

特集

核エネルギー利用技術の進歩

炉工学

Fusion Nuclear Technology

井上 晃*

Akira Inoue

1. 炉工学

核融合炉工学研究が日本でスタートしたのは、1978年頃からであり、文部省科研特定研究〔核融合工学の基礎〕でプラズマ閉じ込めの物理的研究の中に、炉工学関係が一部取り込まれ研究組織化が行なわれた。さらに、1980年からは10年計画のエネルギー特別研究〔核融合〕として、大学関連で総合的かつ組織的研究が進められてきており、炉工学上の本格的な研究成果が挙げられるようになった。この間、日本原子力研究所においては、プラズマ閉じ込め実験装置〔JT-60〕の建設のための炉工学技術開発がおこなわれ大きな成果をおさめた。

一方、米国においても、DOEのもとに、1981年10月から2年間かけて、BCSS (Blanket Comparison and Selection Study) プロジェクトがおこなわれ、今後R&Dすべき研究路線が検討され、さらに1983年10月から、2年計画のFINESSE (Fusion Integral Nuclear Experimental Strategy Study Effort) で、BCSSの研究路線を再検討しつつ、DT燃焼プラズマ実験装置建設を目的とした総合的かつ具体的実験計画戦略が検討された。

これら炉工学研究の高揚をバックとして、昨年4月東京で第1回核融合炉工学技術に関する国際会議 (ISFNT) が開催された。さらに、最近では、IAEAのもとに長期DT燃焼と炉工学技術の総合的理解をえることを目標とした次期大型装置ITER (International TOKAMAK Engineering Reactor) の設計が国際協力が進められている。

1.1 核融合炉工学の関係分野

核融合炉工学は、核融合炉を実現させ、オンサイトにおいて燃料サイクルをおこなわせしめ、エネルギーを安全に取り出すために必要な工学であり広範な工学

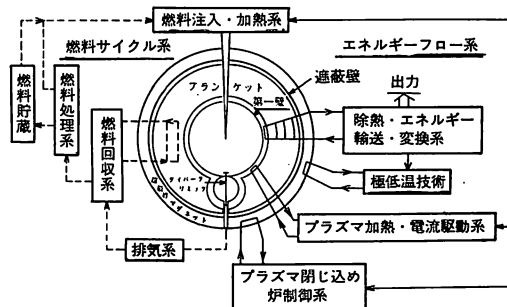
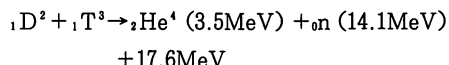


図-1 核融合炉システム

分野に関係している。

核融合炉の炉心プラズマ部では、つぎの核融合反応が行なわれる。



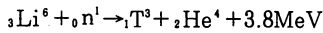
核融合炉炉心の特徴は図-1に示すように、燃料系について内燃機関と同様に、開放系であり、この点密閉系を形成する核分裂炉と対照的である。また核融合反応を行なわせるためには燃料とエネルギーを注入し、燃料を一億度以上に加熱する必要がある。このため高温プラズマの閉じ込め方式とともに燃料の注入と加熱設備が必要となる。上記反応でプラズマから出てくるのはα粒子と高速中性子だけでなく荷電粒子 (D⁺, T⁺, e⁻), 中性粒子, X線等が放出される。

磁界によるプラズマの閉じ込め容器のすぐ外側に、これらの高エネルギー粒子やX線を受けとめる物理壁として第一壁が配されている。この壁は高温のプラズマに近接しており、上記の反応から解るように核融合反応のエネルギーの8割を担う高速中性子が通過する。さらに、トカマク型炉では、トロイダル方向に数MAのプラズマ電流を流すことにより閉じ込め効果をよくしているが、プラズマ崩壊事故では、この大電流の磁気エネルギーが、主としてプラズマと電磁カップリングが強い第一壁のある部分に集中するなど、核融合炉

* 東京工業大学原子炉工学研究所教授
〒152 東京都目黒区大岡山2-12-1

中で最も厳しい条件にさらされる。一方、第一壁はスパッタリングにより、構成材の一部原子ははじき出されるので、プラズマの不純物となり、その温度制御に影響を与える。第一壁への荷電粒子の衝突をやわらげ、プラズマからもれ出してくる荷電粒子を磁界を利用してまとめて導き排気させるため、ダイバータ板やリミッタ板がもうけられている。これらの部分は第一壁に比べ大きな受熱面積をとれないので、ここの粒子負荷や熱負荷は大きく、実用炉で10~20MW/m²にも達する。第一壁を通過するのは、高速中性子のみで、これはブランケット部に至る。ここで金属LiまたはLi化合物からなる増殖材の原子と衝突、散乱反応を繰り返しながら減速していき、そのエネルギーは熱に変わっていく。

ブランケット部での主な反応は、



であり、リチウムからトリチウムを生産していることになる。この反応は発熱反応であり、ここでエネルギーがゲインする。ブランケット部は、核融合エネルギーの回収とトリチウム増殖の二つの役割を持つ、ここでの発熱分布やトリチウム増殖は、14MeVの高速中性子のエネルギースペクトルや分布によって変わるので、中性子の挙動が重要である。また、DT反応ではエネルギーの大部分を高速中性子が担っているので、誘導放射性物質が多く生まれることになる。ブランケット部の外側には、遮蔽層があり放射能を軽減した後方に放射線損傷に弱い超伝導マグネットが配置されている。ブランケット中で生成されたトリチウムは、回収・分離・精製され、注入系へおくられる。

以上、まとめると核融合炉工学の分野は、炉心工学（注入、加熱、排気系）、第一壁・ブランケット工学、遮蔽工学、超伝導工学にわたり、学問的にはニュートロニクス、トリチウム工学、材料工学、電磁・熱・構造工学、安全工学およびシステム工学にわたる広範な工学分野が関係している。

これらを解説するのは力量不足であり、ここでは筆者の専門分野を中心に二三の分野における研究開発状況を記す。

1.2 炉心工学の進展（プラズマ加熱装置の開発）

大型トカマク炉用の第2段の加熱として、高周波加熱法（RE）と中性粒子入射加熱法（NBI）が考えられ、出力容量や性能に大きな進歩があった。

高周波加熱法は、プラズマ中に伝播する高周波の電磁波を、ループアンテナまたは導波管でプラズマ近傍

表1 JT-60 高周波加熱装置の主要諸元

	LHRF	ICRF
周波数 (MHz)	2,000	120
プラズマ注入電力 (MW)	7.5	2.5
RFパルス幅 (s)	10	10
ユニット数	3	1
RF発振器数	24	8
発振器出力 (MW)	24	6
最終段管	クライストロン	4極管
結合系の方法	(8×4)導波管 アレイ	(2×2)ループ アレイ

に導き、プラズマを構成するイオンや電子の共鳴周波数に同調して加熱するもので、イオンサイクロトロン周波数帯（ICRF、数10~200KHz）および低域混成波帯（LHRF、0.5~数GHz）のそれぞれに対応した周波数帯で実験が進められてきた。我が国では、JT-60用LHRF加熱に、1980年頃から大電力クライストロンの開発が進められ、中心周波数2GHz、出力1MW、パルス巾10sの目標を達成し、同時に市販の大電力4極管を用いたICRF加熱装置も完成、LHRF装置3台、ICRF装置1台を用いたJT-60高周波加熱装置は10MWの入射を達成でき、さらに、プラズマ大電流駆動が可能なことを実証した。これらのRF加熱装置の主要諸元は、表1に示される。今後、次期装置と考えられるFERやITERでは、発振器出力が100MW級が必要とされ、周波数より高い領域が必要で、100~200GHz帯のジャイロトロンなど、RF出力で1MW級のミリ波源の開発が必要である。

中性粒子入射加熱法は、高エネルギー（80~200KeV）のDTの中性粒子ビームをプラズマ中に打ち込み、プラズマと衝突させることによってイオンや熱化の過程を通して、プラズマの温度を上昇させる方法である。イオン源から引き出された大電流高エネルギーのイオンビームは、中性化セルで中性ビームに変換され、プラズマ中に入射される。JT-60用NBI装置としては、表2に示すビーム出力75~100KeV、35A、プラズマへの吸収パワー20MW、パルス巾10sのものが1986年に完成し、所定の目標を達成した。この開発においては、排気速度1300m³/s規模の極低温クライオポンプや定常熱流束5MW/m²のビーム受熱機器の開発という極限技術を克服している。JT-60用NBI加熱装置は、14ユニットのNBIをトロイダル方向に配置し、結合して運転される。RF加熱（入

表2 JT-60用NBI加熱装置の主要諸元

中性粒子ビーム出力	20 MW
ビーム継続時間	10 s
ビームライン数	14 基
イオン源	
ビーム出力	75~100 KeV, 35 A
イオン源数	28 台
クライオポンプ	
排気速度	$1.4 \times 10^6 \ell/s \times 14$ 基
ビームライン容器内圧力	$(0.6 \sim 5) \times 10^{-5}$ Torr
He系冷凍能力	2,400 W, 3.7 K
イオン源電源	
電圧, 電流	100 kV, 94 A
電源台数	14 式

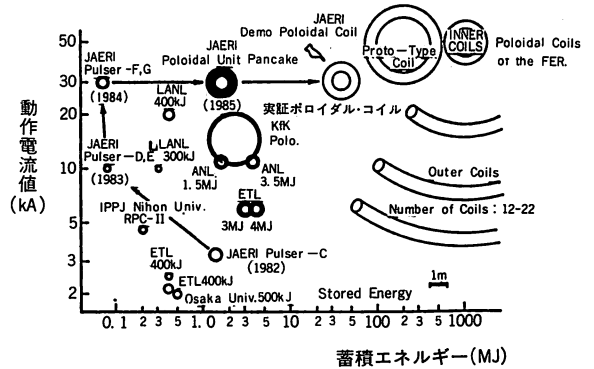


図-2 超電導ポロイダル・コイル開発の進展状況

力: 10MW) およびNBI加熱 (入力: 21MW) の両加熱装置をさせた複合加熱実験は、1987年後半に行なわれ、重水素プラズマ換算値で、臨界プラズマ条件を達成した実績を上げている。

次期大型核融合装置のFBRやITERでは、中性粒子ビームを高い効率で実現できる大出力の負イオン源の開発が必要とされ、0.5~1 MeV、50~100AのAD電源を開発目標としている。

1.3 超伝導マグネットの開発

核融合炉では、強磁界大形超伝導マグネットの利用が不可欠である。自己点火条件を達成し、準定常のD-T燃焼をさせ、炉工技術の総合的検証を目標としている次期大形装置では磁場コイルに超伝導マグネットを計画している。

核融合炉用超伝導マグネットは、大形、高磁界、高電流密度、低損失、高安定性などの点で、現在の水準を越える高い性能が要求される。これまで、超伝導材料の性能の向上、極細多芯線加工技術の向上がなされてきたが、核融合炉のマグネットは、大電流大形化や形状の複雑さから、種々の応力が働くため、更に耐力特性にすぐれ、中性子照射による劣化が少ないもの

を開発しなければならなかった。1970年代から、実用化に入ったNb-Ti合金系のほかに、高磁界特性がより優れたNb₃SnやV₃Gaら化合物系の開発・性能向上が行なわれた。また、コイルの冷却方式についても浸漬冷却、強制対流冷却、二相流冷却について、定常時やクエンチ事故時の冷却特性が調べられた。

一方、コイルの製作については、産官学の共同で高磁界トロイダル・コイル計画が進められ、極細多芯Nb₃Sn材で口径1mのコイルが作られ、1985年6月世界で初めて12テスラの磁束密度の発生に成功している。この技術は、後年九大の小型超伝導トカマク“TRAM-1M”の製作に生かされた。

トロイダルコイルの大型化計画として、1977年から国際エネルギー機関(IEA)が中心となって、国際協力の下にLCT事業(Large Coil Task)がスタートした。この事業は、米国が3個、ユーラトム、スイス、日本が各国の計6個のコイルを製作、米国ORNLに持ち帰り、超伝導トロイダル・コイルの検討評価を行なうもので、1個のコイルは、高さ約4.5m、幅3.5m、重さ40tonもあるものであった。

表3に各国のLCTコイルの代表的特徴を示す。L

表3 6個のLCTコイルのそれぞれの代表的特徴

	米 国 (オークリッジ国立研究所)		ユーラトム (カールス ルーエ研)	スイス (原子核研)	日 本 (原 研)	
製作担当	GE	GD	WH	Siemens	BBC	日立
超電導材	Nb-Ti	Nb-Ti	Nb ₃ Sn	Nb-Ti	Nb-Ti	Nb-Ti
冷凍方式	浸漬	浸漬	強制	強制	強制	浸漬
巻線方法	パンケーキ	パンケーキ	パンケーキ	パンケーキ	パンケーキ	パンケーキ
構造材	SUS 316 LN	SUS 304 LN	AI合金	SUS 316 LN	SUS 316 LN	SUS 304 LN
電流(A)	10,500	10,200	17,760	11,400	13,000	10,220

CTの作業は、単なる要素開発でなく、超伝導、極低温、高電圧、高真空、高応力 計測などが重量、集約した技術の開発であり、我が国のコイルの特徴の一つは、浸漬冷却導体の液体ヘリウムへの熱伝導特性をよくするため、独自の導体表面加工を施した点である。各国からORNLに持ち込まれたコイルのテストは、1987年9月に最大7Tを達成し多くの重要なデータを得て無事終了している。

一方、ポロイダル・コイルは、数秒で電流を上下するパルス動作を必要とし、超伝導でもヒステリシス損失や渦電流損失が伴うので、パルス損失の低減化をはかるため、極細芯線の構造を工夫する必要があり、小形コイルで研究が進められて来たが、1985年から実証パルスコイル計画が始められた。このコイルは、ポロイダルコイルとしては、世界最大のものであり、超臨界圧強制ヘリウム冷却を採用している。図-2には、原研におけるパルスコイルの性能開発の歴史と、実証ポロイダルコイルの位置づけが示されている。

1.4 第一壁・ブランケットの熱・構造工学研究の進展

ブランケットの主な役割は、核融合反応のエネルギー回収とトリチウムの増殖と回収である。しかしながら、ブランケット部のプラズマ側に位置し高中性子束、高温高熱負荷、および強磁場下の厳しい条件に晒されている第一壁は、核融合炉工学上のフィージビリティを決める可能性がある重要なコンポーネントであり、ここで生じる現象の把握と評価が積極的に研究されてきている。

(1) 高熱負荷部冷却方式の開発

核融合炉の電一壁は大きな熱負荷を受ける。一般に、実験炉クラス：

第一壁 (平均) : 0.2—0.3 MW/m²

ダイバータ, リミッタ : 3—4 MW/m²

実証炉クラス：

第一壁 (平均) : 0.8—1.0 MW/m²

ダイバータ, リミッタ : 5—8 MW/m²

第一壁には、これ以外に局所的に大きな熱負荷がかかる部分が存在する。例えば、中性粒子入射ビームの対向壁面やダイバータからの輻射が加算されるトラス外側面等であり第一壁の熱流束のピーキング係数は、1.5—2が必要とされる。第一壁をふくむブランケットの冷却方式には、1)ヘリウムガス冷却、2)水冷却、3)液体金属冷却、および 4)液体金属二相流冷却等が考えられ研究されてきた。

1) ガス冷却方式：これまで高温ガス炉その他の経験があり核融合炉としては、片側から表面エネルギーをあげ、壁面熱流束が時間的空間的に変化する場合は熱伝導特性や不均一壁温による輻射及び熱伝導の効果、第一壁冷却に用いられる各種波型断面の冷却管の伝熱特性が研究されてきた。

2) 水冷却方式：軽水炉の経験があるが、ダイバータやリミッタなど、広領域でかつより大きな熱負荷部を高伝熱特性の細管群からなる冷却面によって冷却することが考えられ、高サブクール水細管内流れの沸騰二相流動と限界熱流束が調べられた。その結果、40 MW/m²以上の限界熱流束が得られることを確認している。

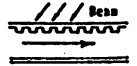




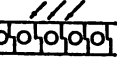




3) 液体金属冷却方式：液体金属とくに液体リチウムによる冷却は、その大きな熱伝導と熱容量、ブランケット材として高増殖比の可能性により冷却方式として着目されている。問題は、磁場との相互作用による複雑な流動と大きなMHD圧力損失である。伝導壁を有する円管・矩形管におけるLiおよびNaK流の垂直磁場内MHD圧損について、実験と解析コードの開発がなされてきた。とくに、核融合炉冷却系は、強磁場で大口径管内の低流速流であり、高相互作用数における異径接続管、二重管および複雑形状流路内流れと境界の作用により生じる3次元流れは複雑で、大型計算機による数値解析がなされてきている。米国でも、大型実験装置による実験と解析コードが開発されている。磁場下の伝熱特性は、磁束密度が増加すると乱流の層流化による熱伝達率の単調な劣化が起こるのでなく磁場と流動の方向により、温度変動と熱伝達率の増大する現象もあることが明らかにされた。また、液体リチウム冷却ブランケットでは、強制対流と自然対流が共存する磁場内の伝熱が重要になるが、水銀、カリウム、NaKおよびLiを用いたプールでそれぞれ、水平および垂直円柱ヒータからの伝熱特性が調べられた。

4) 混相流冷却方式

(a) 固気混相冷却：ヘリウムガス中にグラファイト粒子を混入した固気混相の衝突噴流による第一壁・ブランケット冷却の基礎研究がなされた。固体微粒子群の添加は熱容量の増大、浮遊する粒子群による輻射伝熱の増大および粒子群による温度境界層の攪乱等による大きな伝熱促進効果があることが実験・解析の両面から明らかにされ、この流れを利用したブランケット冷却システムの設計研究もなされた。

(b) 液体金属二相流冷却：液体金属冷却の大きなM

表4 高熱流束受熱機器の開発現状

受熱機器	装置	最大熱流束 (MN/m ²)	材料	幅 高さ 長さ (mm)	入口 出口 圧力 運転	流量 (l/nin/tube)	圧力損失 (MPa)	加熱時間 (s)	形 状	寿命 (eyeles)	備 考
ビームダンプ	JET NBI	12 - 16	1% Cr + Cu	113 30 940 (540)	- 0.7 -	166	0.05	> 10	 V-shape	10 ⁵	イオン源: 75 KeV, 10 NW, D-BEAN
ビームダンプ	(LBL)	16	0.2% Zr + Cu	215 - 200	1.65 0.85 -	220	0.72	30	 V-shape	25,000	イオン源: 120 KeV, 50 A, D-BEAN
ビームダンプ	(PPPL)	10 - 20	Zr + OFIC Cu Inconel	19.1 OD 1.6 t Int, finned	- - 2.20	29 av. 60 max	-	> 30	 Bowl-shape		イオン源: 120 KeV, D-BEAN 設計段附
ビームダンプ	(ORNL)	54	OFHC Cu Tape: Inconel	9.5 OD 1.6 t Swirl Tape	1.6 0.4 -	20	1.1	30	 V-shape	30,000	イオン源: 75 KeV, 40 A
ビームダンプ	(LLNL)	13.3	Mo	5.0 OD 0.25 t Int, finned	- - 5.4	5.4		0.4	V-shape	3 × 10 ⁵	
ビームダンプ		5	0.2% Ag + Cu	14.0 OD 2.0 t Ext, finned	1.0 0.9 1.15	22.6	0.05 - 0.1	10	 Bowl-shape		イオン源: 100 KeV, 70 A H-BEAN
水冷ジャケット		4 - 5	0.2% Ag + Cu	16 - 16	0.9 0.5 -	16.1	0.05 - 0.1	10	 Flat		
カロリメータ		10	0.2% Ag + Cu	30 36 30	0.9 0.5	9.3	0.05 - 0.2	0.5 - 1.0	 V-shape	5 × 10 ⁴	
ビームダンプ	JT-60 能動粒子線	75	N/OFIC Cu	49 50 49	0.8 - -	4.5 - 11.0		0.1	 Flat OFHC		イオン源: 200 KeV, 3.5 A He - BEAN
カロリメータ	JT-60 能動粒子線	37	0.2% Ag + Cu	140 260 20	0.8 - -	1.6 - 2.0		0.1	 V-shape		
ビームダンプ	FER NBI	50	0.2% Ag + Cu Tape: Ni	10.0 OD 1.6 t Swirl tape Ext, finned	2.0 - -	20 - 30	1.0 - 1.5	200	 Flat		イオン源: 500 KeV, 100 A, 200 ₃ D-BEAN

HD圧損およびガス冷却の低い伝熱特性を解決する冷却方式として二相流冷却が検討されてきた。

i) 衝突二相噴流：Arガス中に、体積割合で数%以下のNa液滴を混入したミスト流の衝突噴流における熱伝達特性が調べられた。熱伝達率は、液体金属の流量に比例して増加し、ガス衝突噴流に比べて、2桁近い大きな熱伝達率が得られることが明かとなった。また、本冷却方式を利用した冷却モジュールによる伝熱実験とブランケット設計も試みられた。

ii) 管内二相流：磁場内の液体金属二相流の流動伝熱特性の研究は、流れに直交する磁場内において、He-Li環状噴霧二相流について磁場の効果が調べられ、その結果、高He流速では、MHD圧損は軽微になり磁場の影響はほとんど無視できることおよび熱伝達率も劣化せずむしろ増大する等核融合炉の冷却に取って有利な特性を持つことが明らかにされた。以上、混相流冷却は、磁場内流動と伝熱特性の観点から有意な特性を有しており、核融合炉の冷却として興味を持たれて来つつあるが今後の研究に待つべき未知の部分が多い。

(2) 高熱負荷受熱機器の開発

流体や流れによる除熱性能の改善が望めない場合には流路形状や伝熱面形状を改善したり、これら高熱負荷面が一方方向からの放射伝熱となる特徴を利用して流れを旋回させて伝熱性能向上がはかれる。核融合炉高熱負荷面の特徴は熱伝達特性に優れ、熱応力が小さく、流れの圧力損失が小さいことが必要条件であり、冷却特性の検討とともに壁内の熱応力を低減したり、耐プラズマディスラクション性能の向上を優先させるよう材料の選択と表面設計がされる。表4には、高熱流束受熱面の開発現状がまとめられている。

(3) プラズマディスラクション時の現象説明

プラズマが異常消滅する“プラズマディスラクション”が生じると、第一壁はその影響をもちに受ける。ディスラクションでは、数ms～数10msの間に、プラズマの熱エネルギーとプラズマ電流の磁気エネルギーが第一壁の一部やダイバータ面に放出される。この時第一壁のディスラクションを受けた面は、 $10^2 \sim 10^4$ MW/m²もの強い表面加熱と渦電流による電磁応力が生じる。

ディスラクション時の第一壁における現象を把握するため、これまで基礎的な研究が行なわれて来た。ディスラクションの模擬のため、大容量のイオンビーム、電子ビーム発生装置やレーザー発生装置を用いて、各

種ステンレス鋼やW、Mo等の高融点金属、セラミックスおよびCやBe等の低Z材料に照射し、材料の熔融、蒸発による損耗の割合、熔融再凝固層の組成や組織の変化、表面状態および強度等が調べられた。再凝固層の形状・特性について興味深い結果が得られつつあるが、再現性のあるデータを得ることは今後の課題である。また、ディスラクション時には、渦電流が生じプラズマとカップリングの強い電磁構造体に強い電磁応力が発生し、第一壁の破損につながるこの時の電磁応力について小形磁場による基礎実験と計算コード化が行なわれた。

以下の研究分野については、核融合炉工学で重要な研究分野であるが、筆者の能力と紙面の都合でこれまで研究開発が行なわれてきた主要な研究項目のみを列記する。

1.5 中性子工学

14MeVの高速中性子に関する精細な核データの整備とブランケット中での輸送と増殖に関する研究がなされた。

1) 核データと輸送解析

マイクロ核データ（プラズマ核反応、中性子反応）

高エネルギー中性子および2次γ線の輸送現象の解析法

2) 二重微分中性子放出断面データ、荷電粒子放出反応データ

3) 中性子精密輸送計算コードの開発

1.6 トリチウム工学

トリチウムが天然に存在しない以上、核融合炉の開発においては、トリチウム燃料サイクル技術の確立は必須である。開発上必要な技術は、トリチウム製造技術、トリチウムの回収・精製・循環等トリチウムプロセス技術およびトリチウム安全管理技術である。

1) トリチウム製造技術

DT燃焼を目標としている次期装置でも、1kg程度の初期装荷用トリチウムが必要とされる。このためブランケット候補であるLi₂O、LiAlO₂、Li₂SiO₃、Li₄SiO₄、Li₂ZrO₃等のリチウム酸化物、Li-Pb、Li-A1等の合金系増殖材を対象に中性子照射に於けるトリチウムの存在状態、放出速度および溶解度が調べられ、放出機構が明らかにされた。

2) トリチウムプロセス技術

- ① 水素同位体ガスの精製・回収・補集：パラジウム合金膜法、触媒参加法、水分吸着法（コールドトラップ法）および固体電解質電解法等

を合わせたシステムについて研究がなされた。

- ② 水素同位体分離：深冷蒸留法，水蒸留法，化学交換法，レーザー法や熱拡散法の研究

- 3) トリチウム安全管理技術の研究開発がなされた。

1.7 材料工学

種々の高速荷電粒子や高速中性子による高粒子負荷下の重照射効果の研究が重点的になされた。

1) 重照射効果の研究

- ① オーステナイト系ステンレス鋼のボイドスエリング及び照射効果
② フェライト系ステンレス鋼の組織変化と強度変化
③ 複合条件下の照射挙動とモデリング

2) プラズマ壁相互作用の研究

- ① スパッタリング
② 水素のリサイクリング
③ 黒鉛材のキャラクタリゼーション

で照射による組織およびマイクロ組成の変化，機械的性能，クリープ，疲労，破壊が調べられ，照射クリープ相関式や照射疲労相関式の開発がされている。

3) 低誘導放射化材の開発

重照射効果研究の問題は研究に要する強力中性子源がなく，核融合炉の条件を満足する照射設備には，次期大型装置クラスの予算を必要とすることである。このため以下の照射装置を国際強力事業で共同利用して成果をあげている。

- ① RTNS-II (LLNL)
② FFFTF/MOTA (Fusion MOTA)

参 考 文 献

- 1) Smith, D. et. al., Overview of the Blanket Comparison and Selection Study, Fusion Technology, Vol.8, (1985) 10-44.
2) 斑目春樹；米国における核融合炉技術の評価活動 [FIN ESSE], 日本原子力学会誌, 27巻, 11号 (1985), 989-995.
3) 日本原子力学会核融合夏のセミナー予講集 (1987). 文部省：エネルギー特別研究核融合 [核融合ブランケット工学の研究] 報告書 (1980-1987).
4) 永島孝；J T-60高周波加熱用大電力クライストロンの開発, 日本原子力学会誌, 27巻, 7号 (1985) 591-596.
5) 白形弘文, 秋場真人；J T-60中性子入射加熱装置, 日本原子力学会誌, 28巻, 5号 (1986) 376-383.
6) 原研 J T-60試験部；J T-60臨界プラズマ条件の達成と最近の加熱実験の成果, 日本原子力学会誌, 30巻, 4号 (1988), 305-312.
7) 田中茂；トカマク型核融合炉の定常化と負イオン源中性子の入射装置, 日本原子力学会誌, 27巻, 7号 (1986), 573-579.
8) 井上廉, 太刀川恭治；核融合炉超伝導材料, 日本原子力学会誌, 24巻, 5号 (1982), 327-336.
9) 島本進；核融合超伝導国際協力「LCT計画」の展望と成果, 日本原子力学会誌, 29巻9号 (1987), 760-767.
10) 島本進, 奥野清；LCT計画による大型超伝導トロイダル・コイルの実験, 日本原子力学会誌, 30巻, 6号 (1988), 488-496.
11) 辻博史, 島本進；核融合装置超伝導ボロイダル・コイルの開発, 日本原子力学会誌, 30巻, 10号 (1988), 861-869.
12) 宮健三, 関昌弘, 荒木政則；核融合炉における高熱流束実験の現状, 日本原子力学会誌, 29巻, 10号 (1987), 855-863.
13) 日本原子力学会核融合炉設計技術専門委員会編；核融合炉設計工学資料集 (中間報告書) (1985).
14) 東稔達三ほか, 核融合動力炉ブランケット・システムの技術的検討, JAERI-M, 87-017 (1987).
15) 住田健二；RTNS-II利用日米協力研究, 日本原子力学会誌, 25巻, 9号 (1983), 683-690.
16) 秦和夫；核融合炉におけるトリチウム増殖と燃料サイクルの自己充足, 日本原子力学会誌, 27巻, 11号 (1985), 996-1000.
17) 勝田博司, 近藤達男, 小寺正俊；米国の核融合材料照射試験施設FMIT計画における技術開発, 日本原子力学会誌, 27巻, 12号 (1985), 1102-1113.
18) 核融合炉燃・材料開発研究専門委員会；核融合炉燃・材料の研究開発の現状, 日本原子力学会誌, 30巻, 5号 (1988), 410-416.