

原型炉に向けた核融合トリチウム戦略 Strategy to develop tritium technology for JA DEMO

岩井保則、磯部兼嗣、枝尾祐希、倉田理江
IWAI Yasunori, ISOBE Kanetsugu, EDAO Yuki, KURATA Ric

量子科学技術研究開発機構 トリチウム工学研究グループ
Tritium Technology Group, National Institutes for Quantum Science and Technology

今世紀中頃までに核融合エネルギーで発電を実現し、持続可能なエネルギー源を実現することを目指す原型炉は、現在、日本を含む7極の協力のもとで建設中の国際熱核融合実験炉ITERの次のステップと位置付けられており、核融合炉の安全性及び環境性からみた潜在的利点の実証も原型炉において重要なテーマである。この課題の一つとして「トリチウム燃料の自給自足技術開発」があげられている。燃料である重水素(D)-トリチウム(T)の持続的燃焼を目指す核融合炉では、炉内に連続供給される燃料燃焼率がせいぜい数%であり、未燃焼ガスのリサイクル利用のため施設内で閉じた燃料循環ループ(燃料サイクル)を構築し、水素同位体と不純物ガスを分離後、水素を同位体別に分離、燃料システムに供給することを目指す。この燃料サイクルは、多くのサブシステムを連結させた大型化学プラントで構成される。ITERではプラズマ実験の要求に基づき柔軟な燃料の供給が求められ、要求に則した燃料サイクルが構築される。一方で、核融合エネルギーによる発電を目標とする原型炉では、燃料サイクルによる定常的な燃料の供給が求められるため、プラズマ実験のための要求が緩和される反面、燃焼(消費)するトリチウムの自給自足のためのブランケットトリチウム増殖実証が求められ、ITERとは異なる化学プラントを必要とする。原型炉の安全性においては、トリチウムを含む燃料の処理に完全な閉ループ循環を構築することはもとより、ARALAを遵守したトリチウム取扱施設の安全設計、運転等が必要となる。これに関連した一つ試みとして原型炉内にて扱うトリチウムの量を合理的な範囲で抑制するように燃料サイクルを構築することも安全性を高めるために重要となる。

燃料サイクルの役割は燃料の定常的供給に

向けた燃料ガス処理と安全確保のためのトリチウムの施設内の閉じ込め・除去に大別される。

燃料の定常的供給という点において重要となるブランケットトリチウム増殖実証とともに、全体のリスクを下げる点からも原型炉内にて扱うトリチウムの量を合理的な範囲で抑制するように燃料サイクルを構築することが重要となる。トリチウムを固体(例:貯蔵系)、液体(例:同位体分離系)、気体(例:精製系)、プラズマと多様な形態で扱う核融合炉において、特に固体や液体でトリチウムを扱う設備は内蔵するトリチウム量が多くなる。特にトリチウムを液化する深冷蒸留法による水素同位体分離は蒸留塔内のトリチウム滞留量が多くなるため、水素同位体分離の負荷軽減がトリチウム量抑制における大きな課題である。このためにはDT混合ガスでの燃料再注入を基本とし、D/Tの分離を最小限にするダイレクトリサイクリングに基づく燃料サイクルを提案している。

このダイレクトリサイクリングを基に構築された燃料サイクルでも多くのサブシステムで構成された大型化学プラントとなる。核融合炉運転に伴う燃料サイクルを含めた原型炉施設内のトリチウムの動き(特に滞留量)の評価のために、燃料サイクルシミュレーターと呼ばれる動的数値シミュレーションコードの開発を進めている(図1)。コード開発には炉内のトリチウムの収着・脱離挙動の把握が必須であり、日欧共同事業であるBA活動におけるR&DとしてITER ILWタイルやダストの分析等を通じた評価が進展している。また燃料サイクル内のサブシステム間のトリチウムの挙動を把握・制御するための先行的な実験検証を行う研究提案がNIFSのユニット提案テーマ検討を通じて行われている。これら活動を通じ、燃料サイクル内のトリチウムの流れを精査し、初期装

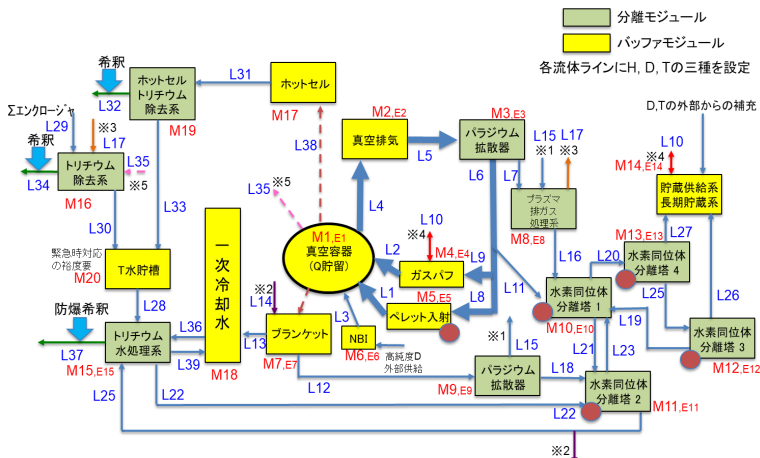


図1 原型炉燃料サイクルシミュレーターを構成するブロック荷として必要なトリチウム量の定量評価を進めようとしている。

この他、燃料サイクルを構成するサブシステムとしては雰囲気トリチウム除去システムやトリチウム水処理システムなどがあり、ITERでも開発・実証が進められる。それ以外に原型炉の固有の開発課題としては、ペレット加速技術に則したD/T混合ペレット連続製造機器等ダイレクトリサイクリングに基づく燃料サイクル実現に向けた課題もあり、これらは原型炉運転開始後開発、整備を進め、技術検証を進める。

核融合炉の安全上の特徴を踏まえた場合、核融合施設の異常発生時においてトリチウム閉じ込め・除去を担うトリチウム除去システムは安全確保の要となる。現在ITERにおいては燃料サイクルの多くのサブシステムはDT運転開始に向けて整備が進められているが、トリチウム閉じ込め・除去に対しては、仏原子力規制当局の審査が先行的に実施されている。この本格的な核融合炉に対する初の規制では、仏原子力規制当局は段階的な審査を実施している。日本国内に原型炉を建設する場合、トリチウム除去システムは燃料サイクルの構築に不可欠な構成要素であると共に安全確保上の要である。よって日本はITERにおいてトリチウム除去システムをITER機構と共同で調達し、ITERの安全規制への実証データ取得のためにトリチウム除去システム性能確認試験の実施を日本が請け負う戦略で、トリチウム除去システムの技術を取得しており、原型炉への適用を目指している。

原型炉の燃料サイクルで環境へのガス放出経路を有するのはトリチウム除去システムの他にトリチウム水処理システムがある。トリチウム水処理システムにおいては、液相化学交換

塔に適用する疎水性触媒の開発や濃縮トリチウム水の電気分解に適用する固体高分子電解質膜の耐放射線性評価などの要素技術の評価は進んでいるが、日本において燃料サイクルの主要機器の中でシステム実証がされていない機器でもある。原型炉における水冷却固体増殖ブランケットによるトリチウムの製造では、一部のトリチウムが冷却水へ移行することが想定され、冷却水中のトリチウム濃度の抑制のため必要なトリチウム水処理要求量がITERの数倍となると想定される。液を扱うシステムはスケールアップ効果があるため、原型炉に向けた検証が必須となる。また、その処理過程で放出する軽水素に混入するトリチウムが平常運転時のトリチウムの環境への主なソースとなる。このため、ARALAに基づく放出目標の設定のためにもシステム実証の必要性は高い。

以上のように原型炉に向けて検証を要する課題にはトリチウムを用いないと実証できない項目が大多数である。本格的なDT燃焼を目指すITERにおける燃料サイクルの知見については原型炉に向けて積極的に情報を得る活動が必要であることはもちろんだが、燃料サイクルに化学プラントとしてのITERと原型炉の違いに留意が必要である。ITER燃料サイクルの運転上の知見などは、その多くがITERのDT運転が本格化する2030年代後半の取得となる。よって日本の今世紀中ごろの原型炉実現に向けては、原型炉に必要なトリチウム関連技術開発をITERの建設、運転と並行し進める必要がある。

現在、ITERトリチウム除去システム性能確認試験実施の舞台となっている日本原子力研究開発機構トリチウムプロセス研究棟は、性能確認試験の完了後は施設老朽化のため廃止する計画である。この廃止措置においては、ITER向けトリチウム技術の開発に利用した設備の除染、解体を通じて、今後の核融合炉施設の除染・撤去に関する技術を実証していく計画である。一方で、原型炉に向けたトリチウム技術の開発・検証の詳細戦略については、原型炉特別チーム下に設けられているトリチウム諸課題ワーキンググループにて精査するとともに、次期大量トリチウム取扱施設と呼ぶホット施設を原型炉のトリチウム技術の戦略的実証計画に沿って段階的に整備していく予定である。