核融合炉の研究 Research of Controlled Thermonuclear Fusion Reactor

核融合に不可欠な安定なプラズマ閉じ込めの達成について,世界の多くの実験装置により見通しが得られ,次期のエネルギー発生と取出しを目的とした核融合炉の研究開発が進行中である。我が国では日本原子力研究所を中心に,磁気閉じ込めの代表的な方式であるトカマク型を主体とし,次期の核融合炉の概念設計段階の研究が進められている。その研究で,日立製作所は最近特に重視されている,(1)プラズマ中の不純物に対する対策としてダイバータの設置,(2)遠隔操作による保守の容易性,の二つの要求にかなう炉構造の構想に関する問題を中心に検討した。

本論文では、このような炉本体構造設定の重点的課題をもつポロイダルダイバー タ、超電導電磁石、炉体構造、しゃへい、遠隔操作などの主要構成要素の設計研究 について概説する。

笠原達雄*		
永田一良*		
西 政嗣**		
小林朋文**	*	
眞木紘一**	*	
内田俊介**		
岩本太郎**	**	

Tatsuo Kasahara Ichirô Nagata Masatsugu Nishi Tomofumi Kobayashi Kôichi Maki Shunsuke Uchida Tarô Iwamoto

11 緒 言

我が国の臨界プラズマ試験装置"JT-60"をはじめとする 世界の幾つかの大形装置の建設の進行により,臨界プラズマ の実現は近いと予想される。臨界プラズマ試験装置の次の世 代の装置は通称「次期装置」と称され,核融合エネルギーを発 生するもので,いわゆる核融合炉(Thermonuclear Fusion Reactor)の開発が今や具体的に検討されるに至った。現在, 次期装置は我が国では日本原子力研究所により検討が進め られている。日立製作所は早くから核融合の重要性を認識 し,多くの研究装置の製作により研究開発に貢献してきた が^{1),2)},次期装置についても設計研究を通じて参加している。 本論文では,このような次期装置の技術的課題及びこれに関 連する日立製作所での研究の現状について概説する。

組合せを担当した。

このような各国独自の計画とは別に, 国際協力による装置 INTOR (International Tokamak Reactor)の建設構想が 検討され, 我が国からは日本原子力研究所からポロイダルダ イバータ方式の炉"INTOR-J"が提案されている⁴⁾

2 開発の課題と動向

図1は,現在世界で最も実用化が期待されているトカマク 方式に代表されるトーラス形状の核融合炉構成の概念図を示 すものである。核融合炉開発上の課題に関しては既に優れた 報告があり³⁾特に,大形超電導電磁石,ブランケット(核熱 変換とトリチウム増殖),しゃへい,トリチウムの取扱い,遠 隔操作技術,材料を含む主要構成要素の開発,などが挙げら れている。

以上のほか,最近特にプラズマ中の不純物の影響が重視され,その対策としてダイバータの効果とこれを備えた炉構造の可能性が注目されてきた。また長期にわたる使用の点から, 遠隔操作技術とそれに適合した保守の可能な炉構造の設計が 求められている。

前述の次期装置は主要国で検討され,我が国では炉心工学 試験装置(PETF: Plasma Engineering Test Facility)の 装置本体の概念検討がなされた⁴⁾。表1にその諸元を示す。日 本原子力研究所から本装置の検討の基本条件として,(1)不純 表2にその諸元を示す。この提案に基づき日本原子力研究 所が中心となり,原子力メーカー各社が協力して炉本体の設 計が行なわれた⁵⁾日立製作所は,本方式の主要機器であるダ イバータ及びその分解修理の設計並びにダイバータ周辺機器 の電磁力解析,放射線ストリーミング解析などを重点的に担 当した。



物対策としての磁気リミッタの有無,(2)トロイダル磁場コイ ルの超電導材料としてのNbTi又はNb₃Snの使用,の組合せ が提示され、原子力メーカー各社がそれぞれの組合せを分担 × 1 した。日立製作所は磁気リミッタなしで超電導材料 Nb₃Sn の

図 | 核融合炉の全体構成概念図 トーラス形核融合炉の本体及び系 統から成る全体構成を示す。

5

燃料注入器

* 日立製作所日立工場 ** 日立製作所エネルギー研究所 工学博士 *** 日立製作所エネルギー研究所 **** 日立製作所機械研究所

320 日立評論 VOL. 62 No. 5(1980-5)

表 | 炉心工学試験装置主要諸元4) 超電導コイル, トリチウム系な どを含み,トカマク炉の炉心となるプラズマを達成するのに必要な工学技術 (炉心工学技術)の総合試験を行なう装置の主要諸元を示す。

項目	諸元	
出 カ	260 M W	
燃焼時間	30~60s	
プラズマ大半径	6.2m	
プラズマ小半径	I.4/2.1 m	
軸 上 磁 界	4.8 T	
プラズマ電流	4.9MA	

表 2	"INTOR-J"炉主要諸元 ⁴⁾	核融合先進国の国際協力により主要
諸元の	構想が検討されている。	

項 目	諸元	
出 カ	450 M W	
燃焼時間	200 s	
プラズマ大半径	5.0 m	
プラズマ小半径	1.2/1.8m	
軸 上 磁 界	5.0T	
プラズマ電流	4.7MA	

以下に, 日立製作所の担当した分野でこれまでの成果につ いて述べる。

垂直磁場 (プラズマの水平方向位置を決める。), 四重極磁場 (プラズマ断面形状の楕円形度を決める。), 六重極磁場(プ ラズマ断面形状の三角形度を決める。)及び八重極磁場(プラ ズマ断面形状の四角形度を決める。)を発生するようにする。 "INTOR-J" 炉では日本原子力研究所により、分解組立が容易 なようにポロイダル磁場コイルをトロイダル磁場コイルの外 側に配置するよう提案された。

図2はこの提案に基づいて"INTOR-J" 炉でダイバータ付プ ラズマの平衡配位を計算した例で, ポロイダル磁場コイルの 全起磁力は118MATである。ポロイダル磁場コイルが、トロ イダル磁場コイルの外側に配置されても、セパラトリクスが 形成されることを示している。このことは、日本原子力研究 所で既に示されていたが。)本例はダイバータの設計のために 更に詳しく解析したものである。

3.2 ダイバータプレート

ダイバータプレート (以下、プレートという。)は、イオン 流の照射により、限られた表面積に大量の熱負荷を集中的に 受ける。

INTOR-J炉では、この熱負荷は全体で50MWに達すると 想定されている。このような高熱負荷を集中的に受ける構造 では、その冷却方式が重要課題となる。この対策として、プ レートをイオン流に対して傾け, 受熱面積を広くして, 単位 面積当たりの熱負荷を小さくするような工夫を行なった。一 方、ダイバータ室として許容される空間は限られ、プレート の配置法は制約を受ける。プレートはイオン流の照射により 摩耗するので、定期的に交換する必要があるが、 炉内は放射 性をもっているので、交換は遠隔操作による必要がある。し たがって、 プレートの設計では遠隔操作時の作業性も確保し なければならない。

8 ポロイダルダイバータ

プラズマ中への不純物の混入は,放射エネルギー損失,反 応粒子数の低下だけでなく,加熱・安定性にも悪影響を及ぼ す。特に核融合炉の場合、長時間の燃焼を続ける条件として、 D(デュテリウム:二重水素)-T(トリチウム:三重水素)反 去することが重要である。

プラズマの境界層(Scrape off層)に存在するイオン化し た不純物及びα粒子を、交差する磁力線(セパラトリクス)に 沿ってプラズマとは分離されたダイバータ室に誘導し、中性 化することによって除去する方式を,「磁気ダイバータ方式」と 呼んでいる。この代表的なものがポロイダルダイバータ方式 であって、軸対称にセパラトリクスを形成させるものである。 この場合, 適切なセパラトリクスを形成するためのプラズマ 平衡配位の検討が主要課題である。

一方,ダイバータ室に導かれたイオン粒子を中性化するた めのダイバータプレートは,熱負荷,スパッタリングによる 損耗及び放射線損傷が炉出力の増加とともに厳しくなるため, 材質,構造,冷却方法などの検討及びその保守,補修が重要 な課題となる。

以下に,これらの課題について実施した研究結果について 紹介する。

3.1 プラズマ平衡配位

6

軸対称トロイダルプラズマの平衡配位は、円柱座標系(R, φ , Z)を用いて、ポロイダル磁束関数 $\Psi[\Psi(R, Z) \equiv RA_{\varphi}]$ $(R, Z), A_{\varphi}$ はベクトルポテンシャルの φ 方向成分]に関する 二次元二階偏微分方程式で表わされる⁶。

以上の条件を考慮したプレートの設計例を図3に示す。プ レートは断面がかまぼこ形の銅管の集合体で、各管は強制水 冷される。各管はヘッダに直結され、ヘッダ部で支持される。 このような構造についての熱現象検討の一例を図4に示す。 冷却面での最大熱流束は4.5MW/m²で、バーンアウト熱流束



ポロイダル磁束関数Ψは、プラズマ電流による磁束関数Ψp と外部導体(制御コイル)の電流による磁束関数 Wo との和にな る。ここで、プラズマの位置や断面形状は Yoに依存するため、 プラズマ位置及び断面形状は,装置を取り囲んで配置される ポロイダル磁場コイルの電流によって制御される。すなわち, プラズマの放電開始から終了にわたって、この電流を制御す ることにより、各時点でプラズマの平衡を保つために必要な

ダイバータ付プラズマの平衡配位 図 2 セパラトリクスがダイバ ータプレートの中央を通っている。ポロイダル磁場コイルがトロイダル磁場コ イルの外側に配置されている。



番号	名 称	番号	名 称
(1)	プラズマ	3	ブランケット
2	セパラトリクス	4	ダイバータプレート





ついて述べる。

核融合炉用超電導コイルは、トロイダル磁場コイルとポロ イダル磁場コイルに大別される。前者はトーラス方向の高磁 場を発生し、後者は大電流プラズマの生成と制御用の変化磁 場を発生する。

ポロイダル磁場コイルの位置がトロイダル磁場コイルの内 径の内側になる場合、炉の組立・分解は著しく困難となる。

特に不純物の影響が重視される現在,ポロイダル磁場コイルの配置は重要な問題であり,これについては既に前章で述べた。トロイダル磁場コイルは蓄積磁気エネルギーが数十ギガジュールに達し,巨大な電磁力(中心力,拡張力及び転倒力)を生じ,その支持法は組立・分解作業に大きく影響する。トロイダル磁場コイルの支持法は,大別すると図5に示すよ



図3 かまぼこ形ダイバータプレートの構造 矢印方向の入射イオン流に対し,熱流束を低減する断面となっている(単位:mm)。

よりも小さくすることができた。また, 2次元応力解析の結 果, この場合に断面内での温度差により生ずる熱応力は, 最 大4kg/mm²となることが分かった⁹⁾また, プラズマ電流が4.7 MAから時定数10msで減衰する場合のうず電流の挙動を解析 し, 真空容器のしゃへい効果を考慮に入れ, トロイダル磁場 とこのうず電流の相互作用によりプレートに発生する電磁力 を検討した結果, 材料を銅とすると電磁力は4.8t/mになり, また, ヘッダにステンレス鋼を用いると0.2t/mになることが 分かった⁷⁾ 図 4 ダイバータプレートの温度分布 で熱負荷50 MWの場合の例を示す(単位:℃)。

冷却水温100°C, 圧力5 kg/cm²



4 超電導電磁石

超電導電磁石の技術は、本特集号の別論文¹⁰⁾で取り上げているので、ここでは炉全体の構造との関連で実施した考察に

図5 超電導トロイダル磁場コイル構造概念図 図の右半分は, 常温支持方式を示す。コイルの中心力は断熱用真空容器を介して中心支持柱に 伝えられる。図の左半分は,低温支持方式を示す。中心力はコイル間で支持される。 322 日立評論 VOL. 62 No. 5 (1980-5)

表 3 PETFトロイダル磁場コイル設計諸元例 高磁場用コイルと して,超電導線材にNb₃Snを採用している。

項目	諸元
形状	D 形
コイル数	16個
主 半 径	6.2 m
ボ ア 径	6.08/10.53 m
直線部長さ	7.5m
中心磁場	6.4T
最大磁場	12.0T
蓄積磁気エネルギー	45 GJ
中心力	55×10 ³ t
導体	Nb₃Sn

うに、中心力に対して(1)個々のコイルユニットを断熱用真空容器を介して常温の支持体で支持する「常温支持方式」と、(2)すべてのコイルユニットを共通の断熱用真空容器内部に設け、コイル相互間で支持する「低温支持方式」の2種がある。前者はコイルの組立・分解が容易であり、後者は熱侵入量が少ないという特徴をもつ。表3に線材としてNb₃Snを採用したPETFのトロイダル磁場コイルの諸元例を示す。この規模のトロイダル磁場コイルでは、常温支持方式の熱侵入量は低温支持方式の場合に比べ数キロワット上回ると見込まれ

を考慮して、トロイダル磁場コイルの外側に配置される。

5.1 真空容器

真空容器は、中空ドーナツ状で、かつD形断面をもつ容器 でその内部を真空に保持しながら、プラズマを発生・維持す る目的をもつ。容器内にはブランケットが設けられ、容器の 外表面に接してしゃへい体が配置される。真空排気及び中性 粒子入射用のポートも外表面に設けられる。真空容器は、(1) プラズマ立上りの際の大周方向の電場を短絡させない電気抵 抗が必要であり、(2)トリチウムの漏れがないこと、が要求さ れる。このような要求を満たす一つの例は、ベローを組み合 わせた二重壁構造である。図7にベローの配置例を示す。

プラズマの真空容器に及ぼす影響は、プラスマの外周にあ るブランケットによって比較的低減される。

5.2 ブランケット

ブランケットには,核熱変換(核融合反応により生じた高 速中性子エネルギーの熱への変換),除熱,しゃへい,トリチ ウム増殖の機能(トリチウム増殖を目指す場合には)などが要 求される。

トリチウム増殖ブランケットには、トリチウム増殖材であ る液体リチウムそのものを冷却材として用いる方式、増殖材 にLi₂O(酸化リチウム固体)を用いヘリウムガス又は水で冷却 する方式、Li₂BeF₄(溶融塩フライベ)を増殖・冷却材とする 方式などが提案され、その特徴が検討されている。

るが、その選択は遠隔操作による炉の保守の難易と併せ比較 検討されるべき問題である。

5 炉体構造

8

炉本体は,真空容器,しゃへい体,ブランケット,ダイバ ータプレート,トロイダル磁場コイル,ポロイダル磁場コイ ル及び架台から構成される。

ダイバータ付で計画されている"INTOR-J"炉の全体構造を図6に示す⁵⁾。

炉本体は,分解・組立を考慮して数個の同一形状のモジュ ールで構成される。真空容器は,ブランケットとしゃへい体 の間に位置し,ポロイダル磁場コイルは炉本体の分解・組立 ブランケットは,熱負荷・磁場変動に伴う大きな電磁力な どを受け,またダイバータ室,各種ポートなどの構造的制約 があり,また保守のための組立・分解が必要である。

次期装置の計画で、ブランケットのトリチウム増殖機能が どのように扱われるかは、その目的・時期と関連すると考え られる。

INTORではステンレス鋼,水冷のブランケットを第一候 補としており,将来の炉のブランケットの試験部を設けるこ ととしている。ブランケット内での中性子による発熱は,プ ラズマから遠ざかるにつれて指数関数的に低下するので,こ れに適した冷却を必要とする。また,プラズマ側には高い表 面熱流束があるので,冷却管を配置するなどの必要がある。



図 6 "INTOR-J"炉の 全体構造 ポロイダル

ダイバータ方式の炉である。 プラズマ外周の上下にダイ バータプレートが見える。 また、遠隔操作による炉の 保守を容易にするため、ポ ロイダル磁場コイルはトロ イダル磁場コイルの外側に 配置される。



図7 ベローズの配置 大周方向30度ごとにベローズを配置した例を示す。

しゃへい 6

核融合炉のしゃへいでは,従来の軽水炉,高速炉などの核 分裂炉と比べて,

(1) 対象となるエネルギー領域が広く、14MeV中性子から熱

による照射損傷評価。

(b) ブランケット部でのトリチウム生成量評価。

(c) ブランケット部のほか超電導マグネットなどでの中性 子及びγ線による発熱量評価。

(d) 点検・保守時の被ばく量低減のための主要構造部材の 放射化量の予測。

(e) 環境に対する放射線しゃへい。

などが重要とされている。

これらの諸課題を解決するため、日本原子力研究所をはじ め国内外の核融合研究機関で、ストリーミングを含む2次元 あるいは3次元のしゃへい体中での中性子及びγ線の分布を 求めるために、計算コード、例えばDOT-Ⅲ¹¹⁾やMORSE¹²⁾ が開発されるとともに、核データファイルENDF/Bに基づい て広範なエネルギー領域をカバーする多群断面積セット,例 えばVITAMIN-C¹³⁾(中性子:171群, γ線:36群)が作成さ れている。

これらの計算コードや断面積セットは、計算精度向上のた め更に改善されつつあるが、合わせてこれらの応用面の開発 も不可欠である。すなわち、オーソドックスな方法では計算 機容量と時間が膨大になるため、(1)断面積データ群の縮約 の最適化、(2) ブーツストラップ法などの適用による計算機 容量と時間の短縮などを急ぐとともに、ベンチマーク実験や モックアップ実験を計画,実施して,評価精度の向上とその

中性子までを含むこと。

(2) ブランケット部が、14MeV中性子などの熱エネルギーへ の変換、リチウム中でのトリチウムの生成、放射線しゃへい の役目を合わせて受け持つこと。

(3) プラズマ加熱用の中性粒子入射孔や排気孔など、炉心構 造部に大きな空孔が多く、ストリーミング放射線の効果が著 しいこと。

などの特徴がある。

このため、しゃへい設計上の課題としては、

(a) 第1壁, ダイバータプレートなど構造材の高速中性子 これらに関する考察結果の一端を以下に述べる。

確認を行なうことが望まれる。

7 遠隔操作による分解修理

高温のプラズマを囲むブランケットや不純物イオンの照射 を受けるダイバータプレートはしだいに損傷するので、定期 的に,あるいは異常発生の際に補修,交換を行なう必要があ る。しかし、核融合反応による中性子照射にさらされた炉壁 が誘導放射能を帯びるので、 すべての修理作業は遠隔操作の 作業機器を用いて行なわれる必要がある。



大分解修理作業 × 8 分解の手順は(I) ポロイダ

ル磁場コイルの取外し,(2) 分割部の結合解除,(3)ス ライドベース移動,(4)コ ア取外し,(5)配管系切断, (6) ブランケットモジュー ル引出し,(7)修理場へ移 動,(8)修理の順に進め, 組立はこの逆の順となる。

9

324 日立評論 VOL. 62 No. 5 (1980-5)

7.1 大分解修理

トカマク炉の場合,トロイダル磁場用及びポロイダル磁場 用のコイルが炉体を取り囲み,分解作業を複雑にしている。 分解構造の方法として,炉を数個のセクタ形モジュールに分 割し大半径方向に引き出す方法が考えられる。この場合,分 割数はシール部の数,モジュールの重量,移動機構などに関 係する。図8に2分割の場合の例(日立製作所案)を示す。

作業状況はテレビジョンシステムにより常に監視し,操作 員はモニタ画像を見ながら作業機器を操縦する。このために, 真空シール部・配管の溶接と漏れ検査,損傷の検出などの複 雑な作業を行なう高度の遠隔操作技術が必要とされる。

7.2 小分解修理

小規模修理の場合には炉は解体せず、中性粒子入射口など を利用してマニピュレータを挿入し修理する方法が考えられ ている。マニピュレータ本体を炉の外に置く場合は比較的手 軽に作業が行なえるが、動作範囲が限られるので数箇所のポ ートにマニピュレータを取り付けなければならない。小形の マニピュレータを炉内に持ち込み自走させる場合は、全モジ ュール内の作業が1箇所のポートを使ってできるので、作業 時間が短縮される。図9に"INTOR-J"炉の自走形マニピュ レータの例を示す¹⁴⁾。

8 その他

10

であり,水素同位体分離技術の開発が必要である。

その他核融合炉本体に直結するものとして,燃料注入,プ ラズマ加熱,真空排気,計測などの諸装置の技術が必要であ る。プラズマ加熱のうち中性粒子加熱については,別の論文 で述べている¹⁶⁾その他,これら諸装置の一部は現在までのプ ラズマに関する科学的研究装置建設の過程でも開発されつつ あり,今後の計画の進行に伴いいっそうの進展が予想される。

9 結 言

核融合炉開発上の問題として,次期装置の炉概念に伴う技 術的課題と日立製作所での研究を中心に概説した。次期装置 は核融合炉実用への展望を得る装置として,ダイバータ付で, かつ遠隔装置による保守の可能な炉構造を指向する。この可 能性を検討するという観点に立ち,ダイバータプレートから 遠隔操作装置にわたる主要構成要素の具体像と問題点を求め た。現段階ではまだ概念設計の域にある点を含むが,臨界プ ラズマ試験装置の経験と未踏技術の開発試験などによる今後 の研究開発により,諸問題の解明と計画の展開がなされるこ とを期待する。

終わりに、この関係の設計研究を通じて御指導をいただいた日本原子力研究所東海研究所核融合研究部・炉設計研究室 迫室長、同じく大型トカマク開発部JT-60計画室・工学博士 平岡室長はじめ関係各位に対し、深く謝意を表わす次第である。

核融合炉を構成する材料については、中性子及びプラズマ による損傷が重要な課題であり、本特集号では第1壁プラズ マ損傷を中心に別の論文で述べている。¹⁵⁾トリチウムについて は、排気系及びブランケット冷却系からの分離が重要な課題



参考文献

- 百々、外:核融合技術の展望、日立評論、56、957~963 (昭49-10)
- 加沢,外:最近の核融合装置技術の展望,日立評論,60, 159~162(昭53-2)
- 3) 原学会核融合炉調査研究専門委:核融合研究の進歩と動力炉 への展望(1976-8)
- 日本原研:核融合研究開発の現状(1979)
- 5) K. Sako, et al.: JAERI-M8518, Engineering Aspect of the JAERI Proposal for INTOR(II) (1979)
- 6) W.Feneberg et al. Multipole Tokamak Equibiria, Nuclear Fusion 13, 549~556
- 7) 小林,外:INTOR-Jの技術的検討-5. ダイバータ周辺機器の電磁力解析,原子力学会,昭55年会予稿集,D32
 (第1分冊 194)
- Y. Shimomura, et al.: JAERI-M8294 Some Considerations of Ash Enrichment and Ash Exhaust by a Simple Diverter (1979)
- 9) 小泉,外:INTOR-Jの技術的検討-6. ダイバータ構造設計, 原子力学会,昭55年会予稿集,D33
- 10) 木村,外:超電導マグネットの核融合への技術開発,日立評論, 62,381~386(昭55-5)
- F. R. Mynatt, et al. Development of Two-Dimensional Discrete Ordinate Transport Theory for Reactor Shielding, Oak Ridge Computer Technology Center CTC-INF-932 (1969)
- 12) E.A. Straker, et al. The Morse Code-A Multigroup Neutron and Gamma-Ray Monte Carlo Transport Code, Oak Ridge National Laboratory, ORNL-4585 (1970)
- 13) R. W. Roussin, et al. The CTR Processed Multigroup Cross Section Library for Neutron Studies, ibid. ORNL/RSIC-37 (1978)

図 9 自走形マニピュレータ INTOR炉の内部に設置されたレール上 に組立式のマニピュレータを取り付け、これがレール上を円周方向に任意の位 置まで移動して作業を行なう。

- 14) 岩本,外:INTOR-Jの技術的検討-7. ダイバータ分解修理 設計,原子学会昭55年会予稿集,D34
- 15)後藤,外:核融合炉第一壁とプラズマの相互作用,日立評論, 62,371~374(昭55-5)
- 16)磯部,外:プラズマ加熱用中性粒子入射装置の技術開発,日 立評論,62,375~380(昭55-5)