

プラズマ・核融合学会研究調査専門委員会

「核融合炉内外のトリチウム挙動把握とトリチウム回収、計量、安全管理の高度化」

Research Committee on Understanding of Tritium Behavior and Advance of Recovery, Measurement and Safety Control
of Fusion Reactor System

● 委員名簿

主査：深田 智 (九州大学, sfukada@nucl.kyushu-u.ac.jp)
幹事：山西敏彦 (日本原子力研究開発機構, yamanishi.toshihiko@jaea.go.jp)
松山政夫 (富山大学, masao@ctg.u-toyama.ac.jp)
委員：日野友明 (北海道大学, tomhino@qe.eng.hokudai.ac.jp)
田内 広 (茨城大学, htauchi@mx.ibaraki.ac.jp)
田中 知 (東京大学, s-tanaka@q.t.u-tokyo.ac.jp)
寺井隆幸 (東京大学, tera@n.t.u-tokyo.ac.jp)
奥野健二 (静岡大学, srkokun@ipc.shizuoka.ac.jp)
大矢恭久 (静岡大学, syoya@ipc.shizuoka.ac.jp)
波多野雄治 (富山大学, hatano@ctg.u-toyama.ac.jp)
山本一良 (名古屋大学, i-yamamoto@nucl.nagoya-u.ac.jp)
杉山貴彦 (名古屋大学, t-sugiyama@nucl.nagoya-u.ac.jp)
宇田達彦 (核融合科学研究所, uda.tatsuhiko@nifs.ac.jp)
野田信明 (核融合科学研究所, noda@LHD.nifs.ac.jp)
相良明男 (核融合科学研究所, sagara@LHD.nifs.ac.jp)
朝倉大和 (核融合科学研究所, asakura.yamato@nifs.ac.jp)
西村清彦 (核融合科学研究所, nishimura.kiyohiko@nifs.ac.jp)
乗松孝好 (大阪大学, norimats@ile.osaka-u.ac.jp)
高木郁二 (京都大学, takagi@nucleng.kyoto-u.ac.jp)
森山裕丈 (京都大学, moriyama@nucleng.kyoto-u.ac.jp)
小松賢志 (京都大学, komatsu@house.rbc.kyoto-u.ac.jp)
田辺哲朗 (九州大学, tanabe@nucl.kyushu-u.ac.jp)
百島則幸 (九州大学, momorad@mbox.nc.kyushu-u.ac.jp)
橋爪健一 (九州大学, hashi@quantum.nucl.kyushu-u.ac.jp)
宗像健三 (九州大学, kenzo@nucl.kyushu-u.ac.jp)
武田 洋 (放射線医学総合研究所, h_takeda@nirs.go.jp)
林 巧 (日本原子力研究開発機構, hayashi.takumi@jaea.go.jp)
榎枝幹男 (日本原子力研究開発機構, enoeda.mikio@jaea.go.jp)
河村繕範 (日本原子力研究開発機構, kawamura.yoshinori@jaea.go.jp)
正木 圭 (日本原子力研究開発機構, masaki.kei@jaea.go.jp)
安藤麻里子 (日本原子力研究開発機構, andoh.mariko@jaea.go.jp)
加藤 敬 (日揮株式会社産業プロジェクト本部, kato.takashi@jgc.co.jp)
平田慎吾 (川崎重工プラントビジネスセンター, hirata_s@khi.co.jp)

- 設置期間：2006年9月—2008年9月 2年間

- 目的・内容

ITER のフランスカダラッシュでの建設が決定し、核融合炉研究開発は大型実験炉の段階に進み、これまでの重水素プラズマ実験段階から、核燃焼プラズマ条件へと量・質ともに進歩が要求されている。実験成功のためには、必要量のトリチウムを準備し、核燃焼プラズマ条件を DT 燃料供給下で成功させるとともに、安定な運転のため必要な重水素とトリチウムリサイクルを達成するため、トリチウム回収を達成させながら、安定な運転と環境への漏洩抑制を必要なレベル迄達成するとともに、環境安全の立場に則りトリチウムを十分に制御された条件でトリチウム計量、安全管理技術を構築する必要がある。法令に則るレベルで十分な安全を図りながら、これまでの g(数万 Ci)オーダーのトリチウム取扱を μg (数 mCi)以下の制御下でおこなう段階から、最終的には kg(数千万 Ci)オーダーの安全なトリチウム取扱へと格段に向上させることが要求されている。

特に核融合炉内外のプラズマ対向機器、およびトリチウム増殖ブランケットとシステム構造材料等が、高濃度トリチウムに直接暴露され、十分な実験継続ができないほど大量のトリチウムが保持される可能性が指摘されているとともに、取扱量拡大とともに保守運転時のトリチウム汚染と作業者の内部被曝拡大の恐れがある。またトリチウム回収システムに課せられた条件を将来の商業炉を見据えた形で達成するためには、現在の各種コンポーネントからの回収装置をより高度化する必要がある。さらに、トリチウムの使用量をこれまでの DD や一部 DT 実験のレベルとは桁違いに大量のトリチウムを長時間使用する必要があり、長期的な目標を核融合炉の発電実証に向けて、トリチウムの計量管理、トリチウム内部被曝の影響をより詳細に調べる必要がある。本専門委員会名の「核融合炉内外」とは、プラズマと直接対向する炉壁、トリチウム増殖固体や液体ブランケット、プラズマ排ガス、さらに多重閉じ込め系の実験建家とコンクリート壁内のトリチウム挙動、さらに環境トリチウム挙動までを含み、これらの分野に所属するトリチウムをキーワードにした研究者が定期的集まり、研究を高精度化し、最終的に核融合炉システムにおける高いトリチウム回収率とシステムからのトリチウム漏洩を許容できる程度まで減少させることを目論んでいる。以上のことを踏まえて、研究調査専門委員会実施に当たっては、以下の点を中心に考慮する。

- 1) 核融合機器材料、核融合装置と施設、周辺環境におけるトリチウム挙動の把握
- 2) 核融合炉システム運転保守時の作業者の被曝と環境影響の低減
- 3) 核融合炉システム中のトリチウム回収装置の効率向上とインベントリ低減
- 4) トリチウム汚染拡大防止とトリチウム含有廃棄物の低減

- 予想される効果

各種プラズマ対向機器材料、ブランケットに関わるトリチウム挙動、トリチウム安全性（トリチウムソースタームと計量管理）に関わる基礎データを調査・収集し、データベースとして整理し、広く核融合炉安全性に貢献する。さらに実験炉の建設運転における安全評価に活用されるとともに、実験炉のテストブランケットのトリチウム試験にも広く活用されることが期待される。

核融合炉におけるトリチウムに関し最も重要なことはトリチウムの安全確実な閉じ込めであり、それを達成するための核融合炉内外におけるトリチウム回収技術の構築である。そのためには極微量成分までのトリチウム移行挙動を把握し、各種核融合炉構成材料とトリチウム移送配管あるいはトリチウムサイクル構成要素からのトリチウム回収法の確立および、汚染防止のためのトリチウム構成材料の除染とトリチウム含有廃棄物の除染技術を確立に寄与することができると考えられる。

● 研究調査専門委員会検討事項

- 1) 核融合炉環境におけるトリチウム挙動評価技術に関する研究の現状
- 2) 核融合炉環境におけるトリチウム閉じ込め、回収技術に関する研究課題の摘出
- 3) 核融合炉環境におけるトリチウム安全評価技術のデータベースの整備拡充

● 活動予定

平成18年9月 専門委員会開催

「核融合実験炉運転におけるトリチウム安全性評価、閉込め技術、計量管理」に関する研究の現状と課題摘出

平成19年3月 幹事会開催「今後の運営について」（予定）

平成19年9月 専門委員会開催（予定）

「発電実証炉を見通したトリチウム安全評価技術のデータベースの整備拡充」に関する研究の現状と課題摘出

平成20年3月 専門委員会開催（予定）

「核融合炉内外におけるトリチウム安全評価技術のデータベースの整備拡充」に関する研究の現状と課題摘出

平成20年6月 幹事会開催「委員会活動の総括と報告書作成」について

平成20年9月 プラズマ核融合学会誌に小特集として発表

● 結果の公表方法（予定）

プラズマ核融合学会でシンポジウムを開催するとともに、研究調査結果を報告書に作成し、プラズマ核融合学会誌を通して広く公表する。1年の調査期間ごとに委員会の活動及び議事録をまとめる

● これまでの活動内容

平成18年度専門委員会を下記の日程とプログラムで開催した。

日時：平成18年9月21日（木）-22日（金）

場所：核融合科学研究所管理棟4階第一会議室

プログラム

平成18年9月21日（木）

13時30分-13時35分

開会

13時35分-14時15分

「トリチウム低線量率被ばくによる生物影響に関する実験的解析」

茨城大学理学部 田内 広

14時15分-14時45分

「環境トリチウム研究の現状」

九州大学アイソトープ総合センター 百島 則幸

14時45分-15時5分

「環境水中トリチウム測定の効率化と高感度トリチウムモニターの開発」

核融合科学研究所安全管理センター 佐久間 洋一

15時15分-15時40分

「RF プラズマ堆積層形成に伴う水素同位体蓄積挙動」

九州大学大学院総合理工学研究院 片山 一成

15時40分-16時20分

「静岡大学における最近の研究成果と今後の展開」

静岡大学理学部附属放射化学研究施設 大矢 恭久

16時20分-16時45分

「Flibe の化学的挙動に関する研究の現状（東京大学と JUPITER-II におけるトリチウム挙動研究を中心に）」

東京大学大学院工学研究科 寺井 隆幸

16時45分-17時0分

「液体リチウムシステムに関する水素挙動」

東京大学大学院工学研究科 鈴木 晶大

17時10分-17時30分

「Li 酸化物中での水素同位体挙動のモデリング」

東京大学大学院工学研究科 小田卓司, 大矢恭久*, 田中知 （*現静岡大学）

17時30分-18時50分

「LHD 用 316L ステンレス鋼からのトリチウムの脱離挙動」

富山大学水素同位体科学研究センター

鳥養祐二、直江昭吾、波多野雄治、赤石憲也*、河野孝央*、朝倉大和*、松山政夫

（* 核融合科学研究所）

18時0分より懇親会（核融合科学研究所食堂）

日時：平成18年9月22日（金）

9時0分-9時20分

「コメント これらかのトリチウム研究について」

九州大学大学院総合理工学研究院 田辺 哲朗

9時20分-10時20分

「トリチウム研究の今後に関する意見交換」総合議論

10時30分-10時50分

「LHD重水素実験時のトリチウム管理計画」

核融合科学研究所安全管理センター 朝倉 大和

10時50分-11時0分

「日米次期計画について」

静岡大学理学部附属放射化学研究施設 奥野 健二

11時0分-11時30分

「原子力機構トリチウム研究グループの最近の成果と今後の方向性（ITER との関係、BA の状況、それを含めた今後の見通し）」

原子力研究開発機構 T P L 山西 敏彦

11時30分-12時0分

「核融合トリチウムハンドブック製作に向けての検討会」

司会進行 原子力機構 T P L 山西 敏彦

12時 散会

● トリチウム関連研究の最近の動向（資料）

I. 核融合炉トリチウム燃料処理技術

1. 1 核融合炉でのトリチウム処理の必要性

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超高温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（と言ってもまだ数億度の高温ですが）で核融合反応します。従いまして、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 ($D(d,n)^3\text{He}$, $D(d,p)^3\text{T}$) でトリチウムも生成されますので、半減期 12 年の放射性同位体トリチウムを大量に取扱う必要があります。D- ^3He 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、主に次の二つの理由からです。一つの理由は、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%程度なので、未反応燃料を処理して効率良く利用する必要があります。そのため、含まれる不純物ガス (C, N, O 原子を含むガス分子が主成分) 等を取り除き、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。もう一つは、天然にごく微量 (T/H の原子比で 10^{-17} 程度) 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して使用するためであること、核融合炉で DT ガスを燃焼運転する間に、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る可能性をできるだけ低く抑える必要があります。トリチウムをどれほど厳密に核融合炉システム内に閉じこめ管理しておくかについては、放射線障害防止法により規定され、常時立ち入る場所、管理区域境界、事業所境界の実効線量がそれぞれ定められた法令値を超えないようにトリチウム濃度を管理する必要があります。これはトリチウムだけに限らず一般の放射性同位元素や X 線取扱にも同じ規則が適用され、すべての実効線量を加えた値を管理レベル以下にする必要があります。

法的規制とは別に、核融合炉システム全体の安全性を向上させるため、トリチウム管理目標値（閉じこめ容器壁や熱交換器等の核融合炉システム全体からトリチウムがまわりの環境に漏れる量の目標値）が設定され、10Ci/day あるいは 1g/年程度の値がよく研究者の間で使われています。例えば D-T 核融合炉で 1GW 出力を得るのに 1.7MCi/day のトリチウムを燃焼させる必要があり、炉の燃焼率を約 10% とすると 17MCi/day (170g/day) のト

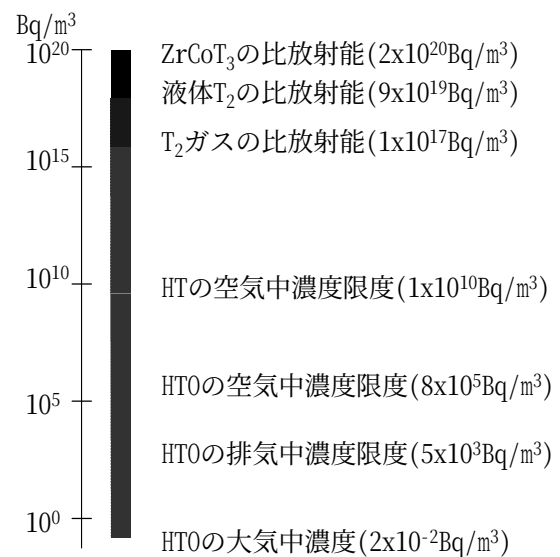


図 1 各種状態のトリチウム放射能の比較

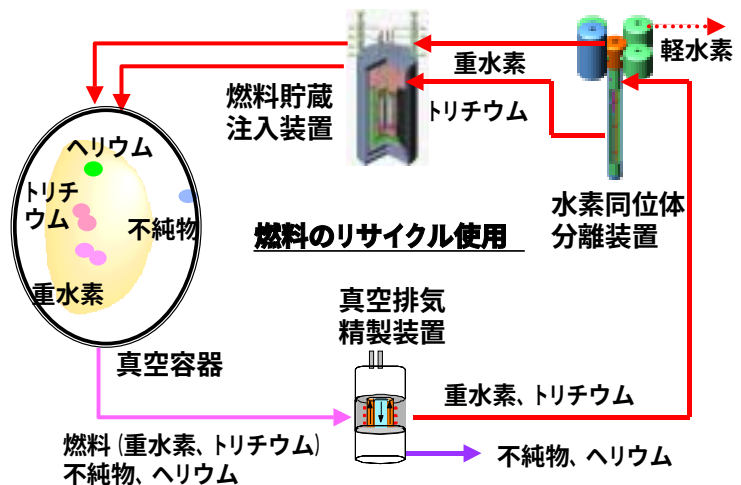


図 2 核融合炉燃料サイクルの模式図 [1]

リチウムを燃料サイクル内で処理する必要があります。

図1に各状態のトリチウムの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表から分かるように、非常に高い濃度から非常に低い濃度まで 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。核融合炉燃料のトリチウムを取扱うときは図の上方の濃度領域であり、非常に高い放射能であるため、トリチウム計量には通常の電離箱や固体シンチレータは使用できず、放射性崩壊の熱量を直接測定するなどの計量技術が必要になります。一方、環境トリチウム濃度はずっと下方の領域であって、トリチウム計測と管理について他の工学にはない非常に高い管理技術が必要になります。測定も電離箱等が使えず液体シンチレーションカウンターを主に使います。トリチウムの挙動を調べる場合は、固体、液体、気体等の物理的状态、どのような化合物であるかの化学的状态だけではなく、トリチウム放射能がどのくらいあるかによって異なる測定法、異なる取り扱い方が必要です。

図2に示しますように、核融合炉燃料としてトリチウムをプラズマに供給し、一部燃焼させた後、排気し（トリチウム燃料排気系）、排ガスを精製し（トリチウム燃料排ガス精製系）、同位体分離し（水素同位体分離系）、貯蔵して（水素同位体貯蔵系）、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。以下の節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。

1. 2 トリチウム燃料排気系

磁場閉じこめ核融合炉では、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ーにぶつかり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。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、例え連続運転が原理的に可能なプラズマ閉じこめ装置であっても、ある運転時間後にはプラズマを排気する必要があります。一方慣性閉じこ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分離が必要です。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。

1. 3 トリチウム燃料排ガス精製系

図3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ると考えられます。これから水素同位体のみを選択分離する過程は大きく二つに分けておこないます。まず各種不純物を含むガスから水素同位体のみを分離する過程と、分けられた不純物ガスには、いまだ高濃度のトリチウムが含まれますので、不純物ガスを分解し、トリチウムのみを分離し、次の同位体分離行程に運ぶ過程の二つです。

パラジウム合金（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として通常使います）は 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。パラジウムは数ある金属のうちで、最も水素透過係数が大きい金属で、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離しますが、多くの不純物ガスは透過せず出口に達します。これら不純物と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、ニッケル触媒で不純物を分解するとともに D-T ガスを Pd-Ag 合金膜拡散器で分離する方法、 H_2 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、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、固体電解質セルを用いて、不純物を D-T 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 の排ガス精製器の設計目標として、入口と出口のトリチウム濃度の比(通常除線形数と呼ばれます)で 10^8 の値が達成されています。

1. 4 水素同位体分離系

水素同位体(水素、重水素、トリチウム)混合物を各同位体に分離するプロセスを説明します。大きく分けて二つのプロセスが提案され、その一つが深冷蒸留法です。液体ヘリウムを使って各水素成分の沸点まで冷やすと、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 20.4K, 23.6K, 24.9K 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こなうことができます。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、原子種で言うと 3 成分(H, D, T)ですが、分子種では 6 成分の水素同位体(H_2 , D_2 , T_2 , HD, HT, DT)が混在することです。単一の蒸留塔で 6 成分を一度に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おこなうことが考えられています。特徴は、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て、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できます。欠点は、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、寒剤が失われた場合液が蒸発し、高圧トリチウムが漏れる可能性があることです。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、冷却剤喪失事故を含めて全体を安全に設計する必要があります。

もう一つの同位体分離法としては、パラジウム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法があります。パラジウム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。図 4 は吸着剤を充填した塔に 6 成分水素同位体ガスを一定量供給し、あと He でパージしたときの水素同位体の流出曲線の違いです。各成分と吸着剤との親和性の違いにより、水素同位体を分離することが可能です。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に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[3]を参考にしようとして、基本的にクロマトグラフィ法は分離の効率は高いけれども、そのままでは連続プロセスにはなりません。いろいろな操作上の工夫や複数の塔を利用することによって連続プロセスにする試みが計られています。

1. 5 トリチウム貯蔵系

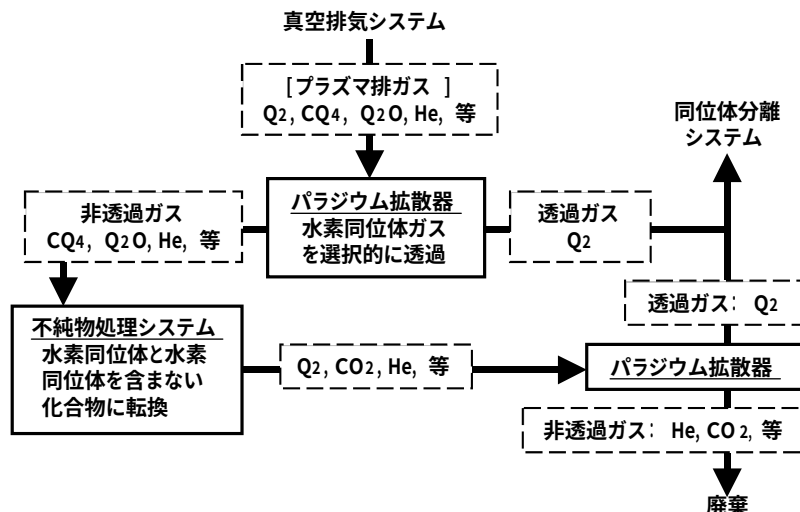


図3 燃料精製システムの機能と構成 [2]
プラズマ排ガス中の水素同位体成分を効率よく分離し回収する。

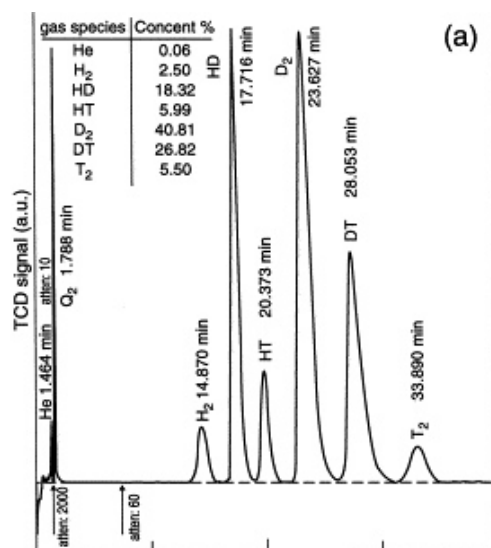


図4 吸着塔分離結果 [3]

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核融合炉に供給します。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。古くからウランが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。ITER でも使われる可能性があります。ウランは水素吸蔵脱離の繰り返しとともに微粉化する可能性があり、それに代わる材料として ZrCo が研究されています。ZrCo はウランと同様に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 ^3He 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分かりました。貯蔵時の崩壊熱量の微量な変化からトリチウムの計量管理がおこなわれ、炉内部のカーボンダスト等へのトリチウム蓄積量の評価にも用いられる予定です。

II. トリチウムの安全取扱について

2. 1 トリチウム管理技術

前節で述べましたように、トリチウムは放射性同位元素であり、管理区域の雰囲気、排気や排水中の濃度管理等については放射線障害防止法等で規定されています。他の放射性同位元素と同様に、作業従事者及び公衆の被ばく線量限度を超えないよう取り扱う必要があります。具体的には従事者が常時立ち入る場所や管理区域又は事業所境界において、それぞれ定められた濃度限度を超えないように管理する必要があります。

トリチウムは、崩壊とともに最大エネルギーが 18.6keV の β 線を放出します。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、材料及び空間内の拡散など移行速度が早く、種々の化学形に変化する等、取り扱いに注意を要する物理化学的性質をもっています。このトリチウムを、核融合炉では 1 日に数 kg の量 (1kg のトリチウムは 370PBq、P は千兆 10^{15} を表す単位) を、循環・精製して使用し (図 2 参照)、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共に、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、図 5 参照) が基本となります [4]。

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良く除去するとともに、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。

以下の節では、上記の考え方にに基づき、万が一異常な漏洩した場合、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. 2 トリチウムの漏洩検知

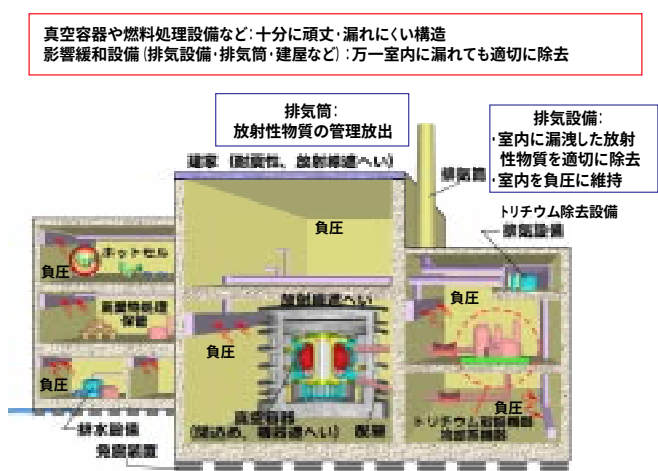


図 5 核融合炉における放射性物質の管理概念

例えば ITER でもプロセスの流量異常で破断を検知することもあり得るので、トリチウムの放射能を検知する必要があります。以下低濃度側のトリチウム計測手法を紹介します。

空気及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 2×10^4 Bq/m³）や比例係数管（検出感度：約 2×10^3 Bq/m³、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合せることで、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ガンマ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ー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 や日本の大学ではトリチウムの使用開始から現在までトリチウムの漏洩などの事故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、モニター（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ー配置が選定できるようになりました[5]。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、各々、管理区域内の1週間平均値や、環境へ排気及び排水されるものの3ヶ月平均値で管理します。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。

2. 3 雰囲気中のトリチウム回収除去

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り扱い施設では、この方式のトリチウム除去設備（図6）を採用しており、多くの実績があります [6]。

例えばトリチウム取扱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℃運転の貴金属触媒酸化反応器（Pt/Rh 触媒等）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又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

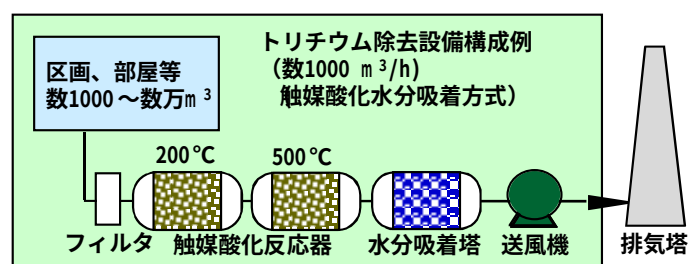


図6 トリチウム除去設備概念系統図[6]

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て使用します。

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。

2. 4 トリチウム水処理

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。一つは、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。もう一つは、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 20kg/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、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、図1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。

水蒸留法については同位体分離係数が 1.028 と非常に小さいことが欠点でしたが、吸着同位体効果を使うことによって同位体分離係数を上昇させることが分かり[8]、吸着蒸留塔のトリチウム濃縮が研究されています。

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、東京、(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、東京、(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 (2002) 647-651.
- [6] M. Yamada et al., “Operation results on safety systems of Tritium Process Laboratory in Japan Atomic Energy Research Institute”, ibid, 41 (2002) 593-597.
- [7] 深田智、林巧：“よく分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”、日本原子力学会誌、47 (2005) 623-629.
- [8] S. Fukada, “Transient behavior of enrichment of tritium water in adsorption-distillation column”, J. Nucl. Sci. Technol.,

43 (2006) 423-426.

関連するサイトのホームページ例

原子力研究開発機構トリチウム工学研究室 <http://www.naka.jaea.go.jp/tritium/top1-j.html>

核融合科学研究所安全管理センター <http://sewhite.nifs.ac.jp/>

九州大学エネルギー化学工学研究室 <http://www.qpn.kyushu-u.ac.jp/lab5/study/study2.html>