連載
講座核融合トリチウム研究最前線
——原型炉実現に向けて——

第1回 核融合炉の安全性とトリチウム

量子科学技術研究開発機構 林 巧

核融合炉は固有の安全性を有するが、その利点を活かし安全性の追求を最優先に、社会との適合性が高いエネルギー源として選択され得よう社会的受容性を高める必要がある。核融合炉で安全上最も考慮を要するのはトリチウム燃料の閉じ込めであり、核融合原型炉の実現に向けて、トリチウムに係る研究開発の進展と情報発信は必要不可欠である。本連載講座では、原型炉実現に向けたトリチウム研究の最新情報を整理し、今後の研究・将来展望を解説する。

KEYWORDS: *Fusion reactor, Tritium, Safety, Fusion fuel cycle, Tritium confinement, Detritiation system, Accountancy, ITER, ITER-TBM program*

I. はじめに

核融合エネルギー研究開発は、現在、「第三段階核融合研究開発基本計画」(平成4年6月原子力委員会決定)、及び、「今後の核融合研究開発の推進方策について」(平成17年10月原子力委員会核融合専門部会策定)に基づき実施されている。また、同専門部会で、核融合原型炉の実現に向け、戦略的なロードマップを策定し、産学官で共有してオールジャパン体制で推進する必要性が指摘¹⁾された。これを踏まえ、「原型炉開発のために必要な技術基盤構築の中核的役割を担うチーム」(平成25年1月)²⁾や、「原型炉開発総合戦略タスクフォース」及び「原型炉設計合同特別チーム」(平成27年6月)などが設置・結成され、核融合原型炉の概念設計及び研究開発が開始されている。さらに、現在、欧・日・米・露・中・韓・印の7極で進めているITER計画や、日・欧で進めている核融合原型炉に向けた幅広いアプローチ活動(BA活動)などの国際協力、及び国内研究などの進捗を踏まえ、「原型炉研究開発の推進に向けて(仮称)」(平成29年4月、科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 第10回核融合科学技術委員会)の議論が進められ、「推進方策報告書」の原型炉に向けた中間チェックアンドレビューの見直しやそのためのアクションプランが、議論されている。

この議論の中で、「原型炉の目的は、核融合炉の技術的実証と経済的実現性を明らかにすること」とし、研究開

発では「核融合の利点を活かした安全性の追求を最優先に、社会との適合性が高いエネルギー源として選択され得よう社会的受容性を高めることが極めて重要である」としている。本連載講座のタイトルにある「核融合トリチウム」は、核融合炉における主たる可動性放射性物質として、その安全取扱実証はもとより、燃料としての自己充足性を満足する総合的なトリチウム増殖の実現も、原型炉の重要な目標として位置付けられている。

したがって、本連載講座では、この核融合燃料としてのトリチウム研究開発について、核融合原型炉の実現に向けた進展と課題を整理する。まず、第1回としては、核融合炉の安全性について再確認し、核融合炉におけるトリチウム取扱技術の概要を解説するとともに、今後の原型炉に向けたトリチウム研究開発の横断的課題を整理する。個別の研究課題については次回以降にそれぞれの分野の専門家の先生方から解説いただくが、前述のアクションプランが議論される中で、多くの識者から幅広いご意見をいただければ幸いである。

II. 核融合炉の安全性

1. 安全上の特徴

核融合炉の安全を議論する上で最も特徴的な事項は、多くの解説書³⁾にも記載されているように、原理的に再臨界が生じないなど、核融合反応自身が固有の安全性を有することである。よって、核融合炉で安全上、最も考慮を有するのは、可動性の放射性物質(Radio-Isotopes: RI)を如何に閉じ込めて安全に取り扱うかという点につきである。

(1) 可動性の放射性物質(RI)

現状の核融合炉設計においては、その反応の相対的な

Research frontier of tritium for fusion reactor - toward the DEMO reactor - (I); Safety aspect of fusion reactor and tritium:
Takumi Hayashi.

(2017年10月30日 受理)

容易さから、重水素(D)と三重水素(トリチウム:T)を燃料とする核融合炉の設計が進められている。核融合炉における可動性のRIとしては、燃料であるトリチウムの他、主に真空容器内でプラズマとブランケットやダイバータなど第一壁との相互作用で発生し得る放射化ダストと、真空容器等の冷却水中に生成し得る放射性腐食生成物(Activated Corrosion Products: ACPs)がある。その量は、ITER(サイト内)で、トリチウムが3kg以下(更に固体廃棄物内に最大1kgと想定)、放射化ダスト(WやBeなど)が真空容器内にそれぞれ100kgレベル、ACPは堆積物として10kg以下で冷却水系統毎にクラッドやイオンとして60g以下、と評価されている⁴⁾。原型炉では、燃料備蓄(3GWthの炉の場合、1ヶ月相当分だと約13.5kg-トリチウム)や、運転制御安定性、定期点検及び第一壁の交換頻度(ダストやACP)の考え方によって、サイト内の量や分布は幅広く変化し得る。このように、核融合炉は、そのサイト内でトリチウム燃料の生産、加工、再処理などのプラントを常時稼働させながら運転する必要がある、特にトリチウムは種々の化学形で存在することを認識する必要がある。

(2)核融合炉が内包するエネルギー

核融合炉では、通常運転時において、核融合反応により発生するエネルギーの他に、プラズマ中に磁気や熱エネルギー(ITERでは、300MJや400MJ)が、超伝導コイルに巨大な磁気エネルギー(ITERで50GJ)が、蓄積されている^{3,4)}。さらに、核融合原型炉ではそれらに加え、トリチウム燃料生産のための機能材料(BeやLi材料)と冷却水などとの化学反応エネルギーや、主に第一壁の高放射化による崩壊熱エネルギーが存在する。よって、これら内包エネルギーのRIの閉じ込め性能への影響を十分考慮する必要がある。

2. 異常時の考慮

核融合炉では、常時、トリチウム燃料を中心として相当量の可動性のRIが、固有の安全性を持つ核融合反応とは別に、相当量の電磁力や熱エネルギーと常に共存している。したがって、地震力のような外的起因の荷重だけではなく、なんらかの運転異常により、共存するエネルギーが引き起こし得る、過度な電磁力や過加圧、過加熱や化学反応などの内部起因の荷重が、可動性のRIを内包する閉じ込め障壁(真空容器や各種トリチウムプラント機器、及び建屋)を侵さないよう設計するとともに、万一の場合にも、環境への可動性RIの放出を最小限に緩和する機能を備える必要がある。

ここで、可動性のRIの内、放射化ダストやACPは、異常時にもフィルターやイオン交換樹脂などで捕捉することが比較的容易であることから、最終的には燃料であるトリチウムをどのように閉じ込めて安全に取り扱うかが最も重要である。

3. 平常時の考慮

前述のように、核融合炉では、高純度のトリチウム燃料(DT: 約50GBq/cm³)をサイト内で常時数kg循環して取り扱うため、サイト内での保有分布に応じて適切に区画する。つまり、1区画内のトリチウム量を制限して分散管理する。その際、計画的な保守点検の考え方に依存して区画化(トリチウムの閉じ込め境界)位置が大きく異なるが、常時段階的な負圧管理の下で、ALARAの観点から、十分なトリチウム除去性能を有する機能障壁を設け、安全に運転する必要がある。

一方、トリチウムは、その検出感度の高さ故、法的基準値以下の排出濃度(5mBq/cm³-HTO以下/3ヶ月平均値)で管理しても、周辺環境では、宇宙線起因のトリチウムなどの季節変動等を含めてトリチウムが検出可能である。したがって、社会的受容性の高い核融合炉を目指すためには、固有の安全性に満足することなく、上記を考慮して、長期的・統計的な環境トリチウム調査を継続するなど、サイト内外における自然界でのトリチウム濃度変動を理解するところから、さらに安心な管理を実現しなければならないと考える。

このような整理は、日本にITERを誘致しようとした際に、原子力安全委員会(当時)で議論され、2つの安全委員会見解が出されている^{5,6)}。また、その委員会見解に基づき、文部科学省で「ITERの安全確保について」という安全確認の考え方が整理されている⁷⁾。原型炉では、その目的や設計に依存して、ITERとは安全上の性格が若干異なるであろうが、検討の基礎としては十分参考にするべきものとする。

III. 核融合炉でのトリチウム取扱技術

図1に、核融合原型炉プラントの系統概念と放射性物質(トリチウム燃料)の流れのイメージを示した。詳細は今後の連載で紹介頂くが、ここでは主な系統・設備構成と取扱技術を概説する。

1. 燃料サイクルシステム

核融合炉の燃料サイクルシステムは、主燃料循環系と増殖ブランケットトリチウム回収系に大別できる。前者は、主に真空容器内から排出される未燃焼の燃料を精製、同位体分離し、濃度調整して再注入する循環処理ループである。基本的に、燃料の精製は水素同位体のみを溶解拡散させて分離回収するパラジウム膜拡散器を、水素同位体の分離には液体水素を蒸留する深冷蒸留塔を利用する。分離した重水素やトリチウムは、必要に応じ、同位体比を調節して再注入する。基本過不足分の重水素やトリチウムは、金属水素化物としてウランやジルコニウムコバルトなどの貯蔵ベッドをバッファーとして安定吸蔵保管もしくは加熱放出供給される。なお、原型

炉においても、注入した燃料の約 95% 以上(推定値: ITER では 99.7% 以上)が、DT 核融合反応 ($D+T \rightarrow He+n$) で生成したヘリウム(He)などと共に一旦真空容器外に排出される。いま、熱出力で 3GWth を想定すると、トリチウムは 1 日で約 450g 程度消費することになるが、反応率が 5% 程度であったとすると、少なくとも消費量の 20 倍の燃料を 1 日に循環処理しないと行けない。但し、ITER の主燃料循環系は $200Pam^3/s$ (最大熱出力 0.5GWth, 反応率 = 0.3%) で設計されることから、原型炉で反応率が 1.8% を超えれば、主燃料循環処理量は ITER よりも少なくても済む計算になる。また、定常運転になれば水素同位体分離要求は軽減するため、一部のみを分流処置¹⁾、軽水素のみを除去すればよい。(図 1)

後者は、真空容器内に設置する増殖ブランケット(日本は、現在、固体増殖・水冷却方式を主案としている)において、リチウムと核融合中性子の核反応により製造したトリチウムを不活性ガスでパージしてブランケット外に追い出し、トリチウムを回収する設備である。現在、ITER テストブランケットモジュール(TBM)計画では、トリチウム回収設備など補機系を含めて一式を ITER に持ち込み、ITER を利用して核融合炉でのトリチウムの自給生産に必要な技術を検証する予定である。この ITER-TBM(1 モジュール)での結果を踏まえ、原型炉では真空容器内全面に配置した増殖ブランケット全体で、最低でも、燃焼分のトリチウムは生産(回収)出来ないといけない。

2. トリチウム閉じ込めシステム

トリチウムは多重閉じ込め概念⁸⁾を適用して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(一次障壁)と、グローブボックス(GB)やセル(二次障壁)、部屋や建屋(最終障壁)な

どと、機能障壁であるトリチウム除去設備(DS)をそれぞれ組合せて構成する。

DSの機能要求は主に、①通常時の一次障壁からの排ガス中のトリチウム除去、②保守時の一次二次障壁周りの雰囲気トリチウム濃度制御、③汚染拡大防止のための定常的な段階的負圧維持及び排出ガスのトリチウム除去、④異常時の二次及び三次障壁の負圧維持及び排出ガスのトリチウム除去による環境影響緩和などである。

トリチウムは水素の同位体なので、トリチウムを除去するには、触媒で酸化し、トリチウム水蒸気を除去(吸着か交換)する。このトリチウム除去性能は、許認可上極めて重要な要求値であり、例えば、ITER では、設計値で 99.9%、非火災異常時で 99%、火災時で 90%の性能確証が要求されている⁹⁾。実際のトリチウム除去設備の設計においては、Ⅱ章で整理したように、異常に備えた平常時からのトリチウム区画管理の考え方、特に区画内火災などを十分考慮して、上記要求を満たすことが重要である。なお、DS で回収・除去したトリチウムは、トリチウム水(T 水)処理設備で処理して最終的には主燃料循環系の水素同位体分離設備などを介して、燃料に戻すことになる。

3. 計量管理

II章で記載したように、核融合炉ではトリチウムは施設内の各所に種々の化学形で分散して存在し得るため、運転管理上は可能なかぎり、それぞれの設備、ループ、区画などで出入り管理をしていくことが重要である。一方で、許認可上は、施設内のトリチウムが許可の範囲内において安全に取り扱われていることを証明することが計量管理上重要であり、サイト内でのプラント配置設計にも大きく依存するが、大枠としては核融合炉本体関連建屋(例えば図1のトカマク施設)、廃棄物処理一時保管

施設、及び燃料トリチウム備蓄施設あたりでの計量管理が適切ではないかと考える。

なお、原型炉で本格的にトリチウム燃料の自給を実証する段階においては、生産したトリチウム量をどのように評価できるかが非常に重要となる。これは、増殖ブランケットでのトリチウム生産が中性子とトリチウムとの核反応によることから、その物理的な核反応断面積の誤差(±5%)を超えた精度での計量管理が原理的に困難であることによる。一方で、核融合炉は設計にも依存するが、ほぼ日々生産したトリチウムで運転を継続するのであり、上述の運転制御上の計量管理の継続と安全許認可管理上の計測監視の継続を通して、計量できたトリチウム量を実態として管理することを考えるべきではないかと思うが、近年検討されている放射性同位元素の防護措置¹⁰⁾とも整合して、今後議論すべき課題と考える。

IV. 原型炉に向けた課題と研究開発

原型炉に向けた研究開発課題は、トリチウムに関してもアクションプランで整理されている。狭義には燃料サイクルであるが、炉設計、ブランケット、ダイバータ、加熱(中性粒子ビーム入射：NBI)、核融合炉材料、安全性や保守などとも連携して進めていく必要がある。具体的課題は、後の講座で議論いただくこととして、横断的な部分を以下に整理しておきたい。

1. 人材確保

核融合炉を設計、建設し、安全に運転していくためには、燃料であるトリチウムの安全取扱技術が確立し、その経験の蓄積のもとで、プラント設計が適切になされるべきである。漸く、国際協力のもとで ITER という実験炉を建設し、重水素とトリチウム(DT)を燃料として核融合エネルギーの科学的・技術的実現性を実証する段階にきているが、本格的な DT 実験は 2036 年以降と計画されている。日本では、1990 年代に日米核融合研究開発協定のもとで、核融合燃料循環処理技術のある程度実証した経験はあるが¹¹⁾、それ以降、核融合分野でのトリチウム研究者技術者は少なく、さらに減少傾向にあり、如何に技術継承をするかを含め、人材確保は重要な課題である。今後より一層、既存の原子力分野を支える国内企業や大学研究機関との連携協力が不可欠である。

2. 大量トリチウム取扱施設の確保

核融合炉のトリチウム技術開発を推進していく上で、ある程度の大量トリチウム取扱施設の確保は不可欠である。2016 年度以降、量研(QST)が原子力機構(JAEA)から分離し旧放医研と統合して以降、現状、ITER の DS の調達分担で JAEA 施設(TPL : 50g-T 規模)を 2020 年度末までの予定で QST が借用しているが、核融合研究

のための大量トリチウム取扱施設(1g-T 規模以上)は国内に存在していない。欧州は ITER のトリチウム施設が建設されつつあり、韓国は重水炉(CANDU 炉)でのトリチウム取扱を実施している。また、米国、ロシア、中国、インドは別途トリチウム技術が存在し得ると想定すると、ITER 計画に参加する 7 極の中で日本だけが核融合トリチウムの大量取扱施設がない現状は打開する必要がある。現状でも、富山大学を中心として(QST には六ヶ所研にも)、10mg 規模のトリチウムを取り扱う施設は存在し、多くの物理化学的基礎研究が行われており、その活動は他極をリードしているが、TPL の後をどうするかは重要な課題である。QST の六ヶ所研において核融合中性子源施設の整備計画とともに検討しつつあるが、規模は小さくても ITER のトリチウムプラントを補完し、原型炉に向けた DT 燃料の連続循環処理運転を総合的に実証できる設備群(100g-T 規模)を整備する必要がある、冒頭のアクションプランでもある程度は認識されているが、早急に具体化する必要がある。

3. ITER の有効活用

上述のように、ITER は 7 極の国際協力の下で、建設が進められており、そのトリチウムプラントは 2035 年末からの DD 及び DT 試験に向けて、段階的に整備されていくことになる。これらは、米国(TEP : 燃料精製・不純物処理設備)、欧州(ISS : 水素同位体分離設備及び WDS : T 水処理設備)、韓国(SDS : 燃料貯蔵供給設備)、日本(ADS : トリチウム除去設備)などが分担して調達し、2028 から 2031 年頃に ITER サイトに統合され、DD/DT 試験に向け、2031 年頃に最初のトリチウムを輸送してトリチウムを用いた統合運転試験に入る予定となっている。

この据付・統合、試運転、統合運転試験などは、原型炉のプラント設計に非常に重要であり、現地で情報を共有し有効に活用するべきである。しかしながら、より有効に技術情報を入手・咀嚼するためには、現地参加する研究・技術者が、日々起こり得る事象にできるだけ現場で接する必要がある、最低限のトリチウム取扱経験を積んだ放射線作業従事者として参加すべきである。

一方で、Ⅲ章で記載した、ITER を利用した TBM 計画では、増殖ブランケットとしては小規模であるが、「固体増殖・水冷却方式の ITER-TBM の開発・製作を具体化し、性能が要求水準を満たすことを確認する必要がある」¹²⁾と要求されている。このため、自前で増殖トリチウム回収設備や TBM 用の冷却水循環設備などの補機系を含めて、ITER に持ち込んで段階的に試験を行う。

V. 結びにかえて

核融合トリチウム研究最前線—原型炉実現に向けて—

という連載講座の第1回として、核融合炉の安全性とトリチウムと題し、過去の検討からITERの現状及び科学技術・学術審議会の核融合科学技術委員会での議論などを含めて、近況を整理した。

核融合原型炉の実現に向けて、トリチウムに係る研究開発は、経済性の観点からも安全性の観点からも不可欠の分野であり、社会に見える形での技術的成熟を効果的に発信していく必要がある。そのためには、多くの関連研究者技術者が連携協力し、互いに人材や資源確保及び効率的運用に最大の努力をする必要がある。

上記の観点も踏まえ、本連載講座では、本稿を含め以下のように12回を予定している。

- 第2回：「トリチウムバランス」
- 第3回：「初期装荷トリチウム」
- 第4回：「固体トリチウム増殖ブランケット」
- 第5回：「液体トリチウム増殖ブランケット」
- 第6回：「トリチウム透過」
- 第7回：「トリチウム蓄積」
- 第8回：「トリチウムプロセッシング」
- 第9回：「トリチウム閉じ込め」
- 第10回：「トリチウム計測」
- 第11回：「トリチウム施設管理」
- 第12回：「トリチウム研究・将来展望」

－ 参 考 資 料 －

- 1) 原子力委員会核融合専門部会、報告書「原子力政策大綱等に示している核融合研究開発に関する取組の基本的考え方の評価について」、平成21年。
- 2) 文科省核融合研究作業部会、報告「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の進め方について」、平成25年1月。
- 3) テキスト核融合炉専門委員会、特集/テキスト核融合炉(トカマク炉設計とその基礎となる炉心プラズマ物理、炉工学技術)、プラズマ・核融合学会誌, Vol.87, Supplement, 平成23年2月。
- 4) ITER EDA Documentaion Series No.24 “ITER Technical Basis”, IAEA, Vienna, 2002.
- 5) 原子力安全委員会、見解「ITERの安全確保について」、平成13年8月6日。
- 6) 原子力安全委員会、見解「ITERの安全規制のあり方について」、平成14年6月3日。
- 7) 文部科学省、「ITERの安全確保について」ITER安全規制検討会報告書、平成15年11月28日。
- 8) 林巧他 プラズマ・核融合学会誌 73(1997)1341-1346.
- 9) 林巧他 プラズマ・核融合学会誌 92(2016)440-443.
- 10) 規制庁 核セキュリティに関する検討会、報告書「放射性同位元素に対する防護措置について」平成28年6月。
- 11) S.Konishi,etc.,Proc.IEEE 15th SOFE(1993)P204-207.
- 12) 平成26年8月、原子力科学技術委員会、核融合作業部会。

著 者 紹 介

林 巧 (はやし・たくみ)

量子科学技術研究開発機構
(専門分野/関心分野)核融合炉を目指した
トリチウム理工学, ブランケット工学, 材料開発