(木) 9:30~17:00

場 所 日本学術会議講堂(東京都港区六本木7-22-34)

内 容 “ゲノムと情報科学”の統一テーマに関連するものを
望む。

- 1) データベース(DNA, タンパク質)に関する問題や技術
- 2) 遺伝情報の解析における問題や技術(アラインメント, 相同性探索, 分子進化解析等)
- 3) タンパク質の構造・機能予測に関する問題や技術

- 4) アルゴリズム(Genetic Algorithms, Pattern Matching, Clustering 等)

- 5) 生命科学から情報科学への問題提起

参加申込 氏名, 連絡先, 職名, 資料の有無を葉書に記入して,
12月20日までに下記に申し込む。(当日受付もあるが,
資料の不足の際は事前登録者を優先する。)

参加費 共催学会員 5,000円, 学生会員 1,500円,
(資料代として) 一般 7,000円

講演申込 ワープロ使用でA4判用紙4~10枚の論文と題目,
氏名, 連絡先, 職名を記した別紙を添えて下記へ申込む。

講演申込締切 9月14日(土)(探否は10月1日までに通知)

最終原稿締切 11月30日(土)必着

申込み・問合せ先 (〒106)東京都港区麻布台2-4-2 保科ビル

情報処理学会 シンポジウム担当 木村保明 (03-3505-0505)