

核融合トリチウム研究最前線
——原型炉実現に向けて——

第3回 トリチウムの調達方法

九州大学 松浦 秀明, 片山 一成
量子科学技術研究開発機構 日渡 良爾

本稿では、核融合原型炉の初期稼働時に必要となるトリチウムの調達方法として、(1)高温ガス炉を用いたトリチウム製造法、(2)DD 核融合反応を用いた核融合炉起動シナリオ、を紹介する。高温ガス炉を用いたトリチウム製造法の研究開発においては、現在、製造されたトリチウムの炉内管理が重要な検討課題となっている。研究の最前線を報告するとともに、トリチウム調達シナリオに対する考え方を紹介する。

KEYWORDS: DEMO, tritium, high-temperature gas-cooled reactor, HTTR

I. 序論

トリチウムは、放射性核種(半減期約 12 年)であり、自然界に、核融合炉燃料として十分な利用可能量は存在しない。核融合原型炉の初期稼働時や、それ以前のトリチウム循環系を含む炉工学試験のためには、トリチウムを調達するための、何らかの方策が必要である。本連載記事第 2 回「原型炉に向けたトリチウムバランスの考え方」では、原型炉の初期稼働に数 100g~kg オーダーのトリチウムが必要と見積もられた。炉工学試験に必要なトリチウム量は、最低でも 100g 程度と考えられる^{1, 2)}。従来、カナダを中心とした重水減速重水冷却(CANDU)炉を用いて、トリチウムの製造が為されてきた。CANDU 炉でトリチウム製造に用いる重水素の中性子捕獲反応は、核融合ブランケットで利用する⁶Li(n, α)T 反応と比較して断面積が約 6 桁小さい。トリチウム製造性能として、1GW の電気出力に対し、1 年間に 0.17~0.23kg 程度の実績が報告されている³⁾。CANDU 炉でこれまで蓄えられたトリチウムの多くは ITER での使用や、自然崩壊によって失われる。米国では、軍事利用を目的とし、軽水炉を用いたトリチウム製造が実施されている。必要量に応じた製造と考えられるが、現状 1GW 程度の電気出力に対し 1.5 年の運転期間で 1.5kg 程度の製造量と推定

Research frontier of tritium for fusion reactor - toward the DEMO reactor - (3) ; scenarios of tritium preparation : Hideaki Matsuura, Kazunari Katayama, Ryoji Hiwatari.

(2018 年 3 月 1 日 受理)

■前回タイトル

第 2 回 原型炉に向けたトリチウムバランスの考え方

される⁴⁾。我が国は、現時点で核融合炉の起動や開発に必要なトリチウムを、自力で製造する方法を有していない。また、今後このような大量のトリチウムを、如何に確保していくのかは明確にされていない。今後の核融合研究に際し、有効で現実的なトリチウム調達「シナリオ」が求められている。一連の議論の発端となることを期し、本稿ではそのひとつの考え方を紹介する。

II. 高温ガス炉を用いたトリチウム製造法

1. 高温ガス炉とそのトリチウム製造性能

高温ガス炉は、次世代原子力システムの有力候補のひとつとして位置づけられており、炉心が黒鉛によって構成されることから、炉心溶融がなく、何らかの原因で崩壊熱除去設備が冷却機能を損なった場合でも、自然冷却が可能である。UO₂燃料核を複数のセラミックス層で多重に被覆した被覆粒子燃料が採用されており、制限温度(1, 600°C)以下であれば、健全性を損なわず、放射性物質を封じ込めることが可能とされている⁵⁾。エネルギー基本計画(平成 26 年)、経済財政運営と改革の基本方針 2014 等において、その研究開発の推進が明記されている⁶⁾。冷却材(減速材)としてガス(黒鉛)を選択したことにより、発熱密度を低く抑える(中性子の減速を十分に得る)為の設計が施されており、有効炉心体積が大きく、また中性子束が低めとなる反面、燃料近辺に核変換対象物質を装荷できる大きな領域を提供できる。これに伴い濃縮をおこなわず、天然存在比のまま、必要な量の⁶Li を炉心に装荷することが可能となる。また、黒鉛・ヘリウムは、核的には不要な中性子の吸収が少なく、化学的には Li 化合物との相性が比較的良好という性質を持つ。

高温ガス炉では、可燃性毒物(BP)として固体状のホウ素化合物(B₄C)を燃料ブロックのBP孔に装荷する。我々は、可燃性毒物としての¹⁰Bを⁶Liに置き換えることによる、余剰の中性子を用いたトリチウム製造法を提案している⁷⁾。全てのBPをLi化合物で置き換えた場合、1GW電気出力の高温ガス炉を1年間運転することで、1.5~2.4kg程度のトリチウム製造が可能と推定している^{7~9)}。

2. Li装荷用ロッドと実証試験の検討

これまでの炉心計算に基づく検討により、トリチウム製造に対する高温ガス炉の有効性が示されたが^{7~10)}、その性能がLi装荷法に大きく依存することも明確となった。現在、研究の焦点はLi装荷(トリチウム封じ込め・回収)法と、その実証(照射)試験の検討へ移行している。図1に日本原子力研究開発機構(JAEA)が保有する、高温工学試験研究炉(HTTR: High Temperature engineering Test Reactor)の外観図を示す。HTTRは熱出力30MWの高温ガス炉で、平成10年に初臨界、平成13年に定格出力30MW、原子炉出口冷却材温度850℃を達成、平成22年に50日間の高温定格出力連続運転を実証している¹¹⁾。HTTRには、照射試験用カラムが装備されている(図2)。試験部は400~800℃、中性子束 $7 \times 10^{17} \text{ n/m}^2 \text{ s}$ 程度の照射環境にあり、炉心へのLi化合物の装荷(バッチ運転で年間0.6g以下のトリチウム生成)が認められている¹²⁾。現状、炉は停止状態にあるが、今後の再稼働を見込み、将来的な実証試験を目標とした



図1 高温工学試験研究炉HTTR外観図[JAEA提供]
(http://httr.jaea.go.jp/index_top.html)

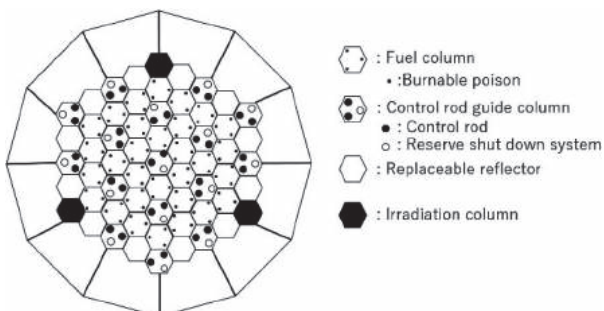


図2 HTTR炉心水平断面図¹²⁾

検討を進めている。図3に照射試験用カラムに装荷する照射ブロック及び照射キャプセル(スイープガス管付)の概念図、また、図4に照射ブロックに装荷するカバー付Liロッドの概念図を示す。装荷するカバー付Liロッドは、Liロッド本体を、さらにトリチウム流出防止用Al₂O₃製カバーで覆ったものである。図4に例示するLiロッド本体は、米国でトリチウム製造実績のある軽水炉用ロッド⁴⁾を参考に、試験用として想定した。トリチウム生成による内圧の上昇を防ぐための中空構造、LiAlO₂層の内及び外側にトリチウム吸蔵用Zr層、Zr層の外側にトリチウム流出防止用Al₂O₃層を有する。ロッド領域の温度を500℃以下に維持する運転を行う場合は、Al₂O₃層のみでロッドから冷却材へのトリチウム流出量を製造量の1%以下に抑えることが可能との解析結果が示されている⁸⁾。しかし、高温ガス炉の高い発電効率を維持しつつ、トリチウムを製造するためには、ロッド領域の温度を900℃程度まで上昇させた運転が必要であり、この場合はAl₂O₃のトリチウム透過抑制性能が低下するため¹³⁾、Zr層を加えて内圧の上昇を抑える必要があると考えている⁹⁾。図3に例示する照射ブロックは、構造の異なる複数のLiロッドを同時照射し、性能を比較検討することを想定している。HTTRでは最大性能として、1年の連続運転で30g程度のトリチウムの製造が可能と見込んでいる⁹⁾。標準運転環境(900℃程度の温度)での使用を想定し、より性能の高いLiロッド構造を

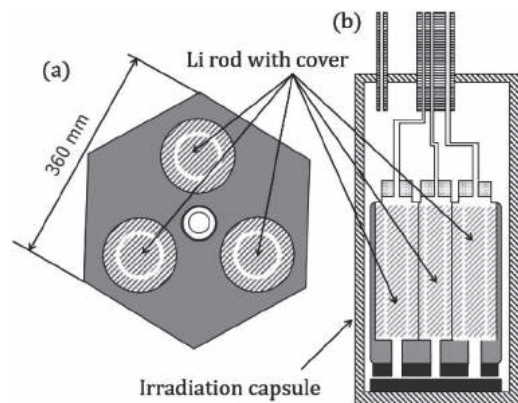


図3 照射ブロック・キャプセル例(a)水平、(b)垂直断面図

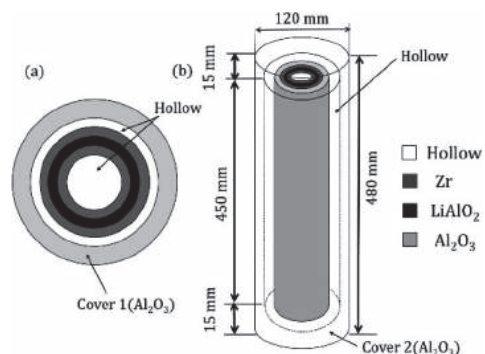


図4 (a)Liロッド本体例(水平断面)、(b)カバー付Liロッド

検討しているところである。

3. 水素透過挙動研究とLi 装荷用ロッド模擬試験体を用いた実験 各種材料におけるガスの透過挙動は古くから研究され

ており、緻密なセラミックス材料のガス透過率は極めて小さいことが知られている。先に述べたように高温ガス炉のウラン燃料核も多層のセラミックス被覆により放射性物質を封じ込めている。多くの材料において、ガスの透過速度は、気相中のガス圧に対して材料中へ溶解する量を表す溶解度と、材料中を移動する速さを表す拡散係数の積に比例する。この比例係数を透過係数と称し、各種材料についての透過係数を比較することで、透過し易さもしくは透過し難さが判断される。ただし、材料とガス成分によって溶解度の圧力依存性が異なる場合があるため、注意が必要である。Al₂O₃は水素透過係数が小さいセラミックスの代表的な材料であり、核融合分野においては、トリチウム透過抑制材の候補材のひとつとして研究されてきた。透過係数が小さな材料に対する実験データの多くは、1,000℃を超える高温域で取得されている。これは、中・低温域では透過した水素の濃度が低く、濃度測定機器の測定感度以下となるためである。近年では、バリア放電イオン化検出器を搭載した高感度ガスクロマトグラフを用いて700℃～800℃の中温域での透過係数が報告されている^{13, 14)}。実際に水素を透過させる実験は行わず、水素溶解度 **S** と水素拡散係数 **D** を別々の実験で取得し、得られた値の積を透過係数 **K=S × D** として透過特性が評価される場合もある。図5にステンレス鋼、ニッケル、アルミナ、グラファイト材料の透過係数を示す^{13, 15~19)}。Al₂O₃については、別々の実験で得られた溶解度と拡散係数の積としての透過係数は、非

常に小さい値を示すものの、実際に透過実験で得られた透過係数は、4桁程度高い値を示す。グラファイト材料についても同様で、一般にグラファイト材料は多孔質体であるため、透過実験を行うと速やかに水素が透過するが、別々の実験で得られた溶解度と拡散係数の積としての透過係数は非常に小さい。このように、式の上では、透過係数は溶解度と拡散係数の積として与えられるが、透過量を評価する際には、実際に透過実験を行う必要がある。図5に示すようにAl₂O₃の水素透過係数は、ステンレス鋼やニッケルに比べて3~4桁も低いが、高温ガス炉の高温環境においては、Al₂O₃層のみでのトリチウム封じ込めは難しいと解析されている¹³⁾。そこで、前項で示したようにAl₂O₃層の内側に水素吸蔵能が高い材料、いわゆる水素吸蔵金属を配置する方法が提案され、中性子吸収の少ないZrを第一候補として検討が進められている²⁰⁾。Zrの水素吸蔵特性は詳しく調べられており^{21, 22)}、水素を多く吸蔵すると水素化物相が形成され、水素拡散速度も変化する^{23, 24)}ことが知られている。しかしながら、ロッド内で想定されるようなZr材の片側からのみ水素が供給される場合、水素化物形成によりZr材に吸蔵される水素に加えて、Zr材を透過する水素も生じると想定される。Zrの水素透過現象は単純な溶解・拡散モデルでは説明できず、元の相と水素化物相が共存し相界面が移動する移動境界相モデル^{25, 26)}等が提案されているが、水素透過量を精度よく予測できる整理式は確立されておらず、モデルを検証する実験データも十分ではない。最近の報告では、片側を封じたZr管の内側あるいは外側に水素ガスを流通させ、もう一方を真空排気した際の真空側への水素透過挙動が示されている²⁷⁾。水素ガス導入後、比較的速やかに水素透過が観測されており、図4に示す試験用Liロッド構造において、Zr層には透過抑制効果は期待できないが、Zr層-Al₂O₃層間へ透過した水素圧力がある程度高まると、水素化物が形成され始め、暫くの間、水素化物形成平衡圧力で維持されると期待される。

ZrとAl₂O₃の組み合わせによるトリチウム封じ込め性能を評価するため、模擬試験体によるトリチウム透過試験が計画されている。九州大学アイソトープ総合センター伊都地区実験室に設置される予定の模擬試験体と実験装置の概略図²⁷⁾を図6に示す。内側からZr層-Zr層-Al₂O₃層の片側封じ3重管となっており、図4に示されるLiAlO₂の位置に相当する領域は空洞となっている。ここにトリチウムを含むガスを供給し、電気炉で加熱する。3重管の加熱部は石英管内に挿入されており、Zr層-Al₂O₃層を透過したトリチウムは、アルゴンページによりトリチウム回収系に輸送される。実験後、それぞれの空間のトリチウム量を測定し、トリチウムバランスから各層のトリチウム移行量を評価する。Zr層-Zr層間に比較的高い水素分圧を供給した際の、3重管各材料中に

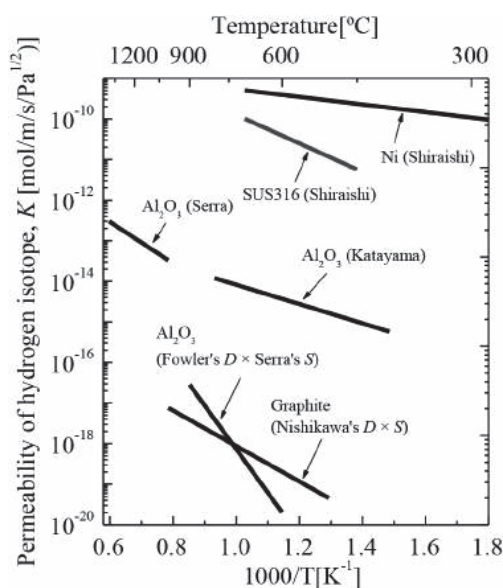


図5 透過係数の比較

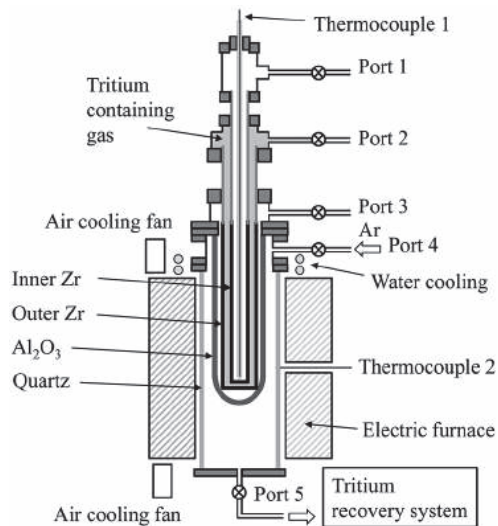


図6 Li 装荷用ロッド模擬試験体及び実験装置概略図

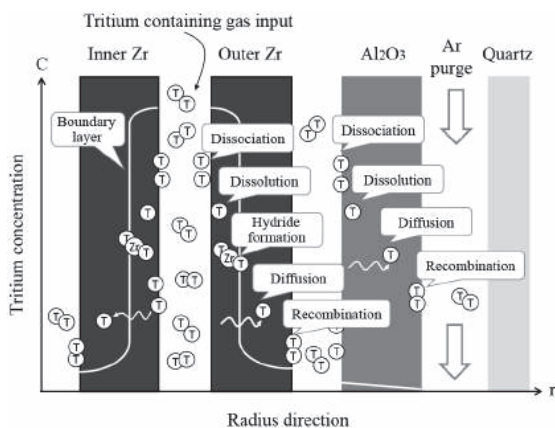
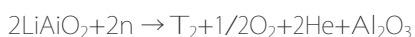


図7 模擬試験体トリチウム挙動概念図

おける半径方向のトリチウム濃度分布とトリチウム挙動の概念図を図7に示す。水素化物形成に寄与するトリチウムと、拡散・透過するトリチウムが存在する。透過により管中心部の空洞及びZr層-Al₂O₃層間の空隙の水素圧力が上昇し、水素化物形成平衡圧力に達する際には、内側Zrの内側、外側Zrの外側にも水素化物層が形成されていることになる。

模擬試験体によるトリチウム透過試験は、Li装荷用ロッド開発の最初のステップであり、実機での実証試験に向けては、取り組むべき課題がいくつかある。特に重要なのは、材料界面での物質移動現象の理解である。現在想定されているロッド構成は、内側からZr層-LiAlO₂層-Zr層-Al₂O₃層となっているが、高温環境下では、界面において構成原子の拡散や化学結合が生じ、トリチウム移動に影響を及ぼす可能性がある。LiAlO₂に中性子が照射された場合、次の核反応によりトリチウムと酸素、ヘリウムが生じる。



Zrは水素のみならず酸素も吸収するため、Zr層-LiAlO₂層界面にはZrO₂層が形成されると想定される。緻密な

ZrO₂が形成された場合は、トリチウムの溶解速度が著しく低下する可能性がある。また、LiがZrへ拡散浸透しLi₂ZrO₃層やLiOH層を形成する可能性もある。このような複雑な反応場でのトリチウム挙動の定量的理解は容易ではなく、また材料の健全性保持の観点からも、Zr層-LiAlO₂層界面にNi等の被覆を施し、水素以外の成分のZr層への浸透を妨げる対策が必要であろう。ただし、この場合LiAlO₂層細孔内の酸素ポテンシャルが増加することを考慮し、生成するトリチウムの一部がLiOT層を形成するといったLiAlO₂層に生じる反応についての理解も深めておく必要がある。また、Zr層に透過抑制効果を期待しないのであれば、必ずしもZrは円筒バルク構造とする必要はなく、水素吸蔵面積の増大を図って多孔質Zr層とすることが有効かも知れない。いずれにしても、トリチウム封じ込め技術の確立は、高温ガス炉を用いたトリチウム製造の実現可能性を左右する重要な課題であり、トリチウム挙動の理解を深めながら、段階的に技術開発を進めていく必要がある。現状は、トリチウムが生成されるLi化合物近傍でのトリチウム封じ込め手法の開発に取り組んでいる段階であるが、最終的には、高温ガス炉プラント全体として、多重性、多様性をもったトリチウム封じ込めシステムの構築が図られる。

III. DD核融合反応を用いた核融合炉起動シナリオ

初期装荷トリチウムを重水素-重水素核融合反応によって入手するシナリオが提案されている。通常、核融合炉では

$\text{D} + \text{T} \rightarrow {}^4\text{He}(3.5\text{MeV}) + \text{n}(14.1\text{MeV})$ の反応を利用するものであるが、この反応と同時に反応断面積がDT反応より小さく、発生の頻度はわずかであるが以下のような重水素同士の核融合反応も起こっている。



この2つの反応はほぼ同じ確率で発生し、片方はトリチウムを生成し、片方は中性子を発生させる。この反応を利用して初期装荷のトリチウムを生成しようという立ち上げシナリオが提案されている²⁸⁾。DD核融合反応を用いた核融合炉起動シナリオの考え方を図8に示す。

まず、トリチウムを生成するDD核融合反応が起こった場合、図8(a)に示すように生成されたトリチウムはプラズマ中に閉じ込められて、重水素とDT核融合反応を起こす。DT核融合反応が起これば、中性子が発生され、その中性子によりブランケットにおいて消費されたトリチウムより多いトリチウムが増殖される(ブランケットのトリチウム増殖率をTBRといい、 $\text{TBR} > 1.0$

である事に対応する)。元々の反応が DD 核融合反応であることから、TBR 分のトリチウムが新たに生成されることになる。

一方、中性子を生成する DD 核融合反応が起こった場合、生成された中性子によってブランケットにてトリチウムが生成される。ここでは、中性子のもっているエネルギーが 2.5MeV と DT 核融合反応による中性子エネルギー 14MeV とは異なるため、それぞれの中性子によるトリチウム増殖率 TBR^{DT} と TBR^{DD} は異なり、 $TBR^{DT} > TBR^{DD}$ の関係にある。ただし、この反応ではトリチウムを消費せずにブランケットにてトリチウムを生成できているので、トリチウムが増殖されることになる。以上の 2 つの過程を通して、全体としてみると DD 核融合反応が起きることにより、僅かではあるがトリチウムの個数が増えていることになる。この過程を繰り返すことで、トリチウムの密度を徐々に増加させて定格運転まで到達させる事が基本的な考え方である。

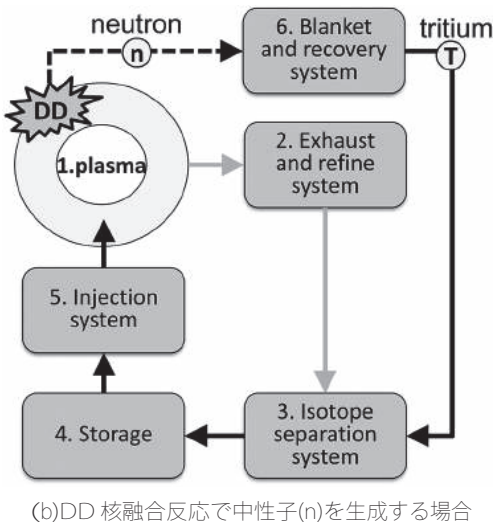
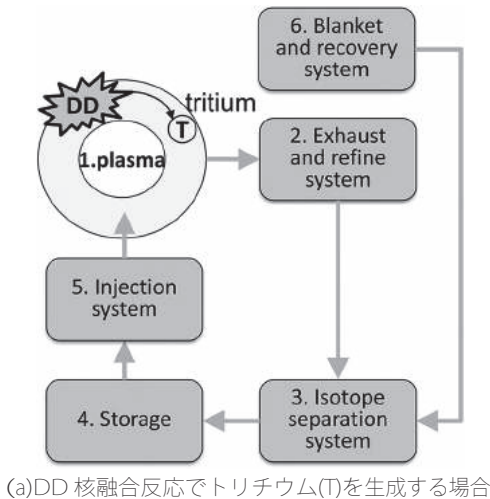


図8 DD 核融合反応を用いた核融合炉起動シナリオの考え方。(a)、(b)の 1. plasmaにて DD 核融合反応が起こり、トリチウムが生成するものと、中性子が発生することによりブランケットでトリチウムが生成する 2 経路が存在する。

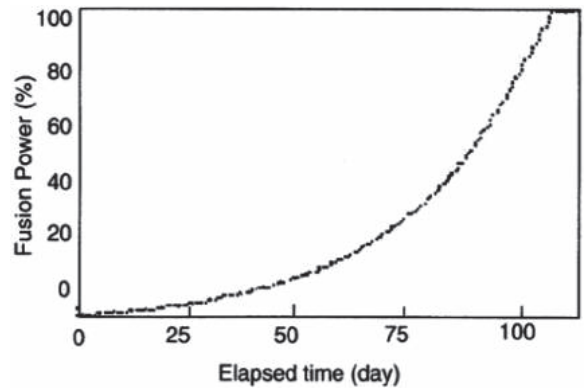


図9 DD 核融合反応によるトリチウム生成による 3GW クラスの核融合炉の出力割合の解析例²⁸⁾

次に DD 核融合反応を用いた核融合起動シナリオの解析例を図 9 に示す。図 8 の考えに従って、DD プラズマからスタートし、徐々にトリチウム濃度を上げることによって約 100 日程度で定格出力(このケースでは約 3GW)に到達している。この解析で用いたパラメータと

しては、DT 核融合反

応率 $1.1 \times 10^{21} \text{sec}^{-1}$ 、DD 核融合反応率 $5.3 \times 10^{18} \text{sec}^{-1}$ 、燃料サイクルの時定数を 2 日、 $TBR^{DT} 1.1$ を仮定している。DD 核融合反応率と DT 核融合反応率を比較すると 3 桁近くも小さいため、DD 核融合によるトリチウム生成は非常にわずかである。これが DT 定格運転に到達するために 100 日程度必要となる原因である。本検討を出発点として、いくつかのモデルの詳細化を行った検討がなされている。例えば、定格運転における核融合出力の違いの依存性、トリチウムサブシステムの詳細化、トリチウム損失モデルの導入等を考慮に入れたいくつかの検討がなされている^{29~31)}。

最後に炉心プラズマ立ち上げ制御と DD 核融合による核融合起動シナリオとの関係を述べる。核融合炉の試運転も含めた起動時には、核融合出力を段階的に上昇させる運転が必要となってくる。その際、核融合出力の制御をトリチウムの密度比で行う事が考えられている。この運転方法と DD 核融合による核融合炉起動シナリオは整合しており、プラズマ運転制御の観点からも実現性が高いと考えられる。

起動時に核融合出力制御を行う際、ダイバータにおける熱除去制御のために炉心プラズマ密度は常に高くすることが求められる。その一方で、プラント起動の際は、核融合出力を数%出力から定格 100%まで段階的に制御し、出力上昇させる必要がある。そのためにはトリチウム密度比(f_{nT})を制御し、トリチウム割合を徐々に上昇させることで、ダイバータにおける熱除去制御に適した高密度に維持できることがわかっている。図 10 にその計算結果を示す。

この結果でわかるように、核融合プラント起動時にダイバータ熱除去制御と整合するように出力上昇させるた

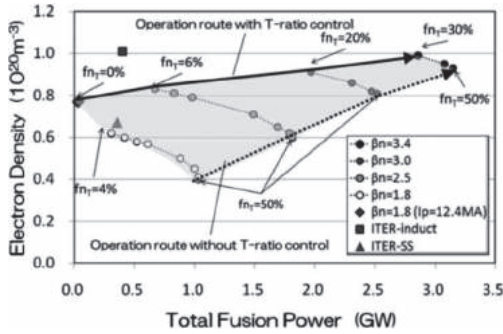


図 10 トリチウム密度割合 f_{nT} を徐々に増加させ、プラズマ密度を高く保ちつつ、規格化ベータ値 β_N を上げ出力上昇を可能とする(Operation route with T-ratio control)運転ルート³²⁾

めにはトリチウム密度比を制御し、プラズマ密度を高い状態に保ちながら、徐々にトリチウム濃度を増加させる制御が必要である。このことは、初期装荷トリチウムを生成する DD 核融合反応を用いた核融合炉起動シナリオに関してプラズマ制御の観点からも整合していることを示している。

IV. まとめ

DT 核融合炉を研究開発を進める以上、一定量のトリチウム調達法の確立は、炉の初期稼働はもとより、その研究開発の段階からの必須の課題である。これは、核融合炉開発戦略と密接に関係するものであり、開発を推進するに当たりそのシナリオを真剣に考えるべき時期に差し掛かっている。我が国がリーダーシップを持って研究開発に関わっていく為に、盤石な技術の確立が必要であり、本記事が一連の議論に寄与することを期待したい。最後に、高温ガス炉によるトリチウム製造と DD 核融合反応を用いた核融合炉起動シナリオの相乗効果について述べておきたい。DD 核融合反応を用いた核融合炉起動シナリオに関しては、ブランケットからのトリチウム回収の時定数、トリチウムリテンション等による損失(回収できなくなることもしくは、不活性化)といった不確定性があるとともに、定格出力までの期間(図 9 の場合、約 100 日)は、プラズマを定常放電させるため外部電力を用いた加熱・電流駆動パワーが必要になる。仮に 100MW の NBI 電流駆動パワー(ビーム変換効率 50% と仮定)が必要とすると、100 日間の電気代は、100 億円のオーダーとなる。

一方で、例えば、100g の初期装荷トリチウムがあると、定格出力まで到達する期間は 20 日~30 日程度に短縮される評価結果が得られている^{29, 31)}。この結果を応用すると、高温ガス炉によるトリチウム製造と DD 核融合反応を用いた核融合炉起動シナリオをうまく活用することで、原型炉では費用対効果に優れた核融合炉起動方法を効果的に検討できると考えられる。

- 1) J. R. Bartlit, Fusion Eng. Des., 12 (1990) 393.
- 2) 西正孝, 他, プラズマ・核融合学会誌, 79 (2003) 290.
- 3) P. Gierszewski, Fusion Eng. Des., 10 (1989) 399.
- 4) Recommendations for Tritium Science and Technology Research and Development in Support of the Tritium Readiness Campaign, TTP-7-084, PNNL-22873 (2013).
- 5) 沢和弘, 他, 日本原子力学会誌和文論文誌, 6 (2007) 113.
- 6) 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会「高温ガス炉技術開発に係る今後の研究開発の進め方について」, 平成 26 年 9 月.
- 7) H. Matsuura, et al., Nucl. Eng. Des., 243 (2012) 95.
- 8) H. Nakaya, et al., Nucl. Eng. Des., 292 (2015) 277.
- 9) 松浦秀明, プラズマ・核融合学会誌, 93 (2017) 457.
- 10) 後藤実, 他, トリチウム製造とエネルギー生産を両立する高温ガス炉の核熱設, 日本原子力学会「2016 年秋の大会」PL1M03 (2016).
- 11) D. Tochio, et al, JAEA-Technology, 2010-038. (2010).
- 12) 島崎洋祐, 他, 高温ガス炉 HTTR の照射設備, 日本原子力学会「2016 年秋の大会」PL1M04 (2016).
- 13) K. Katayama, et al., Fusion Sci. Eng., 68 (2015) 662.
- 14) H. Ushida, et al., Nucl. Mater. Energy, 9 (2016) 524.
- 15) J.D. Fowler, et al, J. Am. Ceram. Soc., 60 (1977) 155.
- 16) M. Nishikawa, et al., Fusion Technol., 28 (1995) 1233.
- 17) T. Shiraishi, et al., J. Nucl. Mater., 254 (1998) 205.
- 18) T. Shiraishi, et al., J. Nucl. Mater., 273 (1999) 60.
- 19) E. Serra, et al., J. Am. Ceram. Soc., 88 (2005) 15.
- 20) J. Izumino, et al., 7PT51, ICFRM-18, Aomori, Japan, Nov.5-10, 2017.
- 21) S. Yamanaka, et al., J. Nucl. Mater., 167 (1989) 231.
- 22) E. Zuzek, et al, Bulletin of Alloy Phase Diagrams, 11 (1090) 385.
- 23) F.M. Mazzolai, et al, J. Less Common Met., 49 (1976) 323.
- 24) G. Majer, et al, J. Phys. Condens. Matter, 6 (1994) 2935.
- 25) 坂本, 他, 長崎大学工学部研究報告, 第 13 巻, 第 21 号, 1983.
- 26) Xunxiang Hu, et al., J. Nucl. Mater., 448 (2014) 87.
- 27) K. Katayama, et al., 6PT99, ICFRM-18, Aomori, Japan, Nov. 5-10, 2017.
- 28) S. Konishi, et al., Journal of plasma and fusion research 76, 1309-1312, 2000.
- 29) Y. Asaoka, S. Konishi, S. Nishio, R. Hiwatari, K. Okano, T. Yoshida, et al., Commissioning of a DT fusion reactor without external supply of tritium, in: 18th IAEA Fusion Energy Conf. PDP-08, 2000.
- 30) R. Hiwatari, K. Okano & Y. Ogawa, Fusion Science and Technology, 60:3, 1092-1095 (2011).
- 31) R. Kasada et al., Fusion Engineering and Design 98-99 (2015) 1804-1807.
- 32) R. Hiwatari et al., Fusion Engineering and Design 86 (2011) 1099-1102.

著者紹介



松浦秀明 (まつうら・ひであき)九州大学
大学院工学研究院 (専門分野/関心分野)炉
心プラズマ・原子炉等の核反応体系におけ
る集団的核反応, 中性子・光子工学, 原子
炉物理



日渡良爾 (ひわたり・りょうじ)
量子科学技術研究開発機構 (専門分野/関
心分野)核融合炉概念設計全般, 次世代エ
ネルギー技術評価



片山一成 (かたやま・かずなり)九州大
学大学院総合理工学研究院 (専門分野/関
心分野)エネルギー化学工学, 核融合炉に
おけるトリチウム挙動, プラズマ分解水素
製造



From Editors 編集委員会からのお知らせ

—最近の編集委員会の話題より—
(7月18日 第1回論文誌編集幹事会)

- ・平成30年5月16日～6月15日に英文誌へ26論文, 和文誌へ2論文の投稿があった。
- ・英文誌インパクトファクターの改善に関して検討した。
- ・英文誌特集号と関連書式の改訂に関する提案があった。
- ・福島事故関連記事の英文化作業の進捗状況が報告された。
- ・英文誌 International Advisory Board に関する運営細則の英語版が提示された。
- ・Pre-Screening に関して説明があった。

(8月7日 第2回学会誌編集幹事会)

- ・60周年記念号の記事企画進捗状況を確認した。すでに部会・連絡会の一部の委員会には依頼状を発信済みで, その他の企画についても具体的な執筆者等の選出作業に入る。
- ・巻頭言, 時論, その他記事の企画の進捗状況を確認し, 掲載予定について検討した。
- ・最先端の研究開発シリーズの企画について, 進捗状況の報告があった。早ければ12月号から掲載開始。
- ・学会誌アンケートのシステム更新について検討した。引き続きアンケートを実施していくが, 回答数が減っているので, てこ入れが必要ではないかという意見があった。
- ・J-STAGE 登載に関する進捗状況の報告と, 案内文掲載について事務局から報告があった。

編集委員会連絡先<<hensyu@aesj.or.jp>>