



プロジェクトレビュー ITER 計画の機器開発・製作の進展

9. ITER トリチウムプラントの開発

9. Development of Tritium Plant for ITER

林 巧, 中村博文, 岩井保則, 磯部兼嗣, 枝尾祐希, 寺田誠二,
倉田理江, 山田正行, 鈴木卓美, 佐藤克美, 富山善実, 山西敏彦
HAYASHI Takumi, NAKAMURA Hirofumi, IWAI Yasunori, ISOBE Kanetsugu, ED AO Yuki,
TERADA Seiji, KURATA Rie, YAMADA Masayuki, SUZUKI Takumi, SATO Katsumi,
TOMIYAMA Yoshimi and YAMANISHI Toshihiko

*国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

(原稿受付: 2016年1月13日)

ITER (国際熱核融合実験炉) のトリチウムプラントの概要と, 日本が調達責任を有するトリチウム除去系に関する設計の現状と課題について紹介する. ITER トリチウムプラントは大きく分けて6系統のシステムで構成され, ITER 機構の他, 日, 欧, 米, 韓の4極の間で調達が分担されている. 日本はITER 機構とともにトリチウム除去系を担当する. トリチウム除去系は安全重要機器 (Protection Importance Component) であるため, 異常時に確実にトリチウムを除去可能なよう多重性を有する設計となっている. 本章では, トリチウム除去系のトリチウム除去技術とトリチウム除去系の性能確認に向けた取組みを紹介する.

Keywords:

Fusion, Tritium, Detritiation System, Safety Component, Licensing, ITER

9.1 はじめに

ITER (国際熱核融合実験炉) では, 本格的な重水素 (D)/トリチウム (T) 燃焼運転を実施するために, トリチウムを最大4 kg 程度保有する計画で有り, DT 燃焼は300~500秒放電または3,000秒放電 (Duty 25%) といったパルス運転ではあるものの, 定常的に約1 kg のトリチウムを循環処理して使用する計画である. トリチウムプラント [1] は, 主としてこれら燃料循環処理に必要な設備と, 数kg のトリチウムを安全に取り扱うための設備で構成されるもので, 図1にその概念系統構成を示す. 固体水素またはガスで真空容器内に注入されたDT燃料は, プラズマ状態で核融合反応を起こすが, その多くは未燃焼のまま真空排気される. そのプラズマ排出ガスから未燃焼の燃料を精製回収し, DやT燃料を分離し, 貯蔵設備を経由して燃料ガスの成分を調整後, 再注入する設備が燃料循環処理設備である. DT燃料回収後の排出ガスは, 僅かに残るトリチウム成分をトリチウム除去系にて酸化しトリチウム水蒸気を回収除染後, 排気塔から排出するが, 回収したトリチウム水は化学交換塔で処理され, トリチウムを燃料循環系に戻す. このようにトリチウムプラントでは, 多くの設備の有機的な連動運転が必要不可欠である. 本図に記載の通り, 上記各設備を4つの極 (日, 欧, 米, 韓) 及びITER 機構 (IO) が分担して調達する. トリチウムプラントの主要機器の例とその調達分担極について以下に示す.

1. トカマク排ガス処理設備

(Tokamak Exhaust Processing System: TEP, 分担極: 米国)

プラズマ排気ガス中の水素同位体ガスをパラジウム合金透過膜拡散器 (PD) により精製, 残った不純物ガス中のトリチウムは触媒反応 (分解, 化学交換など) により化学的に水素ガスに変換してPDで回収するシステム. 現在, 詳細設計段階.

2. 水素同位体分離システム

(Isotope Separation System: ISS, 分担極: 欧州)

TEPで精製回収した水素同位体ガスを深冷蒸留分離法 (液体水素の蒸留) により同位体分離を行い, 重水素, トリチウム成分のみを回収するシステム. 現在, 概念設計段階.

3. トリチウム水処理システム

(Water Detritiation System: WDS, 分担極: 欧州)

ITERで発生したトリチウム水を液相化学交換塔により同位体分離し, 電気分解 (高分子電解膜) 法を組み合わせて, トリチウム成分を水素ガスとして回収するシステム. 現在貯留タンクはITERサイト納入済, それ以外は詳細設計段階 (一部概念設計中の機器もあり).

4. トリチウム貯蔵システム

(Tritium Storage & Delivery System: SDS, 分担極: 韓国)

*現在の所属: 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構

corresponding author's e-mail: hayashi.takumi@qst.go.jp

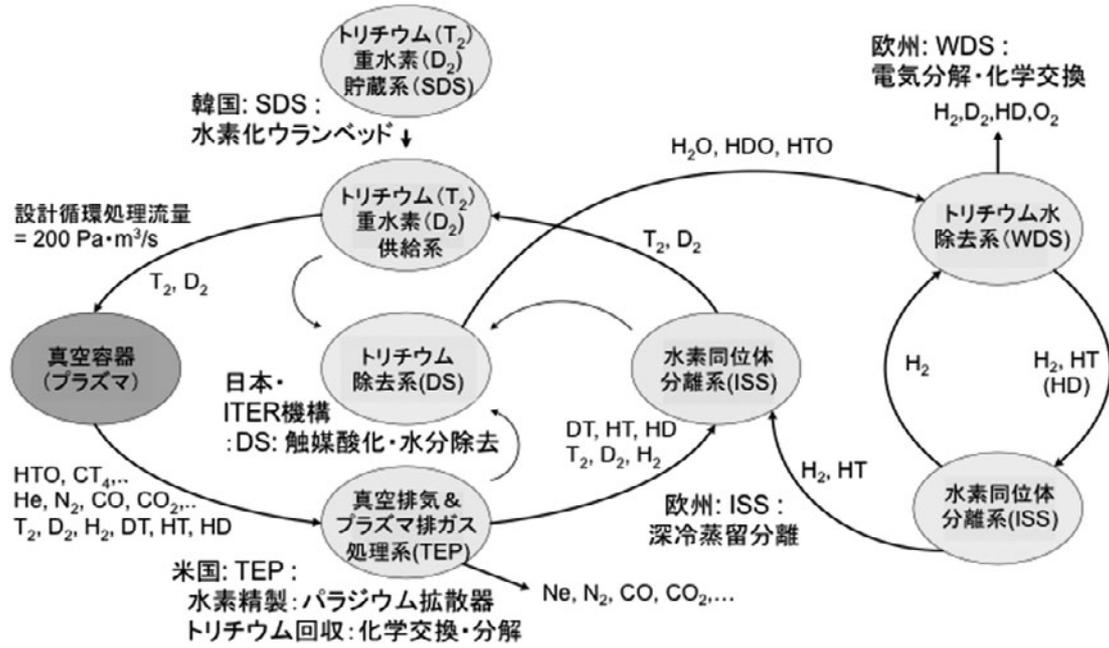


図1 ITER 燃料循環処理システム概念系統構成図。

トリチウム等の燃料を劣化ウランに吸蔵させ金属水素化物の形で貯蔵、各種実験ガスを含め供給するとともに、貯蔵されているトリチウムの崩壊熱を測定しトリチウムの計量を行うシステム。現在、詳細設計段階。

5. トリチウム除去システム

(Detritiation System: DS, 分担極：IO/日本)

建屋内に漏洩したトリチウムを雰囲気中から除去、また各種トリチウムシステムから排出されたガス中のトリチウムを除去し、トリチウムの環境漏洩を防止・緩和する安全システム。現在、最終設計段階。

6. 分析測定システム (Analytical System: ANS, 分担極：IO)

トリチウムプラントの各系統におけるトリチウム分析を行うシステム。現在、詳細設計段階。

前述のように、日本はトリチウム取扱安全上、最も重要な、雰囲気トリチウム除去系 (DS) を分担している。以下、本章では、フランスの安全規制要件を踏まえて日本が分担する ITER DS の設計の現状及び課題を整理すると共に、今後予定している確認試験や共同調達活動計画 (IO と日本で50%：50%の分担予定) について紹介する。

9.2 フランスの安全規制の要件を踏まえた ITER DS の設計の現状：

トリチウムは多重閉じ込めにより安全に取扱管理するが、それぞれの閉じ込め障壁は、物理的障壁である真空容器や気密容器、グローブボックス (GB) やセル、部屋や建屋などと、機能障壁である DS を組み合わせて構成する [2, 3]。

DSの構成は、トリチウム除去対象の建屋毎、あるいはトリチウム除去の対象毎に分類されており、主として以下で構成される。

1. トカマク複合建屋トリチウム除去系 (TC-DS)

トカマク本体が収納されるトカマク複合建屋雰囲気の異常時のトリチウム除去を行うとともに、平常時のポートセルや中性粒子入射装置 (NB) セル等の段階的負圧維持及びトリチウムプラントからの排気ガスの処理を行うシステム。

2. ホットセル建屋トリチウム除去系 (HCF-DS)

機器のメンテナンスを実施するホットセル建屋雰囲気の平常時及び異常時のトリチウム除去を行うシステム。

3. グローブボックス (GB) トリチウム除去系 (GB-DS)

トリチウムプラント機器が内包されるグローブボックス内雰囲気のトリチウム除去を行うシステム。

4. サプレッションタンク負圧維持系 (ST-VS)

トカマク真空容器内への冷却水漏れなどの異常時においてその圧力を抑制するサプレッションタンク内雰囲気の負圧維持を行うシステム。なお、本システムの排気ガスは TC-DS に送られる。

上記の中でも、TC-DS と HCF-DS は最終閉じ込め障壁を構成しており、以下の要求が課されている。

1) 機能については、下記の4つの要求を満たす必要がある。

- ① 通常運転時の全てのトリチウム使用機器からの排ガス中のトリチウム除去、
- ② 保守時の真空容器、各種 GB やセル等の雰囲気トリチウム濃度制御、
- ③ 定常汚染の可能性のある区画等の段階的負圧維持及び排出ガスのトリチウム除去、
- ④ 異常時のトカマク複合建屋及びホットセル建屋の負圧維持及び排出ガスのトリチウム除去。

2) DSのトリチウム除去性能は、設計値で99.9%とし、実際に、非火災異常時で99%、火災時で90%を最低限満たすことが要求されている。ITERでは、1つの火災ゾーンと一致するトリチウム隔離区画 (例えばトリチウム貯蔵ベッド1基など隔離弁で隔離できる区画) について、最大70g

以下のトリチウム貯蔵・滞留量に管理する。安全評価上、火災時に、1つの火災ゾーンにあるトリチウムが全て当該区画に放出されたとしても、90%はDSで除去され、環境への影響は敷地境界で1mSv以下に緩和されると評価されている。

3) DSの処理要求量は、通常時は上記の①②③の合計値、異常時は上記④の中の最大容積区画の負圧維持量で決まる。ITERでは、トカマクギャラリーが72,000 m³で最大容積区画であり、100 vol%/dayの気密度から、3,000 m³/hの処理量が要求される。実際には、この要求に、停電、DSの保守、DSの火災、及び異常時の単一故障の重ねあわせなどの複合事象を考慮する。例として、現状のトカマク複合建屋のDSの系統構成を図2に示す。

- 通常時用のDSは、実績から触媒酸化・水分吸着方式(乾燥塔)、1,600 m³/hの処理量で1系統。常時運転。
- 異常時用のDSは、長期運転の信頼性*1から[3]、触媒酸化・向流水-水蒸気交換方式(スクラバー塔:SC塔)、1,400 m³/hの処理量で6系統。3系統毎に1系統の非常用電源を配置する。通常時は、待機運転を基本とする。
- なお、DSで回収したトリチウムは、トリチウム水として水処理システムに送られ燃料循環系に戻る。(図1参照)

9.3 DSの課題と今後の統合性能確認試験:

上記のように長期運転時の信頼性向上の観点から、異常時のDSにはSC塔が採用されている。SC塔は、多くの化学プラントなどで実用されており、有害ガスの除去性能は実証されているがトリチウム水蒸気の除去性能は実証されていなかった。そこで、ロシアでの基礎試験を経て、日本原子力研究開発機構(原子力機構)のトリチウムプロセス研究棟(Tritium Process Laboratory:TPL)で実機の約1/5のパイロット規模での実証試験を実施し(2009~2013年)、最も保守的な飽和水蒸気条件にてトリチウム水蒸気の除去性能を確認した。また、触媒酸化反応塔(LTR等)の触媒についても、基礎試験を実施し、電源ケーブルの火災時に

発生するガス(主として、メタン、エチレン、プロピレンなど)共存下や一酸化炭素・二酸化炭素共存下でトリチウム酸化性能を確認した[4]。

上記のように新規技術を利用したITERのDSに関しては、ITERの安全を監督するフランスの原子力規制当局も関心を寄せており、2012年にITERの建設が許可された省令(ITER Creation Decree: Decree No.2012-1248 9 Nov. 2012)においては、DSの性能に関するQualificationが求められた。さらに2013年に決定されたTechnical Prescription(ASN Decision No. 2013-DC-0379)において、SC塔、酸化触媒の有効性の確認やこれらの組み合わせ統合システムとしての有効性の確認等の6項目の技術的要求が求められており、原子力機構のTPLにおいてトリチウムを使用したDSの性能確認試験を分担して実施する予定である。

具体的には、上記のDS性能確認試験の他、調達に係る品質確認試験の一環として、LTRやSC塔の単体機器としての実用運転要求条件下での確認試験を継続するとともに、DSシステムとしての以下の統合性能確認試験を、日本で実施する予定である。

- ①SC-DSの実用条件運転試験及びAging試験:上記1/5-SC塔をITERにおける実用条件での運転(断熱増湿運転)試験用に整備して、性能実証を行うとともに、長期間データを蓄積して経年変化の有無を確認。
- ②ミッション試験:①の1/5-SC塔をTPLの既設のトリチウム除去設備と連結し、長期間、実際のトリチウム施設のDSとしての運転実績を蓄積。
- ③SC-DS統合試験:標準設計に基づき、適切な規模の触媒塔及びSC塔を製作して連結し、SC-DSモジュールシステムとしての統合トリチウム除去性能の実証。

9.4 DSの調達活動:

2014年12月に、IOと日本国内機関(JADA)で共同で調達活動を行うための取決めを締結した。この取決めの下で、現在、DSの本格的な調達活動の開始に向け、共同チー

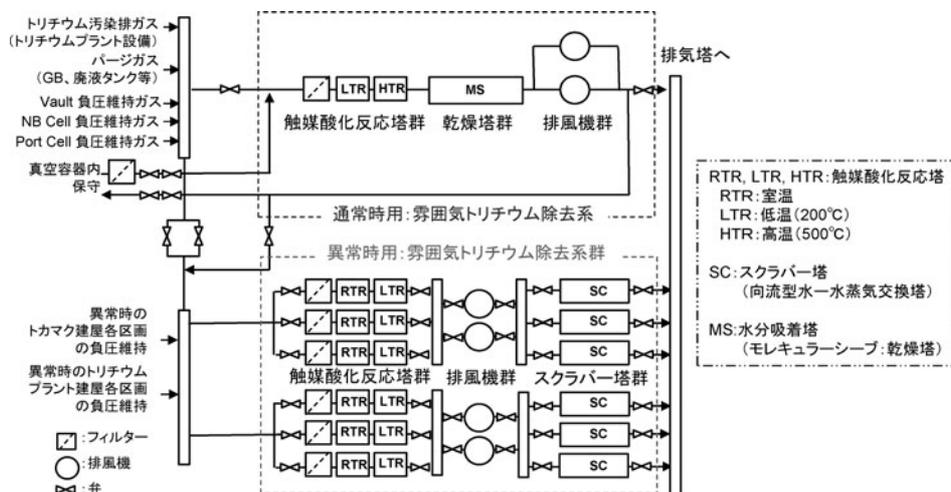


図2 ITER トカマク複合建屋用雰囲気トリチウム除去系の系統構成。

*1:水分吸着方式(乾燥塔)は、長期運転時には乾燥塔の吸着容量が限られているため、複数の乾燥塔の切替運転が必要で、切り替え時の弁等の故障確率を評価すると、除去系としての信頼性が低くなり、切り替えのない連続運転が可能なスクラバー塔方式が採用された。

ムを発足させ設計作業を進めている。DS 調達に関しては、全体を共同調達チームが管理するが、主として最終設計（2019年完了予定）や実機の調達活動（2025年据付完了予定）は IO 側主導で、統合性能試験対応（2020年頃まで）は日本側主導で実施していく予定である。2015年9月に DS 調達に関する第1期の調達取決めが発効し、日本における統合性能試験が開始された。

参考文献

- [1] M. Glugla *et al.*, Fusion Eng. Des. **82**, 472 (2007).
- [2] D. Murdoch *et al.*, Fusion Eng. Des. **83**, 1355 (2008).
- [3] S. Beloglazov *et al.*, Fusion Eng. Des. **85**, 1670 (2010).
- [4] T. Hayashi *et al.*, Fusion Sci. Technol. **67**, 365 (2015).