

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(4) トリチウム燃料サイクルシステム概念と開発課題

(4) Concept of fuel cycle system and R&D issues

*岩井 保則

量子科学技術研究開発機構

1. 核融合原型炉の燃料サイクルシステム

重水素-トリチウム燃料で動作する核融合原型炉（核融合出力約 1.5GW）では、燃料はガスパフ、ペレット注入、中性粒子ビーム入射加熱(NBI)により注入することを想定している。炉内における燃料の燃焼率はおおよそ 1.7%と評価されており、未燃焼ガスのリサイクル利用を目的に施設内で閉じた重水素-トリチウムの燃料サイクルを原型炉施設内に設けることが必要となる。現在、南フランスで建設が進む ITER においても同様の燃料サイクルが設けられるが、原型炉の燃料サイクルは原型炉の運転上の特徴を踏まえてシステムの設計思想が ITER の燃料システムと異なることに留意を要する。原型炉の運転は定常性が増すことが想定され、実験要素の高い ITER によるプラズマ実験の要求に基づく燃料供給に関する高いフレキシビリティ要求は原型炉では緩和される。対して、ブランケットトリチウム増殖の本格化に対する対応が原型炉においては必要となることが ITER 燃料サイクルと比べた大きな違いとなる。安全規制要求を踏まえて異常発生時を含めてトリチウムを施設内に閉じ込めることが安全上の重要課題となるため、原型炉施設内でトリチウムについては施設内で閉じた循環を構築する必要が生じる。原型炉におけるトリチウム安全性を考慮し、燃料サイクルの設計段階においてトリチウムインベントリは低減を図る必要がある。燃料サイクルにおけるトリチウムインベントリはその大半がトリチウムの製氷化を要するペレット注入系と深冷蒸留法を適用する水素同位体分離系に存在することが見込まれる。特に後者のトリチウムインベントリの低減には水素同位体分離要求の緩和を要する。不純物のみを取り除き、水素同位体分離系で D と T を分離することなく、D-T 混合燃料を再度注入する「ダイレクトリサイクル」と呼ばれる方法は水素同位体分離要求の緩和に有効であるが、D-T 混合燃料内に混入する軽水素がプラズマの許容限度を超過する場合は完全な「ダイレクトリサイクル」は成立せず、軽水素の除去を目的に水素同位体分離系による同位体分離を要する。またブランケットで生産されたトリチウムの迅速な回収を目的にブランケットトリチウム回収ライン内に軽水素を添加することが提起されている。軽水素で希釈されたトリチウムはトリチウムの回収を目的に水素同位体分離系による同位体分離を要する。原型炉の特徴であるブランケットトリチウム増殖の本格化に対しては水素同位体分離系による新たな同位体分離要求が加わることで、燃料システム全体のトリチウムインベントリの低減には限界が予想される。また不純物である軽水素を環境に放出する場合における同伴トリチウム放出の抑制が通常運転時のトリチウムの環境放出の主因となることを踏まえ、燃料システムとしてトリチウムの環境放出を抑制する技術的対策を講じることも合わせて必要となる。

2. 燃料サイクルシステムの役割

燃料サイクルの主要な役割は以下の通りである。

- ・燃料成分である重水素・トリチウムの貯蔵。
- ・トリチウムの崩壊により生じるヘリウム 3 の除去。
- ・重水素、トリチウムおよび混合燃料の供給。
- ・トリチウムインベントリの測定および評価。
- ・トリチウム処理システムへのプラズマ排ガスの移送。
- ・プラズマ排ガスの処理。（プラズマ対向機器からのトリチウム回収中に生じるトリチウムガス流の処理。不

純物除去と水素同位体分離により燃料成分を燃料として再利用するための処理。)

- ・施設内で発生するトリチウム水の処理とトリチウムの回収。
- ・ブランケットで生成されたトリチウムの回収と燃料純度への精製。
- ・通常時、メンテナンス実施時、異常発生時の雰囲気中トリチウムの除去と環境へ放出するガスの浄化。

燃料サイクルの設計はトリチウムシステムの機能要件、燃料サイクルの複雑さ、およびトリチウム除去の安全上の重要度を考慮すると、原型炉の設計および建設における主要タスクの1つにあげられる。ITERにおけるトリチウム関連の許認可の経験は、ITERの実験炉としての特殊性があるものの原型炉以降の核融合施設の参考となるものであるとの考えに基づき、日本がトリチウム関連の許認可と密接に関連するトリチウム除去系の調達を ITER 機構と共同で担うことで経験を蓄積している。

3. 核融合原型炉の燃料サイクルシステムの構成

原型炉の燃料サイクルの機器構成を図1に示す。燃料ループは、メイン燃料ループ、サブ燃料ループ(不純物処理・同位体分離・貯蔵系・水処理系)とブランケットトリチウム回収ループに大別される。

1) プラズマ排ガス処理系(TEP: Tokamak Exhaust Processing System): クライオポンプにて回収されたオフガス、計測機器から生じるガス、第一壁のコンディショニングにより生じるガスなどは、パラジウム拡散器と反応器を組み合わせた TEP にて処理する。TEP においては、先ず水素同位体の選択的透過性を有するパラジウム拡散器を用いて、水素同位体と水素同位体を含まない不純物に分ける。不純物の化学構造においては炭化水素ガスのように分子内に水素を含むものがあるため、それらは化学処理により水素同位体ガスと水素同位体を含まない化学構造のガスに反応器も用いて分解し、水素同位体ガスは水素同位体分離系に送り、水素同位体を含まないガスは後述の ADS を経由させて環境に放出する。

2) 水素同位体分離系(ISS: Isotope Separation System): 不純物ガスである軽水素を除去し、重水素とトリチウムを燃料純度にまで濃縮する。水素同位体を連続的に効率よく分離する必要性から深冷蒸留法の適用を想定している。深冷蒸留法では水素同位体を液化するため、水素同位体インベントリー、特にトリチウムインベントリーが大きくなる欠点がある。また NBI 用の純 D の製造に原理的な困難度があることに留意が必要である。

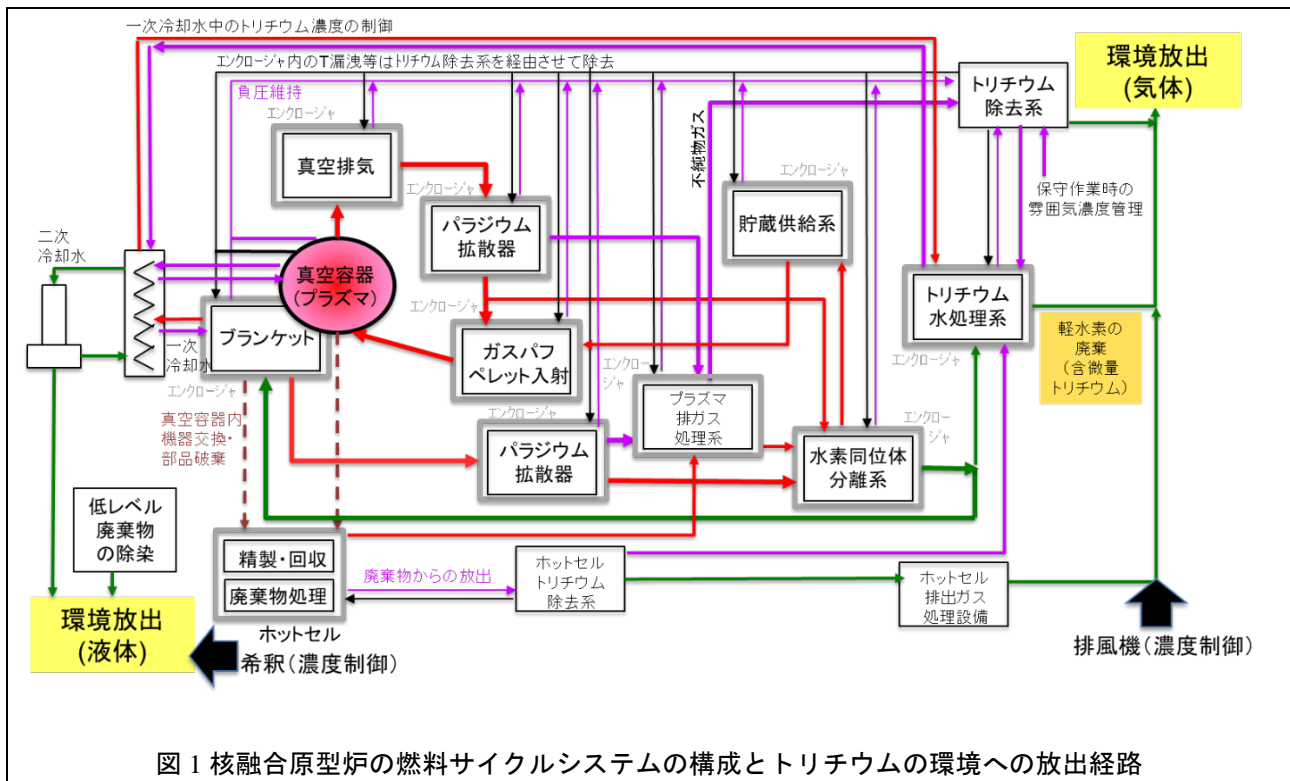
3) 貯蔵・供給系(SDS: Tritium Storage and Delivery System): 重水素およびトリチウムを貯蔵ベッド内の水素吸蔵金属と接触させ、金属水素化物の形状にて貯蔵する。燃料循環サイクルで必要とされないガスは長期保管系に移す。水素吸蔵金属としてはウランが有名であるが核燃料物質であるため日本国内に設置する原型炉においては適用に難が生じる可能性が高い。ウランに代わる水素吸蔵金属の開発を進めている。

4) トリチウム除去系(ADS: Atmosphere Detritiation System): トリチウムを雰囲気ガスから取り除く目的で設置する。トリチウムを触媒酸化する反応器と生成したトリチウム水蒸気を回収する装置を組み合わせる。閉じ込め障壁毎に、真空容器のメンテナンス時に固相から回収されるトリチウムの除去などは通常時トリチウム除去システム(Normal Detritiation System; N-DS)、その他グローブボックストリチウム除去システム(Glove Box Detritiation System; GB-DS)や異常時トリチウム除去システム(Standby Detritiation System; SB-DS)などが設けられる。

5) トリチウム水処理系(WDS: Water Detritiation System): 施設で生じるトリチウム水のうち高濃度のトリチウム水を高度濃縮した後、トリチウムガスに変換し ISS へ送る役割を担う。WDS には液相化学交換塔と電解槽を組み合わせたシステムの適用が想定される。原型炉におけるトリチウム水の処理要求流量が多い場合は上記システムの上流に水蒸留塔を組み合わせるなどの措置が必要となる。

燃料サイクルは上記の複数のプロセスコンポーネントで構成され、原型炉自体が多様な運転モードを有するため、インターフェースの構成管理と制御の複雑さが燃料サイクル構築上の課題となる。施設内ガスの環境放出における検討課題としては、ADS を経由しない燃料サイクルからの軽水素放出に伴うトリチウムの抑制がある。システム設計上、不純物としての軽水素の挙動が重要と認識しており、このための知見の集約が求められる。軽水素放出に伴うトリチウムの抑制に対する一案は ISS と WDS の一体運用であり、ISS

内で最も大きな塔である H 濃縮塔の負荷を低減しつつ、WDS で放出する軽水素中のトリチウムを確実に抑制することが期待できる。



4. 核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた課題

核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた主要な課題として以下があげられる。

4.1 トリチウム水処理システム

日本においては核融合向けではトリチウム関連主要システムの中で唯一実証されていない機器であり、また平常時のトリチウムの環境への放出のメインパスとなるプロセスである。環境へのトリチウム放出の抑制目標の実現可能性を図るためにも実証が必要である。トリチウムを燃料として使用する核融合の社会的受容性の確保にトリチウム水の適切な処理ができることを実証することは大きな意味を持つと思われる。現在の評価ではブランケットから冷却水に透過するトリチウムが約 3g/日に上り、冷却水の管理目標濃度を 1.0TBq/L として WDS で処理を要する一次冷却水処理量は 93.8kg/h と評価されている。ITER WDS の処理量は ADS 排水処理などを含めて全体で 60kg/h であり、原型炉では ADS 排水処理と冷却水処理で原型炉 WDS の必要処理量は ITER WDS の 3 倍規模となる。経済性の視点からの燃料サイクルシステムの実現可能性を確保するためには原型炉における冷却水処理要求の低減を指向する必要がある。冷却水へのトリチウムの透過抑制に関する技術開発は大学を中心に実験室レベルでは進んでおり、ブランケット冷却系へのトリチウム透過量の緩和技術の実証段階に研究を進める必要がある。また、高濃度トリチウム水の安全取扱技術の確立に向けたシステムの耐放射線性の検証やトリチウム水による腐食評価の妥当性の検証もあわせて要する。

4.2 燃料の炉への入射および炉からの排ガスの排気

D/T 混合ペレット連続製造技術についてはペレット加速技術に則した製造技術の検証を要する。D/T 混合ペレットの製造に関しては国内外において知見は限られており、最も技術開発が遅れている分野である。必然的に大量トリチウムを用いた試験が必要であるため、原型炉に向けたトリチウム R&D の実施施設として次期トリチウム大量取扱い施設を構想する際において、施設の必要トリチウム量を決める試験計画となる。炉心からプラズマ排ガスを排気するポンプについては耐振性に対する要求と原型炉におけるポンプ設置想定位置の磁場の強弱がポンプ方式を選択する主要素と考える。

4.3 原型炉を見据えた初期装荷トリチウムの購入ルートの確保とトリチウム輸送経験の蓄積

また、原型炉を見据えたトリチウム購入ルートの再開拓を要する。世界的に核融合原型炉が計画される中、世界的にトリチウムの利用可能量は限られる。初期装荷トリチウムの確保のためにも、トリチウム購入ルートの再開拓し、まずは次期トリチウム大量取扱い施設に向けた大量トリチウム輸送経験を蓄積しておくことは極めて重要であると考える。

核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた課題はトリチウムを用いないと実証できない項目がほとんどである。しかし、原型炉に向けたトリチウム R&D の実施施設は国内には存在していない。平常時のトリチウムの環境への放出量評価検討においても、環境においてトリチウムを検出限界以下に常に制御するのは達成不可能である。よって核融合原型炉の燃料サイクルシステムの化学工学的検討とともに環境影響や生体影響、生活・農水産業への影響評価研究の持続的な発展を促すことが、原型炉の安全性・社会的受容性確保の必要条件となる。トリチウムの取扱いに関する安全性・社会的受容性を理解いただくには ITER の経験の輸入のみでは不十分であり、原型炉に向けた R&D の実施施設として次期トリチウム大量取扱い施設を整備し、大量トリチウムの取扱いに対する安全実証に基づいた信頼を勝ち得ていくことが不可欠である。

*Yasunori Iwai

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology