

# 核融合エネルギー開発とトリチウム理工学研究

大学共同利用機関法人自然科学研究機構 核融合科学研究所 田中 将裕

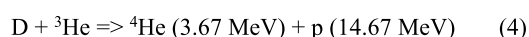
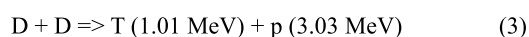
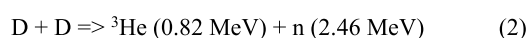
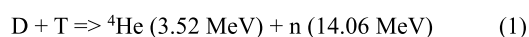
## 1. はじめに

18世紀に興った産業革命以降、科学技術の進歩により生活の質は向上した。しかし、20世紀に入ると、産業活動による弊害としてさまざまな公害の発生、国境を超えて移動する大気汚染物質や酸性雨問題、温室効果ガスによる地球規模の温暖化、フロンガスによるオゾン層破壊など、多くの問題が顕在化した。また、生活や産業を支える資源の枯渇や偏在性も、大きな課題として注目されるようになった。これらの問題を解決するため、科学技術は日々進歩しているが、一つの技術ですべての問題を解決することは難しく、多様性のある研究開発が肝要である。ここでは、新しいエネルギー源の一つとして、核融合エネルギー開発の現状を紹介するとともに、その実現に不可欠なトリチウム研究について核融合科学研究所で行われている研究開発を中心に概説する。

## 2. 核融合炉開発の進展と現状

核融合は軽い元素同士が融合してより重い元素に転換する核反応である。特殊相対性理論によれば質量とエネルギーは等価であり、核融合反応前後の質量欠損 ( $\Delta m$ ) により大きなエネルギー ( $\Delta mc^2$ ) が放出される。太陽など恒星のエネルギー源が核融合反応であることはよく知られている。太陽の中心では水素の原子核である陽子 (proton: p) 4個が核融合反応を起こし、ヘリウム ( $^4\text{He}$ ) を生成している。核融合反応を持続するためには、高い温度の粒子 (イオン) を、一定の空間に閉じ込めることが必要である。太陽は大きな質量を有するため、重力により粒子を閉じ込めて核融合反応を持続している。しかし、地球上では太陽のような大きな重力を利用することはできない。そこで、慣性力や電磁力を用いた閉じ込め手法が提案されている。これまでにレーザー光や荷電粒

子ビームを用いた慣性閉じ込め核融合方式と、磁場を用いる磁場閉じ込め核融合方式の主に2つの方法で研究開発がすすめられている。これらの方式で利用する核融合反応として主に次の4つが検討されている。



ここで、Dは重水素 (deuterium)、Tは三重水素 (tritium)、nは中性子 (neutron)、Heはヘリウム ( $\alpha$ 粒子) である。第一世代の核融合炉では、図1に示すように低温 (ここでは数十 keV のこと) でも高い核融合反応率を有するD-T反応 (反応式(1)) の利用を想定している。このような核融合反応を効率よく行うために、物質の第4状態であるプラズマが用いられる。核融合装置では真空容器の

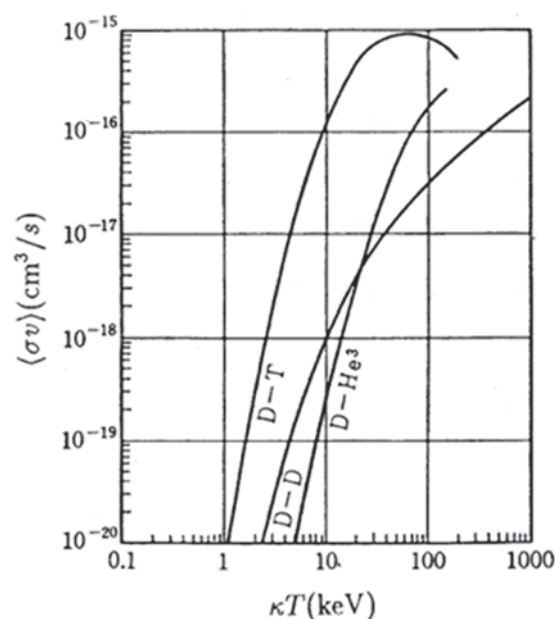
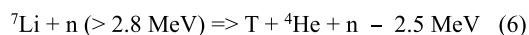


図1 熱平衡状態にあるD-T, D- $^3\text{He}$ , D-Dの核融合反応率: 横軸は温度に相当する,  $1\text{eV}=11600\text{K}$

中で生成したプラズマを一定の空間に閉じ込めて高温に加熱し、熱運動によるイオン間の衝突現象を利用して核融合反応を起こさせる。核融合の燃料となる重水素は、水素（水）中に約 150 ppm 含まれており、海水から回収して利用できる。一方で、トリチウムは半減期 12.3 年で  $\beta$  線（最大エネルギー: 18.6 keV）とニュートリノを放出して  $^3\text{He}$  に崩壊する放射性同位元素である。天然に存在するトリチウムは、主に宇宙線と大気との相互作用で生成されている。宇宙線による生成量と放射壊変量がバランスしており、地球上のインベントリは 1~1.3 EBq（ $\sim 3$  kg）程度と見積もられている<sup>1)</sup>。天然起源のトリチウムが地球全体に均等に分布すると水素との同位体比率はおおよそ  $10^{-18}$  となるため、核融合炉の燃料として回収利用することは難しい。そこで、反応式(1)で生成される中性子と Li（リチウム）との次に示す核反応を利用して核融合炉内でトリチウムの増殖を行う。



反応式(6)は吸熱反応であること、反応の閾値エネルギー ( $>2.8\text{MeV}$ ) があるため、発電炉を鑑みると反応式(5)を利用することが望まれる。 $^6\text{Li}$  の天然存在比は約 7.5% であり、核融合炉システム内でのトリチウム増殖比 (TBR, Tritium Breeding Ratio) を鑑みると  $^6\text{Li}$  の濃縮 (リチウム同位体分離) が要求される。現在、リチウム資源の確認埋蔵量はおおよそ 1000 万 t とされている。リチウムは大陸内塩湖・かん水などから採取されるため、資源の偏在性がある。しかし、海水中には 0.1-0.2 mg/L 程度のリチウムが含まれており、海水からリチウムを回収できれば、2500 億 t に相当するリチウム資源を利用することができる<sup>2)</sup>。

反応式(1)と反応式(5)から核融合システム内の反応は次のように集約される。



従って、核融合炉では燃料として重水素とリチウムを使用し、核融合反応によりヘリウムが生成されることを意味する。重水素とリチウムは海水から得られる資源であるため、核融合炉が実現すれば資源の偏在性が少なく、

ほぼ無限のエネルギー源として利用することができる。

核融合炉開発は、当初は英国、ソ連（現在のロシア）、米国の秘密研究として行われていたが、1950 年代には秘密研究が解除され、その後様々な方式が試された。現在は慣性閉じ込め方式のレーザー核融合装置と、磁場閉じ込め方式のトカマク型やヘリカル型核融合装置を用いた研究が精力的に行われている。それぞれ閉じ込め方式は異なるが、高温高密度プラズマ物理の理解を共通の学術対象として研究開発が進められている。1990 年代には、トカマク型装置である欧州の JET (Joint European Torus) と日本の JT-60U (JAERI Tokamak-60 Upgrade) で臨界プラズマ条件（外部からの入力エネルギーと核融合反応出力が等しくなる条件）が達成され<sup>3),4)</sup>、米国の TFTR (Tokamak Fusion Test Reactor) や前述の JET では、数 g のトリチウムを使用した D-T プラズマ実験によってそれぞれ 10 MW、16 MW の核融合出力が得られた<sup>5),6)</sup>。1990 年代末からは、超伝導コイルを用いた大型装置が稼働を始めた。1998 年に日本ではヘリカル型装置の LHD (Large Helical Device) が稼働し、2000 年代以降では、アジア地区でトカマク型である KSTAR (Korea Superconducting Tokamak Advanced Research、韓国)、EAST (Experimental Advanced Superconducting Tokamak、中国)、SST-1 (Steady state Superconducting Tokamak、印度)、2015 年には独国内でモジュラー型装置である Wendelstein7-X が運転を開始した。さらに、2019 年の稼働を目指して、JT-60U を超伝導コイル化した JT-60SA (JT-60 Super Advanced) が建設中である。これらの研究成果をもとに、米国のローレンス・リバモア国立研究所では大型レーザー核融合装置として国立点火施設 (NIF, National Ignition Facility) が稼働し、DT 燃焼実験を始めている。磁場閉じ込め方式では、7 つの国と地域（日、欧、米、露、印、韓、中）が参加する国際協力による国際熱核融合実験炉 (ITER, International Thermonuclear Experimental Reactor) が、2020 年代の運転開始を目指して仏国 カダラッシュで建設が進められている。ITER ではサイト内に数 kg のトリチウムを保有する計画である。

実験炉に続く発電原型炉の実現に向けた設計開発の観点からは、工学的な開発要素として超伝導コイル開発、低温技術開発、構造材料開発、トリチウム増殖・放射線

遮へい・熱交換を目的とした増殖ブランケット開発、そしてトリチウム理工学関連の幅広い研究開発が必要とされる。本稿では、核融合科学研究所（以下、NIFS）で行っている大学・研究機関との共同研究を中心としたトリチウム理工学研究について報告する。

### 3. 核融合開発におけるトリチウム理工学研究

核融合開発におけるトリチウム理工学研究では、炉心プラズマを対象とする大量トリチウム取り扱い技術から、施設周辺でのトリチウム環境影響評価やトリチウム生体影響評価まで、20 桁に渡る濃度範囲を研究対象とする。核融合炉におけるトリチウムシステム概念図を図2に示す。大量トリチウム取り扱いでは、燃料サイクルシステムとして、真空排気機器、排気ガス精製（不純物分解/水素回収）技術、水素同位体分離技術、燃料貯蔵技術、燃料供給システム、トリチウム増殖ブランケット関連技術の開発が求められる。また、トリチウム安全管理の観点から、施設内を対象としたトリチウム回収除去技術、トリチウム除染技術、トリチウム水処理技術、トリチウム計測技術、施設外のトリチウム影響評価手法、トリチ

ウムによる生物影響の研究が行われている。このようにトリチウムは核融合炉内のさまざまな場所に分散して存在しており、高濃度大量取り扱いと少量精密測定が共存する前例のない複雑なシステムである。NIFS だけでこれら全てを対象とした研究開発を行うことは不可能であり、大学・研究機関との共同研究を通じて、さまざまな研究課題に取り組んでいる。これまでに、高温型プロトン伝導体を用いた水素同位体ガス精製回収技術開発<sup>7-11)</sup>、低温吸着を利用した圧力スウィング吸着（PSA: Pressure Swing Adsorption）法による水素同位体分離技術開発<sup>12-21)</sup>、水電気分解法と化学交換法を組み合わせた CECE（Combined Electrolysis Catalytic Exchange）法によるトリチウム水処理技術開発<sup>22-24)</sup>、先進的な触媒/吸湿剤や高分子膜分離法を用いるトリチウム回収除去技術開発<sup>25-30)</sup>、環境トリチウム動態<sup>31-35)</sup>に関する研究に取り組んできた。ここでは、特にトリチウム安全取扱い技術開発、トリチウム環境動態研究について述べる。

#### 3. 1 トリチウム回収除去技術開発

トリチウムは放射性物質であるため、グローブボックスなどを用いた多重閉じ込め手法を適用し、密封されて

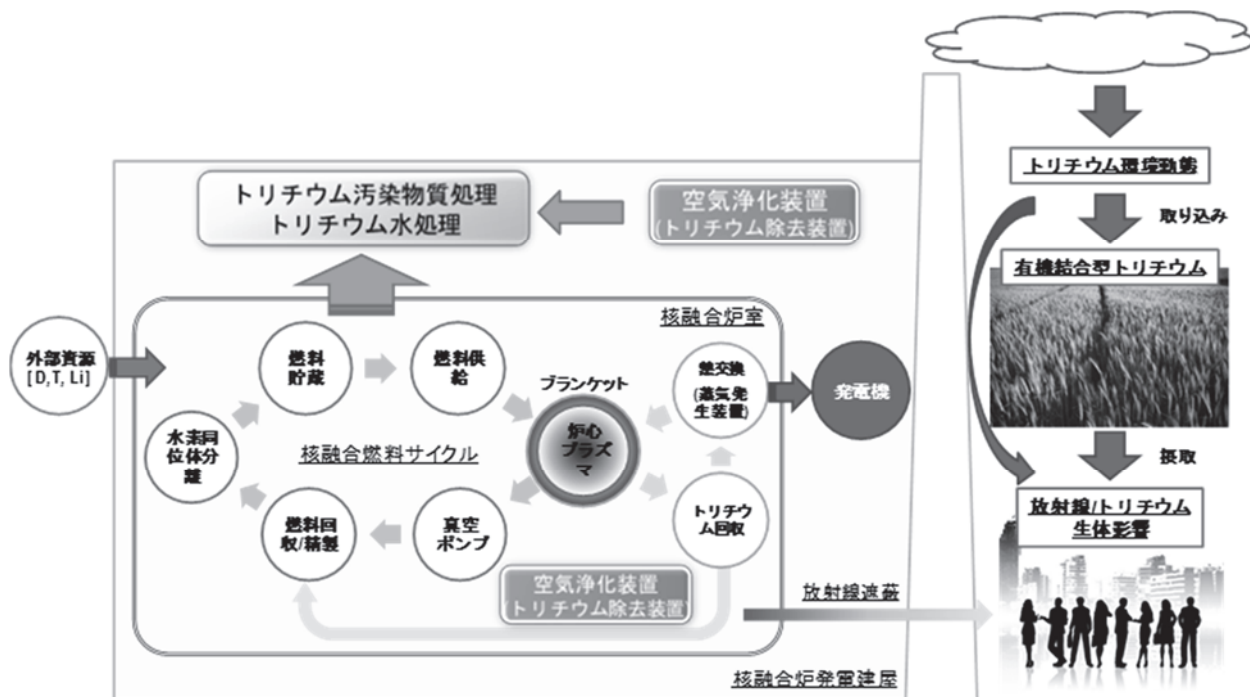


図2 核融合炉システムにおけるトリチウムシステム概念図

いない放射性物質として適切な安全管理体制のもとで扱わなければならない。しかし、トリチウムは透過性が高く、機器からの漏洩をなくすことは難しい。従って、事故時の対応を含めて、グローブボックスや建屋内に漏洩拡散したトリチウムを安全かつ迅速に回収処理する必要がある。特に、大型核融合施設の建屋内にトリチウムが漏洩した場合、処理すべき区画・室内の体積が数万 m<sup>3</sup>と大きくなることが予想される。このような処理量の増大に対処すべく、先進的なトリチウム回収除去技術開発に取り組んでいる。

### 3.1.1 低圧力損失型酸化触媒の開発<sup>19-23)</sup>

トリチウム取扱施設では、トリチウム回収除去システムとして、酸化触媒と吸着材を組み合わせた方法が用いられる。この手法では分子状トリチウム (HT) やトリチウム化炭化水素 (例えば CH<sub>3</sub>T) を触媒により酸化し、水蒸気状トリチウム (HTO) に転換して吸湿剤 (例えば、合成ゼオライト 5A 型) で回収する。従来のシステムでは、市販の触媒や吸湿剤が利用されており、直径数 mm の粒子状材料を使用している。従って、容器に充填すると流体抵抗 (圧力損失) が大きくなり、大量処理が難しくなる。そこで、低圧力損失型触媒/吸湿剤の研究を進めている。これまでに、ハニカム (モノリス) 形状の金属やセラミック多孔体などの担体に、白金やパラジウムもしくはその両方を含浸させた触媒を製作し、水素やメタンの酸化性能を評価した。粒子状触媒と比較すると、ハニカム形状を採用することで圧力損失を一桁低下できることを確認した<sup>29)</sup>。酸化性能評価では、合成空気 (窒素 79%、酸素 21%) に、濃度が約 0.1% となるように水素とメタンを添加し、体積速度を約 1.2 s<sup>-1</sup> として室温から 400℃ の温度範囲で実施した。触媒反応炉の入口と出口のガス組成をガスクロ装置で測定し、被処理ガスの濃度変化から反応速度を求めた。ここでは、CaO-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>・SiO<sub>2</sub>・TiO<sub>2</sub> の混合材をハニカム形状の担体に整形し、白金とパラジウムの相乗効果を期待して、同時に含浸させた試料と、個別に含浸させた試料 (パラジウムを添着後に白金を添着) を作成した。触媒の添着量は、各 1 g/L とし、合計で 2 g/L となるように調整した。比較評価のため、2g/L を添着した白金およびパラジウム触媒の酸化性能

も示している。図 3 に水素およびメタンの酸化速度のアレニウスプロットを示す<sup>26)</sup>。白金およびパラジウムの触媒評価結果から白金触媒は水素ガスの酸化性能に優れていること、パラジウム触媒はメタンの酸化性能に優れていることがわかる。一方、個別に含浸させた触媒では、後から添着した触媒 (ここでは白金触媒) の特性が顕著に現れた。また、同時に含浸させた触媒では、白金とパラジウムの両方の酸化特性が現れることがわかった。同時に含浸させることで、それぞれの触媒が単体表面に混在して均等に分散し、相乗効果により 2 つの特徴が同時に現れていると考えられる。各種ハニカム状触媒試料の酸化性能評価結果を基に、後述する化学形態別大気中トリチウム捕集装置など、酸化触媒を必要とする所内設備に適用し、10 年以上の使用実績を有している。特に金属型ハニカム担体は、酸化によって生じる水分を吸着せず、触媒温度を比較的低温で動作させるトリチウム捕集装置には最適である。

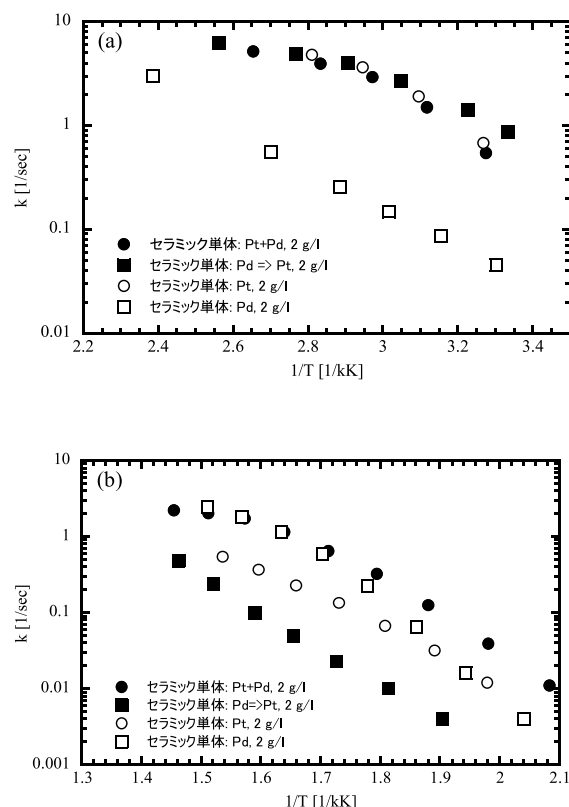


図 3 セラミックハニカム触媒の反応速度のアレニウスプロット：(a) 水素酸化性能、(b) メタン酸化性能

### 3. 1. 2 マイクロ波を用いた合成ゼオライトの迅速再生技術開発<sup>36,37)</sup>

トリチウム安全処理システムの水分回収手法として、吸湿剤（例えば、合成ゼオライト）が用いられる。合成ゼオライトは、分子ふるい現象による分子の弁別と、ファンデルワールス力による物理吸着、結晶中の金属カチオンによる静電引力によって水分子を吸着し、内部に保持することができる。その吸着容量は最大でも乾燥重量の20%程度であり、これ以上になると破過を起こす。そのため、定期的な加熱により水分を脱着して再生させなければならない。例えば、合成ゼオライトの場合、再生処理には250℃以上の温度で数時間保つ必要がある<sup>29)</sup>。しかし、長時間の高温処理は、吸湿剤の寿命を縮める。また、昇温/降温過程を含む再生処理の長時間化は、消費電力、プラント建設コストにも影響する。そこで、加熱手法を、従来の伝熱法に替えて、電磁波（マイクロ波）による水分の直接加熱法を適用すると、選択的かつ効率/迅速的な加熱が期待できる。マイクロ波照射による迅速・効率的な再生処理を目指し、基礎研究として導波管を用いたシングルモード共振器による吸湿剤の加熱手法を提案した。図4に評価に使用した装置の概略図および

装置写真、評価試料の外観を示す。2.46GHzのマグネトロン型発振器（~1kW）で生成されたマイクロ波は、導波管内を伝搬し、スリースタブおよびショートプランジャーにより試料とのインピーダンス整合を調整してキャビティ内の試料に照射される。試料へのマイクロ波吸収エネルギーは、方向性結合器により入射エネルギーと反射エネルギーを測定し、その差から求めた。評価試料は、水分を含んだハニカム形状の合成ゼオライト3A型である。評価では脱着した水分を装置外部へパージするため乾燥窒素ガスを1L/minで下部より導入した。試料をロードセルに吊るしてマイクロ波照射時の重量経時変化を、赤外線放射温度計により試料の表面温度を測定した。加熱モードは電場加熱（誘電加熱）である。評価結果を図5に示す。この評価では、わずか10分で合成ゼオライトから水分を脱着できた。この時、照射初期に温度が大きく上昇し、最高温度は244℃であった。伝熱手法による再生条件（>250℃、数時間）と比較すると、より低温・短時間で処理できることを示した。また、試料の重量はマイクロ波照射開始から減少し、ピーク温度を超えると、重量変化が一定となり水分が脱着されたことを示している。脱着後はマイクロ波の吸収エネルギー量も定常となった。このことから、マイクロ波エネルギーは吸着水分

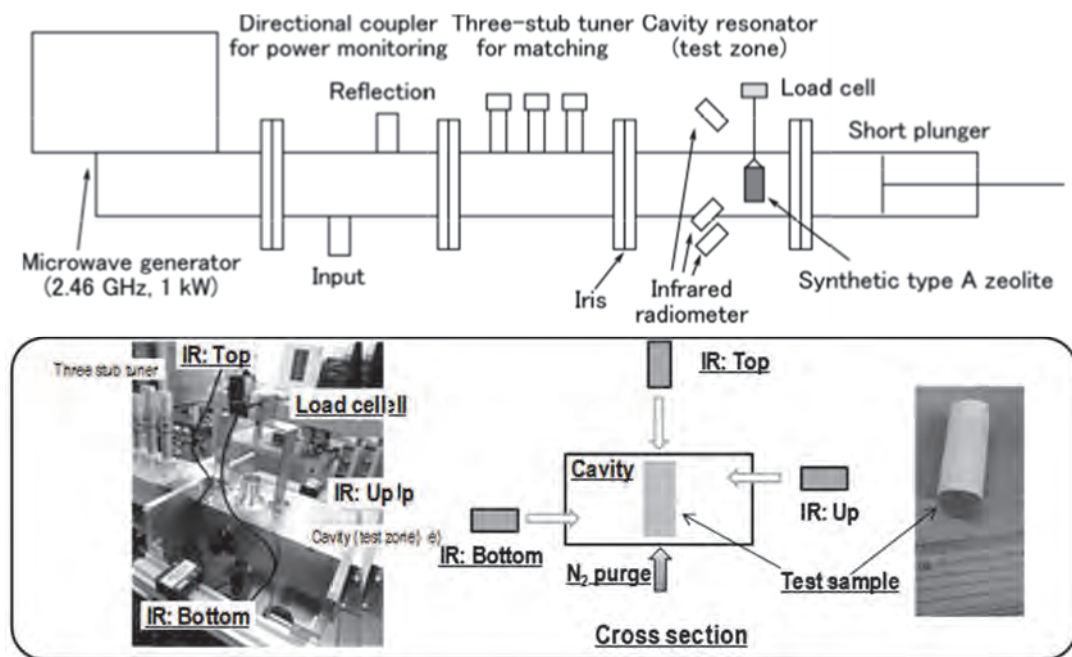


図4 シングルモード共振加熱装置と外観写真および評価試料外観

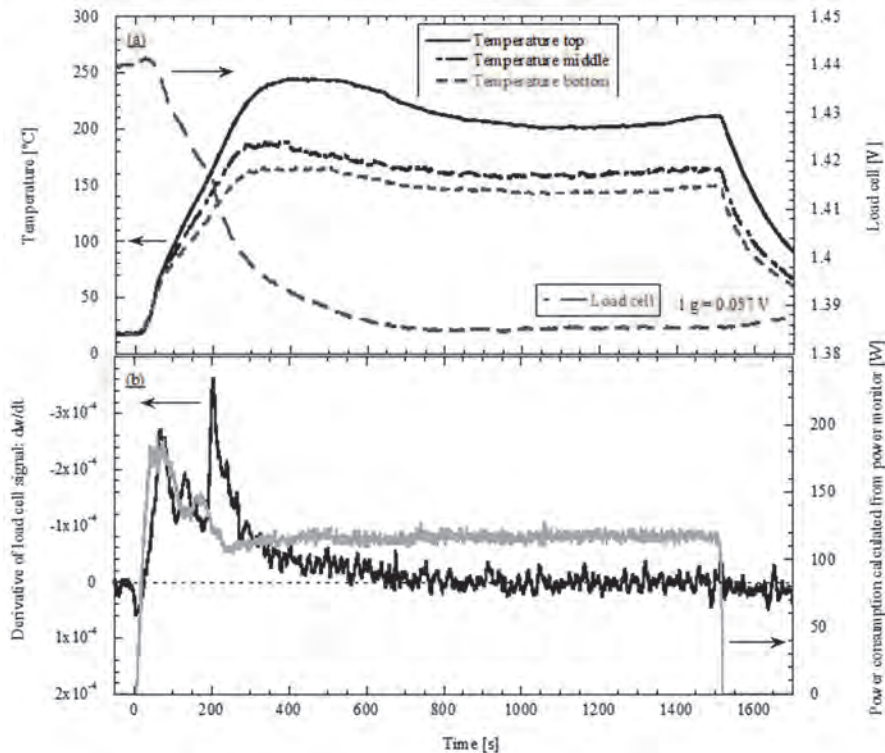


図5 マイクロ波照射による加熱再生試験結果

に選択的に吸収されて、吸湿剤から水分が脱着したことを示唆している。一方で、脱着を終えた後もマイクロ波エネルギーの吸収が観測され、試料の温度が維持されていることから、合成ゼオライトにもマイクロ波エネルギーが吸収され温度が上昇することで、相乗効果により再生処理が促進されたと考えられる。

誘電加熱によるマイクロ波吸収エネルギー ( $P$ ) は次の式で表される。

$$P = 2\pi f \cdot E^2 \cdot \epsilon_0 \cdot \epsilon' \cdot \tan \delta \quad (8)$$

ここで、 $f$ はマイクロ波の周波数、 $E$ は電場強度、 $\epsilon_0$ は真空の誘電率、 $\epsilon'$ は比誘電率、 $\tan \delta (= \epsilon'' / \epsilon')$ は誘電正接、 $\epsilon''$ は誘電損率を示す。図6に合成ゼオライトと水分の比誘電率、誘電損率、誘電正接の周波数依存性を示す。図6から 2.5GHz 付近では水分が高い比誘電率を持つことがわかる。一方、ゼオライトは水分と比較すると低い比誘電率ではあるが、マイクロ波エネルギーは吸収できることを意味している。従って、マイクロ波照射の初期段階では、水分に選択的にマイクロ波が吸収され、脱着後にはゼオライトがマイクロ波エネルギー吸収の担い手になっていると推測される。

### 3. 2 トリチウム環境動態研究

地球上に存在するトリチウム源には、天然起源と人工起源とがある。天然起源のトリチウムは、主に大気上層での高エネルギー宇宙線(中性子や陽子)と空気( $^{14}\text{N}$ ,  $^{16}\text{O}$ )との核反応、核粉碎反応により生成すると考えられている。宇宙線によるトリチウム生成率は、およそ  $0.20 \text{ atom/cm}^2/\text{sec}$  と推定されており<sup>38)</sup>、年間生成量は約 72 PBq となる。地球全体のトリチウム保持量は、トリチウムの放射壊変による減少量とバランスしており、1~1.3 EBq (約 3 kg) と推測されている。一方、人工的なトリチウム源としては、1945年~1980年に行われた大気圏内核実験が挙げられる。そのトリチウム放出総量は 186 EBq と推定されている<sup>1)</sup>。現在、自然環境中に存在するトリチウムの大部分は核実験の影響と考えられる。その他に原子力発電所や再処理工場でもトリチウムが発生しており、施設管理規程を満たせば施設から環境へ放出される。1995年からの3年間に、全世界の原子炉施設および再処理工場から、気体として放出されたトリチウムの総量は、およそ 43 PBq と推定されている。核融合炉ではトリチウムの定常的な放出を想定しており、現状の原子

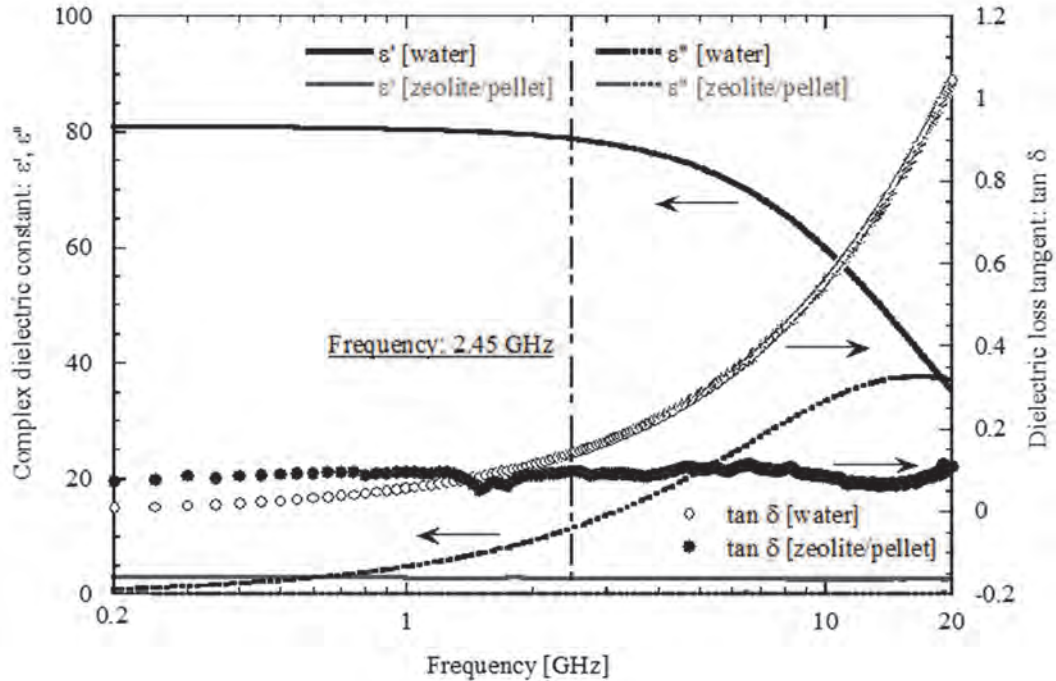


図6 合成ゼオライトと水分の比誘電率、誘電損率、誘電正接の周波数依存性

力施設からの放出に加わり環境へのトリチウム放出量は多くなると考えられる。核融合炉の開発を進める中で、現在のバックグラウンドレベルや変動を把握し、施設周辺のトリチウム監視手法の確立、緊急時のトリチウム拡散評価、環境中のトリチウム挙動を明らかにすることが重要となる。

### 3. 2. 1 化学形態別大気中トリチウム濃度の観測<sup>31-35)</sup>

大気中では、主に水蒸気 (HTO)、水素 (HT) および炭化水素 (例えば CH<sub>3</sub>T) の化学形態で存在すると考えられ、施設からの排気規制値も化学形毎に規定されている。大気中トリチウムの化学形態を弁別して測定するため、化学形態別大気中トリチウム捕集装置が使用されている<sup>33)</sup>。装置を構成する各機器は直列に接続され、初めに冷却凝縮器と吸湿材を用いて大気中の水分 (HTO) を捕集する。次に、水素成分 (HT) を白金を添着した金属ハニカム触媒で酸化して水 (HTO) の化学形態に転換したのち吸湿材で捕集する。大気中の水素の存在比は 0.5 ppm 程度<sup>39)</sup>と極めて低いため、無トリチウム水を電気分解して得られる水素ガスを担体として酸化触媒前段に添加し、測定に必要な水分量を確保する。最後に、メタン

成分 (CH<sub>3</sub>T) を 300℃以上に加熱したパラジウム触媒で酸化し、吸湿材で捕集する。大気中のメタン存在比も 1.7 ppm 程度<sup>40)</sup>と僅かであるため、トリチウムを含まないメタンガスを担体として触媒前段に添加して、必要な水分量を確保する。捕集した各試料水を吸湿材から加熱回収し、低バックグラウンド型液体シンチレーション計数装置でトリチウムを定量し、大気中トリチウム濃度に換算する。土岐地区で測定されている環境中トリチウム濃度の平均値(2004年-2012年)は、おおよそ HTO 6.2 mBq/m<sup>3</sup>, HT: 8.2 mBq/m<sup>3</sup>, CH<sub>3</sub>T: 1.2 mBq/m<sup>3</sup>である<sup>35)</sup>。観測された HTO と HT には季節変動が見られた。HTO は大気中水分量に大きく影響を受けるため、夏場に高く、冬場に低くなることがわかっている。HT の季節変動要因は明らかとなっていない。そこで、大気挙動が研究されている水素との関連に着目し、観測地点にもっとも近い韓国での大気中水素濃度測定データをもとに比放射能を計算した。その結果を図7に示す。水素とトリチウムの比較から、両者の間には明確な相関が見られなかった。これは、大気中トリチウムが大気中水素と異なる挙動、もしくは異なる発生源であることを示唆している。今後は、土岐地区で大気中トリチウム観測と同時に大気中水素濃度観測も行って詳細な相関データを測定するとともに、環境中

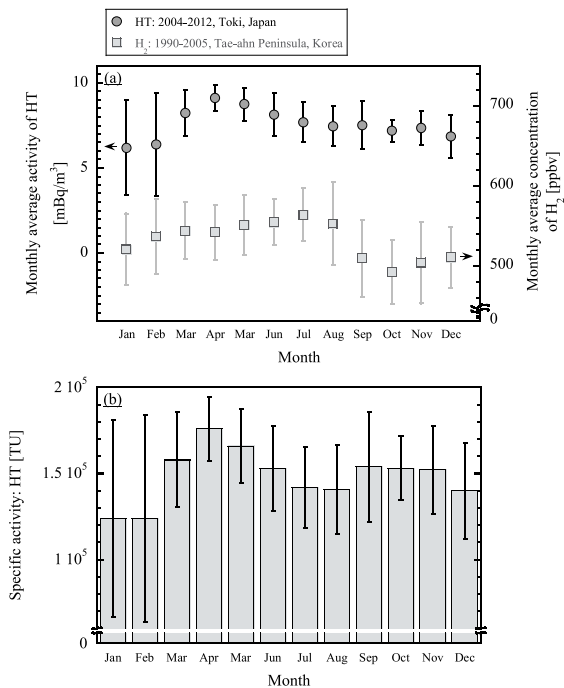


図7 (a)土岐地区におけるHT月平均濃度(2004-2012)と韓国における大気中H<sub>2</sub>月平均濃度(1990-2005)、(b)月平均データを用いたHTの比放射能の月平均値

の挙動が知られている多様な放射性核種を利用したマルチトレーサー手法も取り込みながら大気中トリチウムの起源を明らかにすることを目指している。

### 3. 2. 2 有機結合型トリチウムの新しい前処理手法の提案<sup>41)</sup>

環境中に存在するトリチウムは、水素分子状 (HT) もしくは水状 (HTO) の化学形態で存在する。HTO は、水 (HTO) として植物に取り込まれ、光合成により二酸化炭素とともにグルコースなどの炭水化物になる。さらにセルロースなどの構成物に転換され植生中に取り込まれていく。このように有機化合物中の水素と置き換わったトリチウムは、有機結合型トリチウム; OBT (Organically Bonding Tritium) と呼ばれる。これが体内に取り込まれた際の体内滞在時間、すなわち生物学的半減期は水状トリチウムに比べて長い。通常、水素形のトリチウムは、呼吸によって肺に入っても体内に取り込まれず吐出される。水状トリチウムは体内に取り込まれやすく全身に分布する。その半減期は 8~10 日程度とされる。一方、OBT

は栄養分として体内に蓄積し、徐々に消費されるため生物学的半減期は 30 日またはそれ以上とされる。

植物に関連する OBT を詳細に分類すると、TFWT (組織自由水: Tissue Free Water Tritium)、交換型 OBT (OH, COOH, NH<sub>2</sub>, etc)、非交換型 OBT の 3 つに分けられる。TFWT は乾燥操作により回収測定できる。一方、OBT は有機物として結合しているため乾燥操作では回収できない。そこで OBT を分析する代表的な測定方法として以下の 2 つが行われている。

- ・希ガス質量分析法
- ・真空乾燥/燃焼法+液体シンチレーション測定法

前者は、トリチウムの壊変により生成される <sup>3</sup>He を検出対象として測定を行う。トリチウムの放射崩壊を待たなければならないため、装置の検出下限値に合わせて数週間から数ヶ月の間、試料を密封保管する必要がある。また、希ガス質量分析装置は、液体シンチレーション計数装置よりも高価であり購入するためのハードルが高い。そのため、通常の分析方法は後者である。真空乾燥/燃焼法では、初めに植物を乾燥させて水分 (TFWT に相当) を分離回収したのち、次に乾燥物を燃やして発生する水蒸気成分 (OBT に相当) を捕集し、液体シンチレーション計数装置で測定する。試料の真空乾燥から燃焼処理を行うのに数週間を要する。そこで水分に対する加熱の有用性が見出されているマイクロ波を用いた迅速な脱湿処理、燃焼処理を提案し評価を行っている。これまでに、初期的な評価結果として、図 8 に示す大型のマルチモード共振器を用いて松葉の乾燥試験を実施し、1 時間以内で十分な水分回収率(乾燥状態)を得ることに成功している (表 1)。この成果を基に、最適化したマルチモードマイクロ波共振加熱装置を設計製作し、加熱評価を開始した。マイクロ波では、誘電加熱と誘導加熱ができるため、誘電加熱ではマイクロ波エネルギーを松葉試料中の水分に吸収させて脱湿し、乾燥後は誘導加熱により松葉試料を加熱燃焼させることを想定している。

## 4. おわりに

核融合炉開発の現状を概観するとともに、核融合科学研究所で取り組んでいるトリチウム関連研究について概



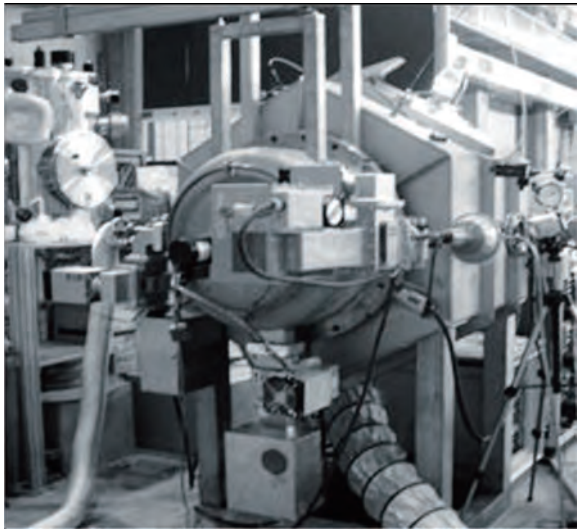


図8 大型マルチモード共振器の外観写真

表1 マイクロ波照射による松葉の乾燥試験結果

|                | Experiment-1                           | Experiment-2                           | Experiment-3                           |
|----------------|----------------------------------------|----------------------------------------|----------------------------------------|
| Microwave (kw) | 0.5                                    | 1.0                                    | 2.5                                    |
| Flow gas       | N <sub>2</sub><br>2L min <sup>-1</sup> | N <sub>2</sub><br>2L min <sup>-1</sup> | N <sub>2</sub><br>2L min <sup>-1</sup> |
| Cold trap      | mixture of ice and salt                | Liquid nitrogen                        | Liquid nitrogen                        |
| Time (min)     | 60                                     | 30                                     | 20                                     |
| Recovery (%)   | 93                                     | 97                                     | 83                                     |

説した。ここで紹介した研究課題は、核融合工学で必要とされるトリチウム研究開発課題のごく一部であり、核融合炉を実現するためにはトリチウムに関する多くの研究課題が残されている。一方で、近年ではトリチウムのシステム開発に関わる研究者が少なくなっていると感じている。このような状況の下で、核融合発電原型炉の実現が 2040 年代であることを鑑みると、国際協力である ITER を除けば、実質的なトリチウムシステムの開発・設計・建設にたずさわる機会はなく、人材育成の観点からもすでに失われつつある現場の経験やシステム技術・製造技術の継承が難しくなるだろう。環境トリチウム研究やトリチウム生物影響研究についても同様に感じる。このような状況を改善し、再び核融合開発におけるトリチウムシステム研究がより魅力あるものとなるように微力ながら取り組んでいきたいと考えている。そして、核融合分野だけでなく他の研究分野からも、多くの若者・若

手研究者が核融合炉の開発研究、トリチウムシステムの幅広い研究課題に興味をもって参加し活躍されることを期待する。

## 5. 謝辞

本稿で紹介した研究は核融合科学研究所 研究費 (UCSS004, ULSS505, ULAA023, ULAA022, UFAA021) で得られた成果であり、一部は日本学術振興会 科学研究費補助金 基盤研究(B) (19360416)、基盤研究(C) (24561032、26340032) の助成を受けた。研究を進めるにあたりご指導いただきました核融合科学研究所 宇田達彦 名誉教授に深く感謝いたします。実験結果について有益なご助言、ご議論をいただきました核融合科学研究所 高山定次 准教授、赤田尚史 准教授、産業技術総合研究所 佐野三郎 博士、秋田大学 故 宗像健三 教授に感謝いたします。

## 参考文献

- 1) UNSCEAR 2000 Report Vol. I: Sources and Effects of Ionizing Radiation, (2000).
- 2) 村上、地質ニュース、670, 22 (2010).
- 3) JET Team, *Nucl. Fusion*, 32 187 (1992).
- 4) S. Ishida, et al., *Phys. Rev. Lett.* 79, 3917 (1997).
- 5) J.D. Strachan, et al., *Plasma Phys. Control. Fusion*, 39, B103 (1997).
- 6) A. Gibson and JET Team, *Phys. Plasmas*, 5, 1839 (1998).
- 7) H. Iwahara, et al., *Solid State Ionics*, 168, 299 (2004).
- 8) M. Tanaka, et al., *J. Nucl. Sci. Technol.* 41, 61 (2004).
- 9) M. Tanaka, et al., *Solid State Ionics*, 181, 215 (2010).
- 10) M. Tanaka, *Fusion Eng. Des.*, 87, 1065, (2012).
- 11) M. Tanaka, et al., *Fusion Sci. Technol.*, 67, 600 (2015).
- 12) K. Kotoh, et al., *Fusion Sci. Technol.* 54, 163 (2008).
- 13) K. Kotoh, et al., *Fusion Sci. Technol.* 54, 415 (2008).
- 14) K. Kotoh, et al., *Fusion Sci. Technol.* 56, 173 (2009).
- 15) K. Kotoh, et al., *Fusion Sci. Technol.* 56, 184 (2009).
- 16) K. Kotoh, et al., *Fusion Eng. Des.* 85, 1992 (2010).
- 17) K. Kotoh, et al., *Fusion Sci. Technol.* 60, 771 (2011).
- 18) K. Kotoh, et al., *Fusion Sci. Technol.* 60, 1355 (2011).

- 19) K. Kotoh, et al., *Fusion Sci. Technol.* 60, 1436 (2011).
- 20) K. Kotoh, et al., *Fusion Eng. Des.* 86, 2799 (2011).
- 21) K. Kotoh, et al., *Fusion Sci. Technol.* 67, 439 (2015).
- 22) T. Sugiyama, et al., *Fusion Eng. Des.* 83, 1442 (2008).
- 23) T. Sugiyama, et al., *Fusion Sci. Technol.* 60, 1323 (2011).
- 24) T. Sugiyama, et al., *Fusion Eng. Des.* 98-99, 1876 (2015).
- 25) T. Uda, et al., *Fusion Sci. Technol.* 48, 480 (2005).
- 26) M. Tanaka, et al., *Fusion Eng. Des.* 84, 1818 (2009).
- 27) T. Uda, et al., *Fusion Sci. Technol.* 60, 1351 (2011).
- 28) K. Munakata, et al., *J. Nucl. Mater.* 417, 1170 (2011).
- 29) M. Tanaka, et al., *Plasma Fusion Res.* 6, 2405038 (2011).
- 30) T. Uda, et al., *Fusion Eng. Des.* 87, 900 (2012).
- 31) K. Shinotsuka, et al., *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 258, 233 (2003).
- 32) T. Uda, et al., *Fusion Eng. Des.* 81, 1385 (2006).
- 33) T. Uda, et al., *Fusion Sci. Technol.* 54, 281 (2008).
- 34) T. Uda, et al., *Fusion Sci. Technol.* 60, 1244 (2011).
- 35) M. Tanaka, et al., *Radiation Prot. Dos.* 167, 187 (2015).
- 36) M. Tanaka, et al., *Jpn J. Applied Phys.* 52, 11NJ11 (2013).
- 37) M. Tanaka, et al., *Fusion Sci. Technol.* 67, 604 (2015).
- 38) D. Lal and H.E.Suess, *Ann. Rev. Nucl. Sci.* 18,407 (1968).
- 39) P.C. Novelli, et al., *J. Geophys. Res.* 104, D23, 30427 (1999).
- 40) E.K. Dlugokencky, et al., *Geophys. Res. Lett.*, 30(19), 1992 (2003).
- 41) N. Akata, et al., *Plasma Fusion Res.* 11, 2405017 (2016).