核融合実験炉に必要な主な R&D とその見通し*

松 田 慎三郎, 柴 沼 清

(日本原子力研究所那珂研究所)

(1990年4月2日受理/1990年8月27日改訂原稿受理)

Main R&D Needs for Fusion Experimental Reactors and the Perspectives

Shinzaburo Matsuda and Kiyoshi Shibamura

(Received April 2, 1990/Revised Manuscript Received August 27, 1990)

Abstract

A time has come for fusion experimental reactor programs (ITER/FER) to enter the engineering design phase, where the large scale models, which are capable of extrapolation to construction of the reactor, will be developed as the cores of main activities. A brief review of the present status of the required R&D for experimental reactors, and their perspectives of technological realization are given.

Keywords :

fusion experimental reactor, engineering, design phase, construction R&D, large scale models, perspective review.

1. はじめに

実験炉, 原型炉, 実証炉と展開される核融合開発は, いよいよ実験炉の実現に向けて大きく前進しようとしている¹⁾²⁾. 即ち, 過去数年間概念設計が行われてきた実験炉 (ITER/FER) は1991年より, 工学設計段階に入る見通しであり, この段階では, 実験炉の建設に必要な R & D が, 技術的に外挿可能な規模で実証される「原型級試験」を中心として基礎的なものから応用に至るまで大規模かつ広範囲に展開される予定である.

ここでは, 実験炉を開発するために必要な R & D の中で特に工学 R & D について, その代表的 R & D の現状と今後の見通しについて述べる.

* 「核融合プラズマ閉じ込め改善点に関する調査研究」シリーズ第6回掲載分

Naka Fusion Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki 319-11.

2. 実験炉建設に必要な主な工学 R & D

2. 1 超電導コイルシステム

核融合炉を目標とした超電導コイルの研究開発は昭和52年頃から本格的に開始された。この研究開発の主な課題は大型で強い磁場を発生できるコイルの開発である。これらのコイルは、実際のトカマク運転に伴う変動磁場や炉の放射線環境下で安定であることが要求される。更には、これらコイルシステム全体を極低温に維持するための大型冷凍システムの開発が必要となる。

定常運転が見込まれるトロイダルコイルの本格的開発については昭和52年度から開始された日本原子力研究所（以後、原研と呼ぶ）のクラスターテスト計画による強磁場指向の研究開発により、Nb₃Sn コイルで12T発生成功（昭和60年）、昭和58年から62年にかけてIEA協力で行われたLCT計画での6個のコイルによる4.5 m、8 T全磁気エネルギー（0.9 GJ）の実験成功などによる成果が得られている。このような世界の開発成果を反映させて最近では実際のトカマク装置に超電導コイルを組み込んだものとして九州大学のTRIAMや仏国カダラッシュ研究所のTORE SUPRAが稼動しており、また、ソ連の大型トカマク装置T-15も最近6.5 Tの発生に成功している。

一方、実験炉に必要なトロイダルコイルの規模は磁場の強さと全磁気エネルギーを指標にとれば、ITERでは、12 T、40 GJであり、ひとまわり小型のFERでも12 T、23 GJとなって現状の技術レベルと1桁以上の開きがある。したがってこのようなコイル開発のためには、目標となるコイルに技術的外挿が可能な範囲での実証、即ち原型級試験が必要となる。第1図は、これらの関係を示す。なお、実験炉段階から初めて問題となる課題として耐放射線性があり、とくに絶縁材の開発が必要である。

他方、パルス運転が必要となるポロイダルコイルの開発については、変動磁場に対する渦電流損失の少ない大型コイルを目指して、第2図のように世界各国で開発が進められてきたが、原研で60年度から開始した実証ポロイダルコイル計画はその先端を行くものである。ここでは、外径2 mで40 MJ規模のコイルを用いて7 Tで7 T/sの変動磁場に対して安定であることを実証しようとするもので、既に、Nb₃Sn コイルで7.1 T、7 T/sを達成するなどの結果を得つつある。他方、目的となる実験炉用ポロイダルコイルの性能はFER、ITERの中心ソレノイドコイルで外径3～4 m、12～13.5 T、4～5 T/s、大口径平衡コイルで外径～20 m、2～3 T/sであり、全蓄積エネルギーは4.5 GJと100倍以上大きい。したがって、今後必要となる原型級R&Dでは強磁場、高応力条件下での安定性の実証が主要課題となる。

実験炉にはこれらのコイルシステムを極低温に保つために100 kW級の能力を有するヘリウム冷凍機の開発が必要となるが、現状の技術レベルは1～3 kW級システムの運転段階から10 kW級システムの要素開発への移行段階である。

2. 2 炉心構造と遠隔操作技術

実験炉段階以降の炉心構造は第3図に示すように、これまでの装置と大きく異なる特徴がある。まず、第1にプラズマを閉込める真空容器の外側に置かれる超電導コイル群を極低温に保つため、炉心全体はクライオ

図1. 超電導直流コイル—高磁界・高強度

図2. 超電導ポロイダル・コイルの開発計画

スタットと呼ばれる真空容器の中に収納されること。第2にプラズマ真空容器の内側にトリチウム増殖ブランケット、中性子遮蔽体、及びダイバータ板等が置かれるが、これらの炉内構造物は $\sim 1 \text{ MW/m}^2$ の中性子照射環境に耐え得る構造であること、また、分解修理が可能な構造となっていることが挙げられる。そのために炉内構造物はモジュール化されている。強い中性子照射による核発熱のため固定ボルトの使用が困難であり、これらのモジュールを支持固定する構造の開発が必要である。これらのモジュールにはプラズマ電流消滅時に 100 ton/m に及ぶ電磁力が作用するので、極力電磁力を低く抑えるため、モジュール間あるいはモジュール内の電気的絶縁構造が必要である。今後の開発のステップとしては、これらの要求を満たす炉構造の要素技術の開発をまず行い、次に縮小モデル及び部分実機スケールモデルでのシステム的実証を行う必要がある。

一方、これらの炉内構造物は運転開始後は中性子照射にさらされるため強く放射化しており、保守・修理は遠隔操作で行われなければならない(第4図)。

近年核分裂炉の保守及び廃炉技術の発展により、遠隔操作機器はずいぶん進歩したが、核融合炉に要求される遠隔操作機構は対象となる炉内構造物の重量が大きいこと、据付精度が要求されること、運転停止1週間後でも $3 \sim 9 \times 10^6$ R/h という極めて高い誘導放射能環境下での操作になることなどが要求される。また、保守・修理をする場合に発生する放射性廃棄物の量を可能な限り少なくするよう工夫する必要がある。したがって今後のR&Dとしては、まず、操作の対象となる炉内構造物と保守・修理方式を明らかにし、そのために必要な遠隔操作機構を設計して開発目標を設定すること。つぎに、耐放射線センサーやケーブル、配管切断や溶接などの要素開発を行い、これらの概念の成立性を確認しつつ、縮小モデル及び部分フルスケールモデルによる実証が必要である。

遠隔操作機構を用いる対象機器の多様性、作業の多様性などを考えると、これらの方式を如何に数少なく標準化し得るかが実験炉実現の鍵を握ることになる可能性が高い。

図3. ITERの炉構造

図4. 炉内構造物と遠隔保守システム

2.3 トリチウム増殖ブランケット

核融合炉で初めて発電を実証しようとするのが実験炉の次のステップである原型炉の段階である。原型炉では中性子による第1壁の壁負荷は $3 \sim 5 \text{ MW/m}^2$ 、フルーエンスは $10 \sim 15 \text{ MWa/m}^2$ 程度である。また、ここでは発電を行うために入口温度 280°C 、出口温度 320°C 程度の高温、高圧の冷却材条件が必要となる。このようなブランケット（発電用ブランケット）を実験炉段階で開発する必要がある、これが実験炉のテストモジュールと呼ばれているものである。他方、実験炉の運転を高フルーエンスまで運転しようすると大量のトリチウムを必要とするため、ITERに於ては運転用のトリチウムを生産するためのブランケット（トリチウム増殖ブランケット）が設けられる。

このようなブランケットを開発するためには①大きい中性子フルーエンスに耐え得る材料の開発、②大型長尺で大きな温度勾配を持つ薄肉構造体の開発、③トリチウム増殖特性に優れ、共存し得る材料と構造の開発を行う必要がある。このうち、①・③に関しては構造材料の開発と、トリチウム増殖材料の開発が並行して進められている。

①の構造用金属材料の開発については、日米協力により、速中性子と熱中性子の共存する混合スペクトル炉HFIR/ORRによる重照射実験を行い、核融合炉の近似条件下での系統的実験データが蓄積された（第5図）。これら一連の実験の中でSUS316とPCAについて 3 MWa/m^2 までスウェリングが調べられ、また、加工材と焼きなまし材の照射特性が 5 MWa/m^2 まで調べられた。構造材料として必要な溶接継手の研究ではSUS316とPCAについて平成元年度から予定された第2期HFIR照射実験に向けた予備試験が行われており、電子ビーム溶接継手が期待された機械的特性と耐スウェリング性を持つことが判っている。

これらの照射効果はフルーエンスが $0.2 \sim 0.3 \text{ MWa/m}^2$ であるFERではあまり問題とならないが、 $1 \sim 3 \text{ MWa/m}^2$ であるITERでは無視できない影響を及ぼす。なお、第1壁やブランケット内水冷管に於てはスウェリングやクリープよりも応力腐食割れや照射誘起腐食割れが問題になると指摘されているが、これらの耐食性に関する開発も進められている。

①・③のトリチウム増殖材の開発については、ブランケットの設計、製作に必要なデータの蓄積および材料の選定を目指した研究開発が進められている。例えば、原研では第1候補として開発を進めている Li_2O の物性値は次第に明らかにされつつある。また、 LiAlO_2 や Li_4SiO_4 などについても製造、物性測定やT放出挙動などが調べられた。これらのT放出挙動はこれまで主として熱中性子照射によって行ってきたが、ブランケット使用環境により近似した条件下での挙動を解析するため高速中性子照射がFFTF高速炉を用いたIEA国際協力による共同実験として計画され、63年から実施されている（BEATRIX-II計画）。他方、ブランケット材料の共存性の研究は増殖材、中性子増倍材、構造材の共存性や増殖材、構造材の質量移行の研究が非中性子環境下で始められている。

ブランケット開発、広くは炉内構造物の材料の開発は上に述べたような核分裂原子炉のほか14 MeV中性子源、及び実験炉そのものを相補的に利用して行うべきものである。各装置の位置付けを第6図に示す。図

		第 1 期					第 2 期						
会計年度		58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69
米国会計年度		84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	
照射試験	重照射	1 st HFIR (ターゲット領域) (8 キャプセル) 照射量: 30~50 dpa					2 nd HFIR (ターゲット領域) (8 キャプセル) 照射量: 30~100 dpa						
		照射後試験											
	引張, 疲労, スエリング, ミクロ組織観察, スモールパンチ												
	スペクトル調整照射	ORR (2 キャプセル) 照射量: 8 dpa					HFIR (反射体領域) (4 キャプセル) 20dpa 20dpa 30dpa						
照射後試験													
引張, 疲労, クリーブ, 亀裂成長, スエリング, ミクロ組織観察													

 $1 \text{ MW} \cdot \text{a} / \text{m}^2 \approx 10 \text{ dpa}$

図 5. HFIR/ORR 日米共同照射実験計画

図 6. 諸核融合装置の中性子第一壁負荷及びフルエンス
照射装置の中性子第一壁負荷及び年間フルエンス
($\square$, $\blacksquare$ は現状を示す)

中にセラミックスと金属の照射損傷が開始されると云われている最低のレベルを点線で示した。図中▽は14 MeV中性子源を、□は核分裂炉を、また、○印は実験炉を示す。

②に関するR&Dはこれまで殆ど行われておらず、大型高温試験設備を用いた開発が必要である。全般的に見てブランケットに関するR&Dは進むべき方向を見出すための基礎的データ収集の段階にあり、今後これらのデータをベースとして早急にR&Dのターゲットとすべきブランケットの構造・熱設計を行うべきものとする。これによって技術的課題を明らかにし、実験炉建設に必要となる基礎データの収集も含めたR&Dの路線を決めることが必要であろう。

2.4 高熱負荷受熱機器

実験炉のプラズマに対向する面で高熱負荷を受ける面は第1壁とダイバータである。FERを例にとつてこれらの受熱面への熱的条件を示すと第1表ようになる。第1壁への通常運転時の熱負荷は、もし第1壁にアーマタイルが付いていない場合にはステンレス鋼の冷却壁の場合、熱応力の観点から 0.5 MW/m^2 以上の熱負荷に耐える構造はなかなか見出せない。したがって、 0.2 MW/m^2 程度の熱負荷を受ける一般部はステンレス壁が直接プラズマに対向しても良いがリップル損失部やビーム突抜け部など、 0.6 MW/m^2 の熱負荷が見込まれる部分についてはステンレス鋼の前面にアーマタイルを張り付け、アーマタイルでいったん熱負荷を受けた後放射により熱を内外面に逃がし、ステンレス壁への入熱を低減させる必要がある。第1壁へのアーマ材の取付技術は放射冷却型と伝導冷却型の2種類があり、これらのR&Dは現在着実に進められていることから1991年頃には方式が定められるものと見込まれる。

他方、ダイバータに関する熱負荷条件に対しては通常運転時に $10 \sim 15 \text{ MW/m}^2$ の熱負荷が見込まれている。この熱負荷条件は従来の受熱機器の仕様に比べて厳しいものであるが、第7図に示すように、例えば原研やORNLで実験されたスワール管を用いれば 40 MW/m^2 程度の限界熱流束が得られているように単純な熱負荷であれば薄肉構造の管によって処理できるものである。しかし、ディスラプションによる入熱のように極めて短い時間内に多大な熱負荷がかかることによる受熱面材料の蒸発や、大きな粒子束によるスパッタリングによる損耗などを考慮すると、受熱面に相当な肉厚を必要とする。即ち、一種のアーマが必要となる。その結果、受熱面の表面温度を許容レベル以下に抑え、アーマ材や冷却管が応力及び、熱疲労に耐え、かつバーンアウトしない構造の開発が目標となる。現在、アーマとして炭素系及び金属の両方についてアーマ付きダイバータエレメントのR&Dが進められている。

ダイバータは実験炉の開発目標の中でも鍵となる重要なものであるが、損耗に対する寿命の評価のベースとなる redeposition や、disruption に対する信頼できる実験結果に乏しい。即ち、プラズマ条件と損耗量との因果関係ははっきりしない。ダイバータの問題はプラズマ制御手法の開発（例えば放射損失を大きくすることによりダイバータへの入熱を抑える）によっても、例えば、液体リチウム等の液体金属を冷媒とした熱負荷が大きくとれる先進的なダイバータの開発によってもいずれでも良く、真にプラズマと工学の接点の課題である。このような問題を解決するにはダイバータの工学的開発は当然としても、何よりもまず、上

記因果関係を明らかにすることに焦点を絞ったプラズマ実験が必要である。

他方、工学的側面からは薄肉冷却管そのもののバーンアウト熱流束は充分高い訳であるからアーマ材として応力が緩和されるような傾斜機能材的な構造が開発されれば 20 MW/m^2 レベルの熱負荷の取扱も不可能ではないと推定する。なお、アーマ材に低Z材を用いることによる損耗やT吸蔵の問題はやっかいなものであり、高Z材とプラズマの共存成立性をいま一度充分に調べる必要があるものと考える。

第1表 プラズマ対向機器熱設計条件

プラズマ対向機器	第1壁	ダイバータ
a. 通常運転		
熱流束(MW/m^2)		
平均	0.2	
最大	0.6	10
表面温度($^{\circ}\text{C}$)	~ 1700	~ 1100
b. ディスラプション		
熱負荷(MJ/m^2)	1~2	10~20
時間(ミリ秒)		0.1~3
回数		200

ピーク熱負荷
(MW/m^2)

図7. ダイバータ板の開発状況の目標

2.5 加熱電流駆動装置

核融合実験炉では核燃焼状態にプラズマを加熱するだけでなく、電流駆動や種々のプラズマ制御を行える能力を有することが加熱電流駆動装置に要求される。ITERやFERではこのため、高い密度を有する主プラズマの加熱電流駆動には電流駆動効率の高い $0.5 \sim 1.3 \text{ MeV}$ のエネルギーを有する中性粒子入射加熱装置 (Neutral Beam Injector, 以後NBIと呼ぶ) を、周辺プラズマの電流駆動には低密度プラズマの電流駆動に適した低域混成波 (Lower Hybrid Wave, 以後LHと呼ぶ) を、プラズマディスラプション抑制のための分布制御と初期プラズマ生成用に電子サイクロトロン共鳴波 (Electron Cyclotron Wave, 以後ECと呼ぶ) を想定している。また、主電流駆動装置としてのNBIの代替及び中心加熱と燃料制御にイオンサイクロトロン共鳴波 (Ion Cyclotron Wave, 以後ICと呼ぶ) が検討されている。

このうち、LHについては主な開発要素は現状の 2 GHz から 5 GHz に周波数を高くした球の開発と結合系などの定常化であり、ECについては大出力発振管 (1 MW , $120 \sim 160 \text{ GHz}$) の開発が主な開発要素である。現状では 120 GHz で 600 kW , 1 ms のジャイロトロンが開発されており、今後は定常化と大出力化が課題である。ICについては発振管に関する開発はほぼ不要であり、主として結合系の定常化が主な開発要素である。

加熱電流駆動の主役を担うNBIについては、より大きな断面で、高密度のプラズマとなる実験炉に対し

ではプラズマ中心部へのビームの侵入深さを確保するため $0.5 \sim 1.3 \text{ MeV}$ の中性粒子ビーム (D^0) エネルギーを必要とする。このためにはエネルギーの増加とともに中性ビームへの変換効率が低下してくる従来の正イオン中性化方式を採用することができず、負イオンを1次ビームとして用いる負イオン中性化方式 ($D^- \rightarrow D^0$) を用いる必要がある。この方式を用いるNBIの場合、重要な開発要素は負イオン源と、大電力高エネルギー電源である。

負イオン源の開発はそれまでに培われた正イオン源の技術をベースとして1980年代前半に開発が始められた。原研では各種の負イオン生成方式のうちで体積生成型の絞って開発を進めてきたが(第8図)、第1段階の基礎的研究段階(1 A以下)を経て、現在アンペアレベルの中間規模の研究を進めており、 50 keV で最大負イオン電流 10 A が得られている。この段階の焦点は大型化へのスケールアップが可能な電極面積を用いて高い電流密度の負イオンビーム生成法を開発することであるが、既に実験炉用イオン源($30 \sim 60 \text{ A}$)に必要な電流密度(25 mA/cm^2)以上の負イオンビームが得られている(第9図)。従って、今後残された大きな開発課題はビーム加速電圧を現在の実験が行われている数 10 keV レベルから $0.5 \sim 1.3 \text{ MeV}$ レベルに高めることである。このような高エネルギー化のためには単にイオン源の加速管の開発にとどまらず、大電力高圧電源システムの開発を同時に進めなければならない。

このようにNBIの開発は困難な技術的要素を数多く包含しているが、充分な開発投資が行われれば着実に進展するものと予想される。

図8. 負イオンビームの開発

図9. 開発実験中のイオン源と、実験炉用イオン源

3. まとめ

昭和63年度から国際共同設計としてのITER概念設計活動が展開された。また、国内計画としてのFERの新たな概念設計が行われた。これらの設計作業はこれまでのプラズマ及び工学R&Dの成果を反映させて行われ、今度は逆に設計がこれからの実験炉建設へ向けてのR&Dに対して明確な目標を与えたという点で大きな意義があった。ITERに於ては特に設計に役立つ物理データベースの整理が国際的規模で進み、プラズマに関して今後なすべきR&Dの重要課題を打ち出したことの意義は大きい。また、FERの設計を通しては、工学的R&Dのターゲットが明確になり、従来未着手であった炉構造・遠隔操作技術などのR&Dの重要性が認識され、組織的にR&Dが開始されたことなど、設計とR&Dが相互に影響を及ぼし始めたことなどの意義があった。

前章までにまとめた内容は実験炉建設にとって必要なR&Dのうち、工学的R&Dの主なものをまとめたものであり、プラズマに関するR&Dは除いてある。しかし、本来実験炉建設に必要なR&Dという観点からみたとき、両者に特別な差異がある訳ではない。実験炉はこれら種々のR&Dの延長線上の外挿可能な範囲内で設計・建設されるものである。

ところで、実験炉の建設に向って今後のR&Dで解決すべき課題はR&D各項目毎に他と完全に独立して行われるものではない。例えば、ダイバータの熱負荷の課題は熱負荷を低減するような方法をプラズマR&Dの中で解を見出しても、或いは高い熱負荷を受けられるダイバータ板を開発してもいづれでも良い。当然R&Dとしては両方の可能性を追求すべきであるが、このようにR&Dの成果はそれらの対象としている実験炉の当該コンポーネント以外の部分にも影響を及ぼすものである。本調査の主題である閉込め改善研究はプラズマを中心としたものであるが、このような閉込め改善研究が進み、プラズマの改善によってそれ以外の課題（工学的課題）が軽減されれば実験炉の達成は一層確実になるであろう。

実験炉のR&Dはいづれも未開拓、最先端に行くもので、幾つかの技術的な困難を乗り越えなければ達成できないものばかりである。特に次の詳細設計段階で設計と並行して行われるR&Dの展開は重要である。しかし、重要なことは目的意識を明確にして組織的体系的に取り組むことであり、そうすれば、必ずこれらの困難は克服できるものと思われる。

参 考 文 献

- 1) 辻 博史 他：次期大型装置（FER）の概要，日本原子力研究所報告書 JAERI-M90-090，(1990)。
- 2) ITER Conceptual Design Interim Report, ITER Documentation Series, NO. 7, IAEA, Vienna (1990)。