

## 連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

### 第 8 回 トリチウムを扱う燃料循環システム

#### 気体状トリチウム燃料の取扱い技術

九州大学 深田 智，日本原子力研究所 林 巧



## .トリチウム燃料処理技術

### 1. 核融合炉ではなぜトリチウムを処理する必要がありますか

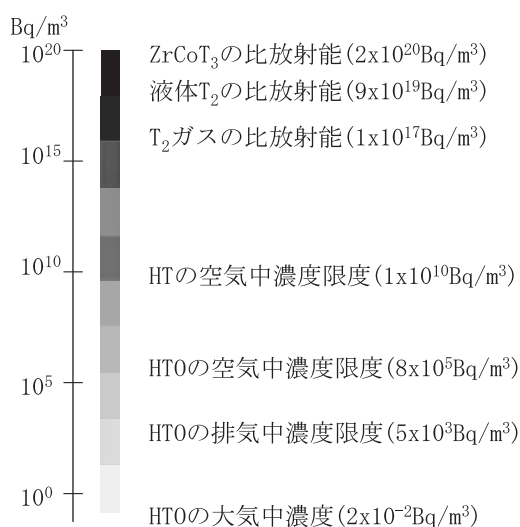
本特集の「第 1 回 核融合炉の概要」で、すでに説明がありましたように、核融合炉では重水素のみあるいは重水素とトリチウムの混合ガスをプラズマ状態で燃焼させエネルギーを得ます。燃焼させるにはプラズマ温度を数億度まで加熱する必要がありますが、重水素とトリチウムの混合物の方がより低温で核融合反応します。したがって、最初に実現される自給型核融合炉は D-T 核融合炉と考えられています。将来 D-D 核融合炉が実現された場合でも、炉内では D-D 反応 ( $D + D \rightarrow He, T$ ) でトリチウムも生成されますので、放射性同位体トリチウムを取り扱い、処理する必要があります。D-<sup>3</sup>He 核融合炉でもこの主反応に比べて少量ですが、D-D 反応も同時に起こりますので、依然としてトリチウムを処理する必要があります。

核融合炉でトリチウムを処理するのは、主に次の 2 つの理由からです。1 つは、磁場閉じ込め、あるいは慣性閉じ込めのいずれの場合にも、核融合反応で消費される燃料が注入量に対して高々数%程度ですので、未反応の燃料を処理して効率よく利用する必要があります。そのため、含まれている不純物原子を取り除き 精製し 未燃焼の燃料を抽出し、プラズマに再び供給します。もう 1 つの理由は、天然にごく微量しか存在しない放射性物質のトリチウムを使用するため、核融合反応で生じる中性子とリ

チウムの核反応を利用して自己生産し回収する必要があるためです。核融合炉で DT ガスを燃焼する間に、一部のトリチウムガスが配管壁や装置接合部を通して漏れないようにするとともに、トリチウムが不純物と一緒に排出されないように回収する必要があります。

第 1 図でトリチウム比放射能と管理濃度値を比較しています。核融合炉トリチウム工学で現れる濃度は、この図からわかるように  $10^{20}$  桁にも及びます。それぞれの領域で関与する物理、化学現象や測定装置も異なります。本稿では、特に核融合炉燃料のトリチウムを取り扱いますので、図の上方の濃度領域に相当しますが、環境トリチウム濃度は比較的下方の領域であって、トリチウム処理、計測と管理について他の工学にはない非常に高い技術が必要になることがわかります。トリチウムの安全性に関しましては、まとめて他の節で説明がありますので、本節では処理技術に着目して説明します。

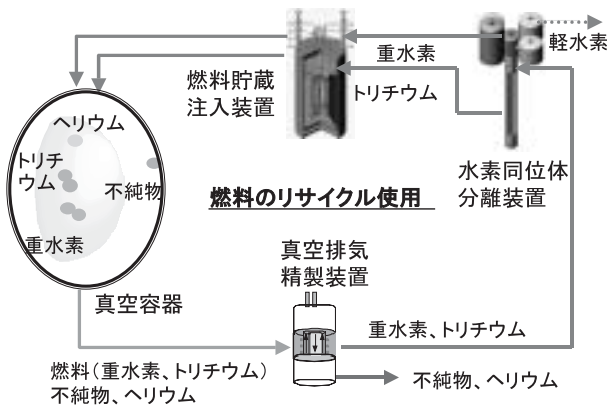
第 2 図に示すように、核融合炉燃料としてトリチ



第 1 図 各種状態のトリチウム放射能の比較

*Intelligible Seminar on Fusion Reactors ( 8 ) Fuel cycling system for tritium recovery.* Satoshi FUKUDA, Takumi HAYASHI.

( 2005 年 7 月 21 日 受理 )

第2図 核融合炉燃料サイクルの模式図<sup>1)</sup>

ウムをプラズマに供給し、一部燃焼させた後、排気し、排ガスを精製し、同位体分離し、貯蔵して、また核融合炉に供給するループを作る必要があります。これをプラズマ運転と並行して運転する必要があります。そのために次節以降で示すような技術を十分に確立する必要があります。以下では、現在までに達成されたあるいは達成されつつある技術研究を中心に解説します。

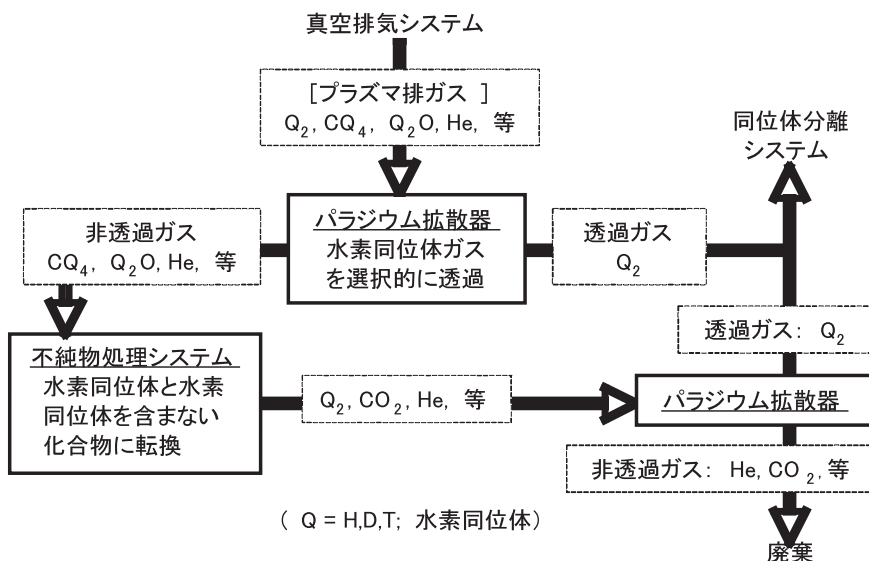
## 2. 核融合炉からトリチウムを含む燃料をどのように排気しますか

磁場閉じ込め核融合炉では、高温に加熱されたD-Tプラズマの一部が燃焼します。燃焼とともに加速された粒子が第一壁やダイバータにぶつかります。それらはそのまま内部に取り込まれるものもありますが、一部は表面の原子をはじき出して、プラズマ

中に含まれます。また一度取り込まれたものの大部分は壁表面からもとのプラズマに戻ります。不純物原子はプラズマ中の電子の運動を制動放射して減速しプラズマ温度を下げますので、プラズマを排気する必要があります。排気圧力は $10^{-5}$ Pa以下の超高真空が要求されています。一方、慣性閉じ込め炉はパルス運転ですが、燃料供給時に不純物があると、適切な高密度プラズマが生成しないので十分な排気と燃料トリチウムの精製が必要です。排気には磁場の影響を受けないようセラミック製ターボ分子ポンプが開発され、また液体ヘリウム温度に冷却されたパネル上にガス分子を凝縮させて排気するクライオポンプも有望な手段と考えられています。ITERでは高真空排気ポンプとして後者のクライオポンプが採用されています。

## 3. トリチウムを含む燃料排ガスからトリチウムを含む水素同位体をどのように分離しますか

第3図のように、燃料処理システムに運ばれてくるガスの主成分は、燃え残りの重水素とトリチウムで、これ以外に水素、ヘリウム、メタン、アンモニア、酸素、窒素等がごく少量含まれていると考えられています。これから水素同位体のみを選択分離する過程は大きく2つに分けて行われます。まず各種不純物を含むガスから水素同位体のみを精製分離し、次の水素同位体分離工程に運ぶ工程と、分けられた不純物ガスには、トリチウムを含む化合物例



第3図 燃料精製システムの機能を構成  
(プラズマ排ガス中の水素同位体成分を効率よく精製し回収する)

例えば、炭化水素やアンモニア等)が含まれるので、これらの不純物ガスを分解し、トリチウムを回収し、次の水素同位体分離工程に運ぶ工程の2つです。

前者の水素同位体のみを精製分離する工程では、パラジウム合金膜(Pdが水素化物に相変化し割れないようにAg, Pt, Au等の貴金属を少量混ぜた合金)を通常使います。Pdは数ある金属のうちで、事実上、最も水素透過係数が高い金属で、300~400

の温度でガス混合物から水素のみを選択的に透過する性質を持っています。このため燃料排ガスから水素同位体を選択的に分離するのにパラジウム拡散器が最も合理的と考えられています。不純物(メタンやアンモニア)の一部は合金表面で水素同位体を分離しますが、多くの不純物ガスは透過せず分離されます。この分離された不純物からトリチウムを高い回収率で分離するために、日米欧等のITER各国あるいは日本国内においても大学や核融合研でいろいろな方法が検討されました。例えば、(1)ニッケル触媒で不純物を分解するとともにDTガスをPd-Ag合金膜拡散器で分離する方法、(2)H<sub>2</sub>ガスと不純物をPd-Ag合金膜を介して向流接触させ、HTに同位体交換し回収する方法、(3)メタンなどをすべて酸化し、トリチウム水蒸気と炭酸ガスにした後、気相電気分解で水素同位体に還元する方法、(4)プロトン導電性固体酸化物電解質セルを用いて、不純物をDTガスとそれ以外に分解し、Pd-Ag膜で分離する方法等が提案され実験検討されています。ITERの燃料排ガス処理設備では、(1)(2)を組み合わせた方式を採用し、入口と出口のトリチウム濃度の比(通常、除染係数と呼ばれます)で10<sup>8</sup>の値(上述の精製と回収の2つの工程を総合した値)が設計目標とされています。

#### 4. 水素同位体混合物からトリチウムをどのように分離しますか

本節では、水素同位体(水素、重水素、トリチウム)の混合物を各同位体に分離するプロセスを説明します。大きく分けて2つのプロセスが提案され、その1つが深冷蒸留法です。液体ヘリウム冷却材を使って各水素成分の沸点以下に冷やすと、水素同位体は液化します。水素、重水素、トリチウムの各純成分の沸点は20.4 K, 23.6 K, 24.9 Kであり、沸点の違い(あるいは沸点近くの温度での蒸気圧の違

い)を利用した蒸留法で同位体分離を連続的に行うことができます。蒸留法は石油精製プロセスや酸素分離等工業的に広く利用されている方法ですが、問題は極低温であること、原子種でいうと3成分ですが、分子種では6成分の水素同位体が混在することです。単一の蒸留塔で6成分を分離することはできませんが、いくつかの塔を組み合わせることで連続的に同位体分離を行うことが考えられています。計画では、約5m程度の塔を複数本用意し、気液接触をよくする充填材を詰めた蒸留塔をいくつか組み合わせ、各塔の上部か下部から高濃度の水素、重水素、トリチウムを分離して取り出すことが考えられています。欠点として、液体ヘリウム温度まで冷やすのでそのためのエネルギーが必要であること、液体水素を取り扱うので、冷媒が失われた場合でも液が蒸発し、高圧トリチウムが漏れることのないよう設計対応する必要があります。トリチウムを扱う場所では通常、グローブボックス内に装置を格納して外から操作しますが、冷却材喪失事故を考慮して全体を安全に設計する必要があります。

もう1つの同位体分離法としては、Pdあるいは各種吸着剤の水素吸蔵あるいは吸着作用における同位体効果を利用したクロマトグラフィがあります。Pdはこれまで調べられた金属や合金の中で最大の同位体効果を示し、常温付近で水素をよく吸蔵します。一方、吸着剤は液体窒素温度に冷却すると重い分子量のトリチウムをよく吸着します。水素同位体混合ガスをパラジウム塔や低温吸着塔に供給すると同位体効果の違いにより水素同位体が分かれて出てきます。分け方にはいろいろあり、細かい点は別の文献<sup>3)</sup>を参考にすると、基本的にクロマトグラフィは分離の効率は高いけれども、1塔だけでは連続プロセスにはなりません。圧力・温度スウィング法は複数の吸着塔に違った4つ(加圧(降温)吸着、減圧(加熱)、脱離)のステップを繰り返し、水素同位体混合ガスを交互に吸着塔に供給あるいは排気することによって連続プロセスにする試みが研究されています。

#### 5. トリチウムをどのように貯蔵しますか

トリチウムガスと重水素ガスを分別して貯蔵しておくことは、トリチウム計量管理の上でも、また燃料を供給するのにも有利なので、分別して貯蔵し、必要なときに混合してプラズマに供給します。水素

吸蔵合金は水素を液体水素と同程度の体積密度まで貯蔵し保管できる材料です。必要な性質としては、常温ではきわめて低い平衡圧力で保管でき、またトリチウムを供給するのにそれほど圧力や温度条件を変えずに操作できる材料であることです。古くから劣化ウランがその高い水素吸蔵性能からトリチウム貯蔵材料として米国などで使われていました。ウランは水素吸蔵脱離の繰返しとともに微粉化する可能性があり、自然発火温度も低く、また、我が国などでは核燃料物質としての規制も受けることから、それに代わる材料の一つとしてZrCoが研究されています。ZrCoはウランと同様な水素吸蔵性能を持ち、常温で水素同位体を吸蔵し、真空中で400℃まで加熱するとほぼすべての水素同位体を脱離します。トリチウムの崩壊とともに $^3\text{He}$ が合金内に蓄積しますが、合金の劣化はそれほど進まないことがわかりました。貯蔵時の微量な崩壊熱量の測定からトリチウムの計量管理が行われ、真空容器内のトリチウム蓄積量の評価にも用いられる予定です。

## ・トリチウムの安全取扱

### 1. トリチウムをどのように安全に取り扱いますか

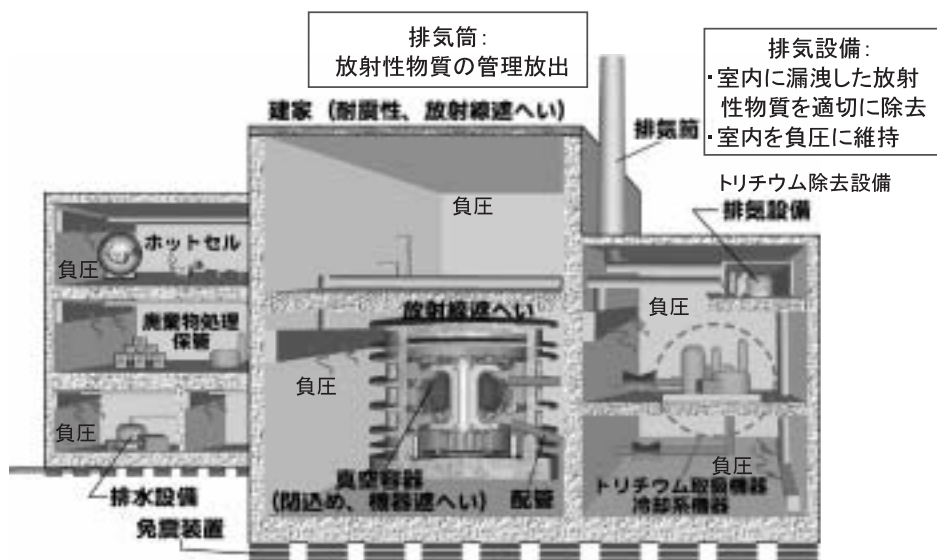
トリチウムは、最大エネルギーが18.6 keVの $\beta$ 線を放出し、半減期が12.3年の放射性同位元素です。エネルギーが弱いので体外被曝はほとんど無視

できますが、水素の同位体であることから、他の放射性同位元素と比較すると、材料および空間内の拡散など移行速度が大きく、種々の化学形に変化する等、取扱いに注意を要する物理化学的性質をもっています。核融合炉では1日に1kg以上のトリチウムを、循環・精製して使用し(第2図参照)、トリチウムが核融合炉施設内の広範囲にわたって多様な化学形で存在することになるので、これらを適切に閉じ込めて取り扱うことが安全上重要となります。

トリチウムの閉じ込めにおいては、核融合炉の安全上の特徴を考慮した上で、トリチウムを取り扱う機器等を十分な構造強度や気密度をもって設計するなど事故の発生を防止するとともに、万一の事故の発生を仮定したとしても、影響の緩和ができるよう閉じ込めの安全確保策を適切に講ずること(多重の閉じ込めシステムの構築、第4図参照)が基本となります<sup>4)</sup>。

したがって、具体的にトリチウムをより安全に取り扱うには、核融合炉の運転状態に応じて、自主的に、(1)施設内のトリチウムの化学形・状態、量、分布を的確に把握し、(2)限定された空間に閉じ込めるべく適切な機器、設備、区画等を設けることが重要となります。さらに、たとえトリチウムがそれを閉じ込めている機器などから異常に漏洩しても、(3)そのトリチウムを迅速に検知して、周辺の区画に閉じ込め、(4)当該区画を負圧に維持しながら効率よく除

真空容器や燃料処理設備など：十分に頑丈・漏れにくい構造  
影響緩和設備(排気設備・排気筒・建屋など)：万一室内に漏れても適切に除去



第4図 核融合炉における放射性物質の適切な管理概念

第 1 表 世界のトリチウム取扱い施設

	許可量 (g)	保有量 (g)	T-plant 機器除去 設備 (A) (m <sup>3</sup> /h)	グローブボックス用 除去設備 (B) (m <sup>3</sup> /h)	建物区画用除去 設備 (m <sup>3</sup> /h)
日本/原研/TPL	62	43	20	150	300
米国/LANL/TSTA <sup>a)</sup>	Max, 200		90	(A) 設備へパージ	2,500
米国/PPPL/TFTR <sup>b)</sup>	5		85	17	1,700
ドイツ/FzK/TLK	40	~ 20	120	50	(A) (B) 設備で対応
英国/culham/JET	90	< a few	500	(A) 設備へパージ	(A) 設備で対応

<sup>a)</sup>現在は < 1.6 g, <sup>b)</sup>解体処分完了

去するとともに、排出経路を限定(つまり排気筒等から高所放出)することが重要となります。

本節では、上記の考え方にに基づき、核融合研究に係る世界の主要トリチウム取扱施設(第1表参照)での実績と研究開発の現状に基づいて、万が一異常な漏洩があった場合、トリチウムの検知から除去・回収に至る一連の閉じ込めの流れを解説します。

## 2. トリチウムの漏洩をどのように検知しますか

圧力や流量の変化を検知する場合がありますが、基本的には、トリチウムの放射能を検知します(第1図参照)。以下、本節では低濃度側のトリチウム計測手法を紹介します。

空気および排気中のトリチウム濃度測定には、連続計測方式の電離箱(検出感度: 約  $2 \times 10^4$  Bq/m<sup>3</sup>, 他の放射性希ガスとの弁別は課題)や比例係数管(検出感度: 約  $2 \times 10^3$  Bq/m<sup>3</sup>, メタン等の計数ガスが必要, 主に環境への排出ガス測定用)が用いられており、全トリチウム濃度計測に利用されています。また、バッチ式では酸化して水を回収し液体シンチレーション計数器(検出感度: Bq/l-水)で測定する手法が利用されており、除湿塔と燃焼温度の違う触媒酸化塔を組み合わせることで、簡便に HTO/HT/メタン等を弁別測定することも可能です。連続計測方式では、計測精度の向上のため、比例計数管のエネルギー弁別による環境中のラドンとの弁別や、逆同時計数法などによる外部  $\gamma$  線の除去などが実用されていますが、さらなる感度向上や連続化学形弁別計測に向けた研究開発が続けられています。

排水中のトリチウム濃度測定は、液体シンチレーション計数器で測定するバッチ方式が実用されていますが、シンチレーションファイバの連続モニタリングへの適用、各種膜を用いた有機物の弁別計測等

が研究されています。

原研/TPL では、トリチウムの使用開始から現在までの17年余にわたりトリチウムの漏洩などの事故の経験は幸いにもありませんが、原研に設置した気密空間内への計画的なトリチウム放出実験により、モニタ(電離箱)配置と迅速検出性能が確認され、換気流れの解析により適切なモニタ配置が選定できるようになりました<sup>5)</sup>。このことにより、トリチウム濃度の異常な区画を通常空調換気系統から迅速に隔離することができると考えています。

ちなみに、放射線障害防止法では、トリチウムの化学形別(水素: HT, 水蒸気: HTO, メタン, 有機物, その他化合物)に濃度限度が定められており、おのおの管理区域内の1週間平均値や、事業所境界等において環境へ排気および排水されるものの3ヶ月平均値で管理します(第2表参照)。なお、トリチウムの濃度管理は、最も厳しい濃度限度(有機物)を用いれば保守的であり、特段の問題はありませんが、将来的には有機物も含めた連続的な弁別モニタリングを確立することが重要であると考えています。

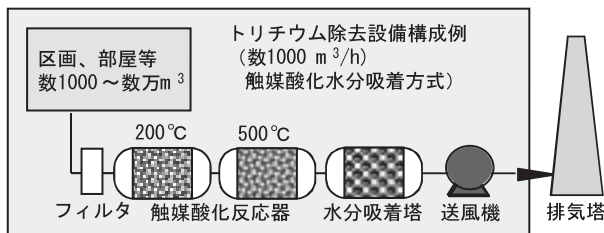
## 3. 雰囲気中のトリチウムはどのように取り除きますか

管理区域内等の雰囲気中に透過・漏洩したトリチウムは、一般に触媒で酸化され、生成した水蒸気(HTO, DTO等)は吸着塔で捕集されて除去されます。これを触媒酸化-水分吸着方式と呼びますが、核融合研究に関する大量トリチウム取扱い施設では、この方式のトリチウム除去設備(第5図)を採用しており、多くの実績があります(第1表)。

例えばトリチウム取扱い機器からの排気ガスなど、メタン状のトリチウムの除去を必要とする設備では、前段に200、後段に500 運転の貴金属触媒

第2表 トリチウムの濃度限度等  
(放射線障害防止法, 告示別表第1より)

化学形等	作業従事者における	排気中または空気中	排液中または排水中
	空気中濃度限度 1週間平均値 (Bq/m <sup>3</sup> )	の濃度限度 3ヶ月平均値 (Bq/m <sup>3</sup> )	の濃度限度 3ヶ月平均値 (Bq/m <sup>3</sup> )
元素状水素	1.00E+10	7.00E+7	
メタン	1.00E+8	7.00E+5	
水	8.00E+5	5.00E+3	6.00E+7
有機物(メタンを除く)	5.00E+5	3.00E+3	2.00E+7
上記を除く化合物	7.00E+5	3.00E+3	4.00E+7



第5図 トリチウム除去設備概念系統図

酸化反応器(Pt/Rh等)を配置し,分子状トリチウム(低温)とトリチウム化炭化水素(高温)を2段階酸化する方式が用いられ,モレキュラーシーブ等の水分吸着塔と合わせて,高い除染効率(TPL実績:99.99%以上)が実証されています。なお,水分吸着塔は定期的に昇温または高温乾燥ガスパージにより再生され,吸着水を廃液として取り出し,後述する水処理系でトリチウムを回収・再利用することになります。

必要に応じ配置されるグローブボックスやセルなどの小規模な閉じ込め区画用の除去設備には,上記方式のほか,高温活性金属ベッド等でトリチウム不純物成分を分解して水素化物として除去する方式も実用化されています。トリチウム除去設備の系統構成としては,区画内のプロセス機器の除熱を兼ねて常時連続で循環除染処理をする場合や,トリチウム濃度異常時にその区画のみを集中的に循環除染する場合で異なり,閉じ込め区画数やその区画の雰囲気制御の要請の有無(トリチウム濃度,酸素濃度,露点,温度など)により,効率的に組み合わせで使用します。

建家区画用など大規模な除去設備も,触媒酸化-水分吸着方式が採用されていますが,核融合炉においては設備が大型化するという懸念から,気体分離膜による減容など小型効率化の研究も実施されて

います。なお,建屋のトリチウム除去設備は,万一の事故を想定したときの影響緩和設備としての要であり,高い信頼性を持って機能する必要があります。その観点から,火災時など異常時に発生するガスとの共存により性能劣化がないことの確認(除染効率:99%以上)のための試験等が続けられています。なお,本設備は,事故時以外の保守作業時などにおいても,トリチウム除去機能をもつ局所排気系として従事者被ばくの低減や汚染の拡大防止に有効利用されます。

#### 4. 取り除いたトリチウムはどのように処理しますか

除去設備により除去したトリチウムは水分吸着塔の定期的な再生により廃液として取り出され,トリチウム水処理設備に移送されます。トリチウム水の処理には,主として2つの方式があります。1つは,軽水とトリチウム水の沸点の差を利用する水蒸留法と高温で水素-水蒸気の交換反応を利用する気相化学交換法を組み合わせた設備です。もう1つは,水素ガスと水(液体)を交流接触させ,水素-水蒸気の化学交換と水蒸気-水の平衡を利用する液相化学交換法と,水電解法を組み合わせた設備が開発されています。前者は,大量処理に制約が少なく,カナダの重水炉の重水精製設備として実用されていますが,分離性能が悪く,設備が大型化するという欠点があります。後者は,大量処理には制約がありますが,小型で分離性能に優れているため,日本で新型転換炉「ふげん」の重水精製設備として実用された実績があります。トリチウム水処理装置としては,ITERにおいて処理規模(トリチウムを含んだ廃液処理量:平均20 kg/h)の観点から液相化学交換塔と高分子膜-水電解法を組み合わせた装置が設計され

ており<sup>7)</sup>、トリチウム濃縮水の電気分解で発生する濃縮されたトリチウムを含む軽水素の一部を水素同位体分離設備に移送・供給することによりトリチウムを回収し、第2回の燃料サイクルで再利用していきます。また、将来の核融合炉において、大量の水処理装置が必要になる可能性を考え、液相化学交換法の処理能力を向上させるための前濃縮装置の開発や水電解装置の高分子膜等の耐久性の向上に関する研究も行われています。

#### 参 考 文 献

- 1) 山西俊彦, “トリチウム取り扱い技術の開発”, 「核融合炉の安全性とトリチウム」シンポジウム発表資料, (2003).
- 2) 関 昌弘編, 核融合炉概論第5章, 日刊工業新聞社, (2001).
- 3) 深田 智, 水素吸蔵合金による水素同位体の分離, エヌティエス, (2000).
- 4) 文部科学省 ITER 安全規制検討会, ITER の安全確保について, 平成15年11月28日.
- 5) T. Hayashi, *et al.*, “Tritium confinement demonstration using Caisson Assembly for Tritium

Safety study at TPL/JAERI”, *Fusion Sci. Technol.*, 41, 647-651(2002).

- 6) M. Yamada, *et al.*, “Operation results on safety systems of Tritium Process Laboratory in Japan Atomic Energy Research Institute”, *Fusion Sci. Technol.*, 41, 593-597(2002).
- 7) Y. Iwai, *et al.*, “The water detritiation system of the ITER Tritium Plant”, *Fusion Sci. Technol.*, 41, 1126-1130(2002).

#### 著 者 紹 介

林 巧(はやし・たくみ)



1988年名古屋大学大学院理学研究科博士課程学位取得。日本原子力研究所核融合トリチウム工学研究室主任研究員。特に安全性の向上に関心を持ち、核融合燃料処理、貯蔵、トリチウム閉じ込め除去設備等の研究開発に従事。

深田 智(ふかだ・さとし)



九州大学工学研究院エネルギー量子部門でトリチウムを含む水素同位体の挙動を原子力化学工学的な視点で研究しています。