核融合とトリチウムの化学

(日本原子力研究所) 工藤 博司, 田中 吉左右

核融合炉開発の進展に伴い、トリチウム(T)を安全に取り扱う技術の早期確立が望まれている。トリチウムへの関心が高まっているこの機会に、本稿では核融合炉に焦点をしばってTの化学を取り上げる。研究の現状を紹介するとともに、Tの増殖、燃料給排気系における循環回収、初装荷Tの製造などについて解説する。

I. はじめに

トカマク型核融合装置を中心とするプラズマ閉じ込めの研究が進展し、JT-60を初めとする大型装置の建設も開始され、核融合臨界の実現が待たれる時代となった。核融合の実用をめざす核融合炉構想も具体的に提案されている。核融合は、これまでプラズマ物理学や電気工学の専門家を中心に発展してきたが、核融合炉のような実用装置では、より広範囲の分野の人達の協力が必要となる。燃料系統や材料関係では化学者の興味をかき立てる研究課題も少なくない。そこで核融合炉と化学のかかわりを、トリチウム(T)の面から取り上げてみる。

核融合炉をめざしたTの研究は比較的新しく、各国ともまだ緒についたばかりで今後の成果に待つところが多いが、研究の現状および技術的課題について紹介する。なお、最近「本誌」にも塩川・吉原⁽¹⁾および那須・倉沢⁽²⁾による関連記事が掲載されているので、できる限り重複を避けて解説を進めることにする。

II. 核融合炉とトリチウム

核融合炉に利用される核反応として、反応の起りやすさなどの点から次の4つの反応に興味をもたれている。

反応(1)では、Tが重水素とともに燃料として使われる。反応(2)と(3)は、考えられているプラズマ温度範囲ではほぼ同じ確率で起る競争過程であり、反応(3)は反応生成物としてTを生ずる。反応(4)は一見Tに無関係のようにみえるが、燃料である ${}^3\text{He}$ は、主としてTの β^- 壊変生成物として得られるものである。

このようにTは、核融合炉にとって基本的な物質の一つである。

1. トリチウムの物理的・化学的性質

トリチウムは相対原子質量3.01605、核スピン $\frac{1}{2}$ を有する水素の放射性同位体で、その原子核は12.3 yrの半減期で β^- 壊変して ${}^3\text{He}$ に変換する。 β^- 線の最大エネルギーは18.60 keV、平均エネルギーは5.69 keVであり、標準状態のトリチウムガス(T_2)から、 $8.63 \times 10^{-5} \text{ W} \cdot \text{cm}^{-3}$ の熱量が放出される。1 gのTはおおよそ $1 \times 10^4 \text{ Ci}$ に相当する。T分子の熱力学的性質を、他の水素同位体分子の性質とともに第1表に示す⁽³⁾⁻⁽⁷⁾。

2. トリチウムを取り扱う上での技術的課題

現在最も実現の可能性が高いといわれているD-T核融合炉では、燃料として重水素とTが使われる。これらのガスは水素ガスと同様の取扱いができるので、基本的には特に大きな技術上の問題はない。しかし、Tは①放射性核種である、②天然にはほとんど存在しない(存在比は水素に対して 10^{-8} 程度)という点で、核融合炉の実現のためにはいくつかの開発課題をかかえている。

従来Tは、標識化合物を初めとしてトレーサ量で使われることが多く⁽⁸⁾、加速器の周辺や中性子発生装置のターゲットとして使われる場合でも、たかだか数1,000 Ciであった。それにひきかえD-T核融合炉のT装荷量は、実験炉で 10^6 Ci 、実用炉では 10^7 Ci のレベルに達するといわれている⁽⁹⁾。そのため、高レベルTの取扱い経験の少ないわが国では、段階的に取扱い量を増加させながら着実に経験を積み重ね、環境への影響を無視し得る程度に抑える安全取扱い技術の確立を急がなければならない。トリチウムは軟 β 放射核種であるので、遮蔽に関する問題は少なく、むしろ透過性、

Tritium Chemistry in Nuclear Fusion Research,
Hiroshi KUDO, Kichizo TANAKA.
(1978年 10月26日 受理)

第 1 表 水素同位体分子の熱力学的性質

熱力学的性質	H ₂	HD	D ₂	HT	DT	T ₂
分子 量	2.015800	3.022002	4.028204	4.023949	5.030151	6.032098
臨界温度(K)	32.99	35.41	38.96	37.13	39.42	40.35
臨界体積(cm ³ /mol)	65.5	62.3	60.3	61.4	57.8	57.1
臨界圧力(Torr)	9,736	11,126	12,373	11,780	13,300	14,300
三重点温度(K)	13.96	16.60	18.73	17.62	19.71	20.50
三重点圧力(Torr)	54.0	92.8	128.6	109.5	145.7	157.4
沸 点(K)	20.39	22.13	23.67	22.92	24.38	24.91
解離エネルギー(eV)	4.476	—	4.533	—	—	4.59
イオン化エネルギー(eV)	15.42	—	15.46	—	—	13.55

吸着, 水素との交換反応などについての知識を重点的に蓄積する必要がある。

トリチウムは天然にはほとんど存在しない核種であるため, 人工的につくり出し, 高純度のものを大量に供給しなければならない。D-T核融合炉ではTの増殖も行われる。このような背景から, 大量のTの製造, 分離, 回収, 精製, 濃縮, 運搬, 貯蔵および測定などに関する技術開発が, 核融合炉実現のためには欠かせない課題である。

Ⅲ. 核融合炉ブランケットとトリチウム

先に述べた核融合反応(1)~(4)について, プラズマを着火点に到達させる加熱条件と反応断面積を考慮すると, 反応(4)を利用する D-T 核融合炉の実現の可能性が最も高い。

トリチウムの面から見た D-T 核融合炉の概念を, 模式的に第 1 図に示す。

第 1 図 Tから見た D-T 核融合炉の概念図

炉心での核融合反応によって発生するエネルギーは, 中性子(14.1 MeV)によってブランケットへと運び込まれる。このブランケットは

- (1) 中性子と Li との反応によって T を再生産 (増殖) する。
- (2) 中性子を減速し熱化する。
- (3) 超電導マグネットの遮蔽の一部を分担する。

という 3 つの大きな役割をもっている。Li 金属や熔融塩を使用する液体ブランケットと Li セラミックス等を使用する固体ブランケットに大別され, 種々の方式が提案されている¹⁰⁾。

1. トリチウムの増殖

トリチウムという観点から, (1)の役割について少し詳しく説明してみたい。ブランケットには Li またはその化合物が装填され,

の反応によって T が再生産される。しかし, この反応のみでは核融合反応(1)によって消費される T を, 最大限 1 個再生産するにとどまる。この反応に至る過程におけるさまざまな損失を考えると, T を増殖するためには中性子の実効的な増倍を図らなければならない。そのための手段の 1 つとして,

の反応が利用される。

発熱反応である(5)式の反応断面積は, 中性子エネルギーの減少とともに増加する傾向にあり, 熱中性子に対しては 953 b に達する。しかし反応(6)は 2.82 MeV にしきい値を有する吸熱反応であるため, 中性子が減速する前に反応(6)の起る確率を高めてやる工夫が必要となる。中性子を増倍する手段としてこのほかに, ($n, 2n$)反応あるいは核分裂性物質の利用も考えられている。

原研の D-T トカマク実用炉の設計⁽¹¹⁾では, He 冷却-固体ブランケット方式が採用され, T 増殖体として Mo で被覆した酸化リチウム(Li₂O)ペブルの使用が考えられている。Li は天然組成(⁶Li 7.5%, ⁷Li 92.5%)のものであるが, 増殖比は 1.24 と計算されている。

2. トリチウム増殖材料中における

トリチウムの化学的挙動

トリチウムの増殖は以上のような核過程に基づいて行われるが, T をブランケットから回収して再使用に

供するシステムを設計するためには、生成したTの化学形およびその挙動を明らかにしておかなければならない。天然Liについての計算によると⁽¹²⁾、ブランケット中に生成するTの $\frac{1}{2}$ は ${}^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$ 反応によって、 $\frac{1}{2}$ は ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T}$ 反応によってつくられる。前者からは2.73 MeVの、後者からは10.5 MeV付近を極大値とするエネルギー分布をもつ反跳Tが生成する。このような高エネルギーTの化学反応については、従来ホットアトム化学の分野で多くの基礎的知見が蓄積されている^{(13)~(15)}。しかしながら、核融合炉の開発に直接つながる研究はまだ緒についたばかりで、種々のブランケット候補物質中でのTの挙動に関する実験データの蓄積が望まれている。

著者らは最近このような背景を考慮して、T増殖体候補物質の1つである Li_2O を対象として、その中に ${}^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$ 反応によって生成するTの化学的挙動について研究した^{(16)~(18)}。原子炉で照射した Li_2O の粉末あるいはペレットを、減圧下(またはHe気流中)で熱処理し、Tの大部分が600°Cまでの加熱によりトリチウム水として遊離してくるを見出した(第2図)。トリチウムの化学形分布と遊離速度の測定から、 Li_2O (s)中に生成した反跳Tは主として

の反応を経て遊離すると解釈される。

第2図 中性子照射した Li_2O から放出されるTの化学形

理論密度(T.D.)90%以下の Li_2O ペレットについても粉末と同様の挙動が認められたが、91.5%T.D.のペレットからの HTO(g) の遊離には、やや高温側へのシフトが見られた。以上の実験結果は、 Li_2O ペブルをT増殖体とする固体ブランケット(設計温度範囲400~700°C)⁽¹¹⁾からのT回収が可能であることを示している。

Li_2O 以外の固体ブランケットについての研究例として、次のようなものが報告されている。サバンナリバー研究所のOwenらは、 LiAlO_2 ペレットからのT放出挙動を研究し、900°C、24hrの加熱で、試料中に

残留するTを0.004%にまで減少させ得ることを報告している⁽¹⁹⁾。またユーリッヒ核研究所のGuggiらは、熱中性子照射した $\alpha\text{-Li}_3\text{AlO}_4$ 、 $\beta\text{-Li}_3\text{AlO}_4$ および Li_2O 粉末からのT放出速度を測定し、 $\beta\text{-Li}_3\text{AlO}_4$ からの放出速度が他の化合物に比較して速いという結果を得ている。

固体ブランケット方式は、化学的安定性、核融合炉の構造などの点から液体ブランケット方式に比べ有利であると考えられているが、T回収の面でも明るい見通しが持たれるようになった。今後核融合炉条件を模擬するT回収システムの実験を行なって、わが国の独創的な設計案が工学的に実証されるように、さらに研究を進めることが肝要である。

IV. 核融合炉第1壁との相互作用

D-T核融合炉の炉心を構成する真空容器のプラズマに面する壁(第1壁)は、核融合反応によって生ずる中性子およびHeイオンのほか、DおよびTイオン、プラズマのイオンが荷電交換した中性粒子、電子、光子などの照射を受ける。これらの照射に伴い第1壁の表面から

- (1) ヒート・フラックスによる蒸発
- (2) スパッタリング
- (3) ブリスタリング
- (4) 吸着ガスの再放出

などにより放出される原子は不純物としてプラズマ中に混入し、プラズマ温度の低下やプラズマの不安定性をひき起す原因となる。そのため、第1壁表面で起る種々の現象について精度のよい実験データの蓄積が要請されている。

第1壁表面とイオンまたは中性粒子との相互作用のうち、Tが直接関与するものとしてスパッタリング、吸着、材料との化学反応などが考えられる。特に化学的スパッタリングは、いろいろな化学反応との複合過程であり、かなり複雑なものとなる。

第1壁をたたく粒子の $\frac{1}{2}$ は荷電交換した中性粒子、 $\frac{1}{2}$ は拡散した冷プラズマ($\sim 10\text{ eV}$)と予想され、中性粒子のエネルギー分布は300 eV付近に極大を有すると計算されている⁽²¹⁾。またBohadanskyらは⁽²²⁾、いろいろな材料に陽子を照射した際に得られたスパッタリング収率を報告している(第3図)。これによると、原子番号の小さい元素からなる材料(プラズマ中の不純物の許容量は軽元素ほど高く、プラズマにとって有利な材料である)に対するしきい値は数100 eVより低いところにある。したがって、数100 eVの領域にお

けるTと材料との化学反応あるいは化学的スパッタリングは、第1壁表面での相互作用を考える上で重要である。

第3図 いろいろな材料の陽子に対するスパッタリング収率

このような立場からユーリッヒ核研究所の Stöcklin らは、 $^3\text{He}(n, p)\text{T}$ 反応で生成するTと黒鉛との反応、あるいは化学加速器によって加速したT原子(~ 0.3 eV)と黒鉛との反応について研究している⁽²³⁾⁽²⁴⁾。黒鉛の温度によってTのたき込まれる割合が変化する、一度黒鉛中に取り込まれたTは、 $1,000^\circ\text{C}$ に加熱しても約20%が残留するなどの結果を得ている。これらの結果の解釈にあたって、黒鉛中でのC-T結合の

第4図 メタン生成率の温度依存性

存在が考えられている。

原研の曾根らは⁽²⁵⁾、マイクロバランス、円筒型オージェ電子分光器および四重極質量分析計を備えた超高真空実験装置を用い、Mo および熱分解黒鉛のスパッタリング収率を、陽子エネルギーが $0.1\sim 6$ keV の範囲で測定した。この実験中、 $\text{H}^+(1\text{ keV})$ で黒鉛を衝撃したとき、化学的スパッタリングによるメタンの収率に温度依存性があり、 500°C 付近に収率のピークがあることを見出した。米国の Smith らは同様に、 5 keV の H_2^+ で白金に蒸着した黒鉛(厚さ $400\sim 600\text{ \AA}$)を衝撃し、第4図のような結果を報告している⁽²⁶⁾。黒鉛表面におけるメタンの生成機構についてもいろいろ議論されている⁽²⁷⁾。今後、 1 keV 以下のイオンや中性粒子についても、化学的スパッタリングの研究の進展が期待される。

V. 核融合炉燃料給排気系のトリチウム循環回収

トリチウムを使用する核融合装置には、米国で建設中の TFTR(Tokamak Fusion Test Reactor)、ユーラムの JET(Joint European Torus)があるが、これらはいずれも核融合臨界条件の達成を目指した前駆的な装置であるので、核融合炉燃料給排気系のT循環回収システムに代わって燃料供給系、T廃棄物捕集系を装備しているに過ぎない⁽²⁸⁾。

最近米国ではロスアラモス科学研究所から TSTA(Tritium Systems Test Assembly)⁽²⁹⁾、マウンド研究所から TSTF(Tritium Systems Test Facility)⁽³⁰⁾、サンジア研究所から TSTF⁽³¹⁾等の建設計画が相次いで報告された。これらの施設はいずれも核融合実験炉の建設に先立ち、あらかじめ実験炉の燃料給排気系を模倣したモデルの役割を荷ったものである。

TSTA で計画されている主要な研究項目には次のようなものがある。すなわち

- (1) 核融合炉燃料サイクル実証試験
- (2) 核融合計画におけるT取扱い装置の開発試験と評価
- (3) 環境および作業区域における人の防護システムの開発と試験
- (4) 工業化の可能な施設仕様の確定
- (5) 各コンポーネントの長期間使用時の信頼性実証
- (6) 長期間使用時のTの安全取扱い、特にTを放出しないシステムの実証
- (7) 通常時、保守時、緊急時の燃料サイクルの応答

と環境への影響、特に密封性の研究と評価
第5図にTSTAのトリチウム・フローを模式的に示す。

第5図 TSTA プロセス・システムのフロー概念図

プラズマ排ガスは模擬トラスに注入した燃料Tと、これに人工的に添加した不純物との混合物である。主要システムは真空系、輸送ポンプ、燃料精製系、同位体分離器、燃料調整系等よりなる。補助システムとして燃料貯蔵器、T廃棄物処理システム、緊急時T除去システム、モニタ、計量管理装置、ガス分析装置、安全防護用具、中央制御装置等が含まれる。

真空系のコンダクタンスを低下させずに、効率よく不純物を分離するための燃料精製装置として、多段式熱交換器冷凍システム、低温蒸留法による小型の同位体分離システム等が組み込まれている。

この研究施設は、在来の米国のT製造やT廃棄物処理、その他のT取扱い技術をもとにして設計され、1981年運転開始をめざして施設の整備が進められている。

Ⅶ. トリチウムの製造

核融合炉はブランケットでTを増殖するので、核融合炉独自の燃料サイクルが成立すると考えてよい。しかし、たとえT増殖比が1を超えとしても、初装荷Tだけは核融合以外のT源から供給しなくてはならない。初装荷量は設計例によりまちまちであるが、数kgに達する可能性のあることはすでに記した。

人工的にTを生成する原子核反応はいろいろあるが、その多くは反応断面積が小さく、Tの製造に利用される反応は3~4種に限定される。これらには

などがある。 ${}^6\text{Li}$ の熱中性子反応は発熱反応で、反応断面積が大きい。重水素の熱中性子捕獲反応断面積は

きわめて小さい(0.0005 b)が、減速材として大量の重水を用いる重水炉では、運転中にTが蓄積する。その値はおおよそ6 MCi/1,000 MW・yr程度とみられている。

3核分裂反応で実用上重要なT源は原子炉燃料で、T生成率は熱中性子炉で燃焼率が20,000 MWd/tのとき327 Ci/ ${}^{235}\text{U}$ -t, 440 Ci/(${}^{235}\text{U} + {}^{239}\text{Pu}$)-tと見積られている。

${}^6\text{Li}$ の熱中性子反応を利用するT製造では、ターゲット物質として ${}^6\text{LiAl}$ が実用化されており、重水炉を利用して製造が行われている。これは ${}^6\text{LiAl}$ が化学的にも照射にも安定で、熱伝導性が良く、長寿命の放射性副生成物を生じないなど多くの利点を有するためである。照射した ${}^6\text{LiAl}$ からのTの回収も容易である。第6図に、JRR-4で照射した ${}^6\text{LiAl}$ を加熱してTを抽出した例を示す⁽³²⁾。

第6図 中性子照射した ${}^6\text{LiAl}$ からのT放出

トリチウムは500°C付近でターゲット物質から分離される。 ${}^6\text{LiAl}$ をターゲット物質として用いるT製造フローシートを第7図に示す。ターゲット物質から抽出されたTを含むガスの組成は第2表のようになるがこれを金属Uで精製したのちゲッターで捕集する。

第2表 マルクトール・センターで製造されるトリチウム組成

成分	Li-Al合金の溶融で発生する気体の組成	中間精製品の組成	最終製品の組成
T ₂	30%	85~90%	99.3~99.5%
HT	2~3%	5~10%	0.05~1%
DT	?	?	500~1,000 ppm
He	66%	—	?
N ₂	200~500 ppm	≤50 ppm	100~300 ppm
CT ₄	200~500 ppm	≤50 ppm	≤200 ppm
CO ₂	50~100 ppm	≤50 ppm	≤20 ppm
CO	—	≤50 ppm	—
O ₂	20 ppm	≤20 ppm	≤20 ppm

第 7 図 ${}^6\text{LiAl}$ をターゲット物質とする T 製造フローシート

${}^6\text{LiAl}$ の加熱により発生する粗製 T_2 中には, CO や N_2 のような不純物が含まれる。また, T も一部は T_2O や CT_4 のような化合物の形で検出される。そこで不純物を除去し, T 化合物を分解して T_2 に変換する必要がある。これには金属 U に T を含む粗製ガスを通じて精製する。

ゲッターによる T の捕集においても U が効果的である。これは

の可逆反応によるが, 平衡状態にある U 粉末上の T_2 蒸気圧 P は $450 \sim 650^\circ\text{C}$ において

$$\log P(\text{Torr}) = -4,468/T + 9.46 \quad (12)$$

ここで, T : 絶対温度
の関係にある⁽³³⁾。水素の吸収速度は 225°C に極大値を有し, 常温 $\sim 200^\circ\text{C}$ で水素を吸収させる。

トリチウムを含む水素ガスを, He と残留する極微量の不純物から分離するためには, Pd-Ag 管による拡散法が利用できる⁽³⁴⁾。最終的には同位体分離して水素を除去する。

原研では軽水炉を利用し, ${}^6\text{LiAl}$ ターゲットによる T 製造技術の開発を進めている。軽水炉の場合には, 特に照射中に T が冷却材へ漏洩することを低減する必要があり, ターゲット物質の製造, 特に被覆やキャプセリングを工夫しなくてはならない。また T 回収時の環境安全の立場から, システムの T 漏洩率を極力低くするとともに, セル雰囲気中にごく微量漏洩する T も専用の除去装置を設けて, スタックから放出する T 量を低減しつつ開発を進めている。

トリチウムの製造に呼応して T 測定技術についても研究が進められており, 比例計数法, 液体シンチレーション計数法, イオン電離箱法と並んで四重極質量分析計による測定技術の開発が行われている。

VII. ま と め

以上核融合炉の開発に関連し, T 化学がかかわる課題を簡単に紹介してきた。本稿を終るにあたって, 本文中にも記したが T 廃棄物処理処分に関する研究の重要性を一言強調しておきたい。トリチウムを使用すれば, 多かれ少なかれ T を含んだ廃棄物が排出されることは止むを得ない。ガス中の T は水に転換してモレキュラシープ上に固定することが可能であるし, 液体廃棄物も同位体濃縮をすれば発生量を極力少なくすることが可能と思われる。そこで最終的に T を強力に固定する素材あるいは方法を開発し, 大量 T の使用を容易にすることが核融合研究にとって必要であり, T 化学の研究者にとっても有意義な研究課題ではないかと思う。この方面の研究が盛んになることを望んでやまない。

— 参 考 文 献 —

- (1) 塩川孝信, 吉原賢二: 原子力誌, 20(6), 385 (1978).
- (2) 那須昭一, 倉沢利昌: 同 上, 20(5), 329 (1978).
- (3) Westinghouse Corp.: WFPS-TME-004, (1975).
- (4) HAISSINSKY, M.: "Nuclear Chemistry and Its Applications", p. 245 (1964), Addison-Wesley Publ.
- (5) ROGERS, J.D., BRICKWEDDLE, F.C.: J. Chem. Phys., 42, 2822 (1965).
- (6) MITTELHAUSER, H.M., THODOS, G.: Cryogenics, 4, 368 (1964).
- (7) GRILLY, E.R.: J. Amer. Chem. Soc., 73, 843 (1951).

- (8) EVANS, E.A.: "Tritium and its Compounds", (2nd ed.), (1974), Butterworth.
- (9) 迫 淳: "核融合炉研究の進歩と動力炉開発への展望", 原子力学会「核融合炉調査」研究専門委(編), p 480 (1976).
- (10) 同上: 同上, p 23.
- (11) SAKO, K., et al.: *JAERI-M* 5502, (1973).
- (12) 平岡 徹: *JAERI-M* 5147, (1973).
- (13) WOLFGANG, R.: *Ann. Rev. Phys. Chem.*, **16**, 15 (1965).
- (14) WEXLER, S.: "Actions Chimiques et Biologiques des Radiations", Vol. 8, p. 105 (1965), Masson.
- (15) URCH, D.S.: *Int. Rev. Sci., Inorg. Chem. Ser. Two*, **8**, p. 49 (1975), Butterworth.
- (16) KUDO, H., TANAKA, K.: *Radiochem. Radioanal. Lett.*, **23**, 57 (1975).
- (17) KUDO, H., et al.: *J. Inorg. Nucl. Chem.*, **40**, 363 (1978).
- (18) NASU, S., et al.: *J. Nucl. Mater.*, **68**, 261 (1977).
- (19) OWEN, J.H., RANDALL, D.: *CONF-750989*, Vol. II, J-3 (1976).
- (20) GUGGI, D., et al.: *Proc. 9th Symp. Fusion Technology*, Garmisch-Partenkirchen, (1976).
- (21) MEUSE, A.T.: ORNL ERP Design.
- (22) BOHADANSKY, J., et al.: 前出(20).
- (23) STÖKLIN, G., et al.: *J. Nucl. Mater.*, **63**, 749 (1976).
- (24) FLASKAMP, K., et al.: *Int. Symp. Plasma Wall Interaction*, Jülich, (1976).
- (25) 曾根和穂, 他: 真空, **20**, 136 (1977).
- (26) SMITH, J.N. Jr., MEYER, C.H. Jr.: *J. Nucl. Mater.*, **76-77**, 193 (1978).
- (27) BALOOCH, M., OLANDER, D.R.: *J. Chem. Phys.*, **63**, 4772 (1975).
- (28) Westinghouse Corp.: *WEPS-TME-005*, (1975).
- (29) ANDERSON, J.L., SHERMAN, R.H.: *LA-6855-P*, (1977).
- (30) CAFASSO, F.A., et al.: *MLM-2500*, (1978).
- (31) ANDERSON, G.W., et al.: *SAND-76-8053*, (1976).
- (32) 山口康市, 他: 原子力学会昭52分科会予稿集(II), K27, (1977).
- (33) MUELLER, W.M., et al.: "Metal Hydrides", (1968), Academic Press.
- (34) HOLLECK, G.L.: *J. Phys. Chem.*, **74**, 503 (1970).

○第16回日本伝熱シンポジウム○

前号(No. 11, p 782)既報の標記シンポジウムの募集要領が下記のとおり一部修正されましたので、ご留意願います。

二相流のセッションの発表形式をポスター形式(発表者は数人が1室で、それぞれ5分間講演発表し、その後、発表要旨を数枚のポスターで約1時間展示し、その間、一般出席者の討論および発表者相互の自由討論を行う)とします。プログラムについては、準備委員会にご一任願います。ポスター形式の詳細は、後日、各講演者宛ご案内いたします。

○第15回衛生工学研究討論会○

主 催 土木学会

期 日 1月26日(金), 27日(土)

会 場 宮崎県立図書館(大ホール) 宮崎市橋通り東1-9
研究発表(28件), 特別講演(1件), (聴講自由)
問合せ先 土木学会衛生工学委員会 (Tel. 03-355-3441)

第3回シンポジウム・「イオン源とその応用」

主 催 電気学会電子装置研

協 賛 本会「重イオン研究」特別専門委, ほか

会 期 2月19日(月)~22日(木)

場 所 都立産業会館(大手町館) 千代田区大手町1-1

参加費 (講演論文集含む)

会員 5,500円, 会員外 6,000円

(参加費は若干変更になりました)

プログラム

理論と基礎現象(5件), プラズマ化学(4件), イオンブレーティング, エビタキシー, エッチングなど(12件), イオン源(16件), 表面分析(9件), 質量分離, 核融合, 相対論的ビーム, 宇宙推進機関, 加速器など(12件), イオンビームの輸送と検出(3件)

なお, プログラムは本会事務局にあります。

「和文誌」・「欧文誌」各専用

◇合 本 ファ イ ル◇

簡単な操作で自由に入替えできるファイルです。布装幀で、金文字の和文、欧文の各誌名が入った美麗・堅牢なもの。

1冊 ￥400円(〒200円)

核融合研究の進歩と

動力炉開発への展望

(「核融合炉調査」研究専門委編)

好評発売中!!

B5判, タイポオフセット印刷, 575p.(1976.8.)

定価 8,000円(会員特価 6,000円), 〒300円

内容詳細は本誌Vol.18, No.7(p.469)参照。