

# 核融合炉における高温ブランケットの研究

山 本 靖\*

## High Temperature Blanket in the Fusion Power Reactor

Yasushi YAMAMOTO

### 1. はじめに

核融合エネルギーの研究開発は、俗に「地上に太陽を」と謳われることがあります。実際の太陽は重力でプラズマを閉じ込めており、その反応時間は百億年と非常に長いものです。それに対して、人類が造ろうとしている地上の核融合炉は、装置の大きさは直径15メートル程度、温度で2億度、プラズマのエネルギー閉じ込め時間もわずか1秒と短いものです。現在の目標としている核融合反応は、重水素とトリチウム（三重水素）の反応によって、ヘリウムと中性子を生成するもので、1つの反応あたり17.6MeVのエネルギー（1eVは、素電荷を1Vの電圧で加速する時のエネルギーで、 $1.6 \times 10^{-19}$ Jになります。）が発生しますので、電気出力100万kWの発電所を作るためには、1秒あたり約 $10^{21}$ の反応が必要となります。

核融合反応自体は、高エネルギーの粒子を衝突させると発生させることは可能であり、私達の研究しています「核融合中性子源」はまさにそういう分野です。しかし、エネルギーを取り出して発電するとすると、プラズマを加熱して核融合を発生・維持するためのエネルギーが、核融合で放出された発電のための熱エネルギーより、大きいことが必要条件となります。この核融合を維持するための入力エネルギーと核融合出力エネルギーがバランスになる条件が上記の目標で「ローソン条件」と呼ばれています。

1960年頃から開始された磁気閉じ込め核融合エネルギーの研究は、当初想定していたより多くの時間が必要とされていますが、図1に示すように装置の建設と

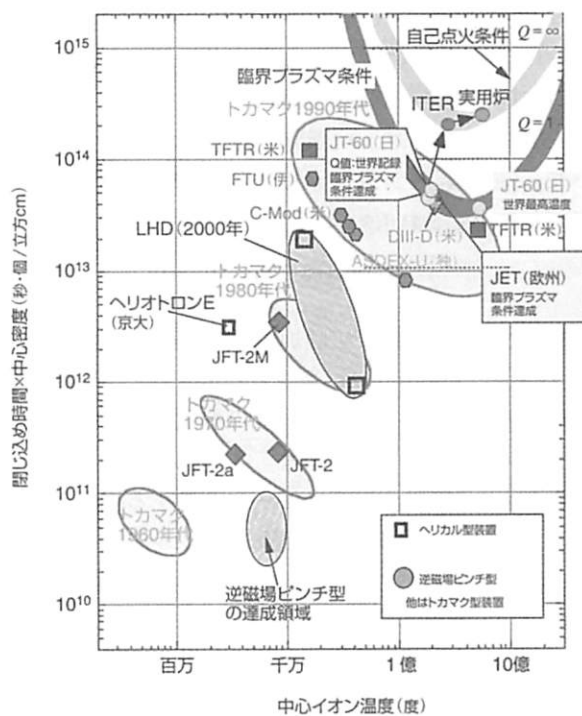


図1 ローソンダイアグラムで見た核融合プラズマの実績と目標<sup>1)</sup>

共に、プラズマの温度、密度×閉じ込め時間をほぼ10年に1桁ずつ改善され、1980年後半に実験を開始した3大トカマク（米国 TFTR、欧州 JET、日本 JT-60）によって、加熱に用いるエネルギーと核融合反応による出力がほぼ等しくなる臨界条件（エネルギー増倍率  $Q=1$ ）をほぼ満たすところまでできています。

現在、7極（欧州連合、日本、米国、ロシア、中国、韓国、インド）の国際協力事業として、フランスのカダラッシュで建設の始まりました、国際熱核融合実験装置「ITER（イーター）」では、プラズマのエネルギー

原稿受付 平成23年9月22日

\* システム理工学部 電気電子情報工学科 教授

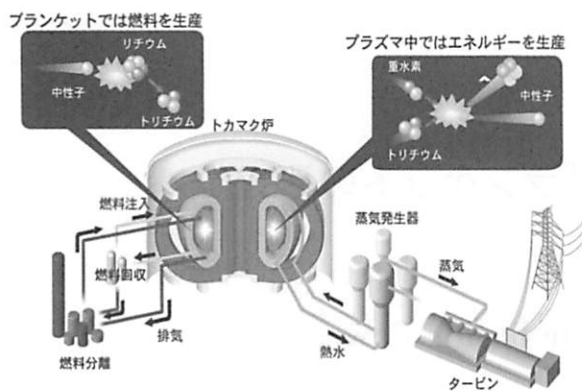


図2 核融合発電システム<sup>1)</sup>

増倍率を表すこのQ値が5~10を達成できる計画です。また、これまでの装置では、プラズマ実験時間が数10秒でしたが、600秒以上の実験が出来るようになり、核融合反応で発生したヘリウムの持つエネルギーによるプラズマの自己加熱現象の解明や、試験炉建設に向けた総合試験が計画されています。ITERでの実験開始は2019年の予定で、プラズマ物理の研究をへて、重水素-三重水素(D-T)燃焼実験の開始は2027年に予定されています。

## 2. 核融合炉ブランケット

ITERの次の段階が実験炉(通称 DEMO 炉)では、図2に示しますように、発生したエネルギーを熱エネルギーに変換し、タービンにより発電機を回すことで電気エネルギーに変換します。この内、中性子のもつ運動エネルギーを熱エネルギーに変換する役割を担うのが、図中で、プラズマと超伝導コイルの間にあります、「核融合ブランケット」です。また、核融合の燃料の一つであるトリチウムは自然界にはほとんど存在しないので、リチウムと中性子との核反応によりトリチウムを生産するプロセスや、超伝導コイルなどの機器を放射線から守るための放射線遮蔽の役割という、

併せて3つの機能を担うことになります。なお、重水素は、水中に0.015%含まれ、リチウムの埋蔵量も実用化されつつあります海水からの回収を考えるとほぼ無尽蔵ですので、燃料の心配はないと考えられています。

ITERでは、これらブランケットの役割の内、放射線遮蔽を主目的とした「遮蔽ブランケット」が主に装備されることになっていますが、トリチウム増殖や発電システムの研究開発のために、3つの水平ポートを用いて、6つのテストブランケットモジュール(TBM)の実験を行う、TBM計画が進められています。上記のように、ITERでのD-T燃焼の開始は2027年と随分先のように思われますが、ITERは原子力規格の装置となりますので、炉内に装備するための安全審査、また、D-T燃焼開始までにプラントとしての健全性の確認など多くの手順を必要とするため、2020年頃には炉内に最初の機器を挿入することを目標とした研究開発が既に始まっています。表1は、現在TBM計画に各極から提案されているブランケット案を示しています。核融合炉の一つの特徴として、核融合プラズマとブランケットはほぼ独立した装置とできることもあり、種々の案が提案されています。

このように装置を見ていると一見簡単そうですが、トリチウムを確実に必要十分な量生産すること、使用する材料の寿命、さらに経済性という面で見ると、いくつか課題があります。一つは、装置の大きさです。「トカマク炉」は、現在、直径約15mもしくはそれ以上ですが、現在の原子力発電所の压力容器、核反応の中心になっている部分が、4~6メートルであるのと比較して、非常に大きくなってしまいます。また、核融合炉は基本的にエネルギー増倍装置であり、プラズマを加熱・駆動すること必要ですが、このために必要な電力(所内電力)が、発電機で発生した電気の10%以上の値が必要だと考えられています。これは、現在の火力発電所や、原子力発電所が5%程度で済んでいる

表1 テストブランケットの概念案<sup>1)</sup>

方式	固体増殖 / He 冷却	固体増殖 / 水冷却	リチウム鉛増殖 / He 冷却	リチウム鉛増殖 / He および自己冷却	リチウム鉛および固体増殖 / He 冷却	固体増殖 / He 冷却
(提案極)	(EU)	(日本)	(EU)	(米国、韓国)	(インド)	(中国)
増殖材	Li <sub>4</sub> Si <sub>4</sub> or Li <sub>2</sub> TiO <sub>2</sub>	Li <sub>2</sub> TiO <sub>2</sub>	LiPb	LiPb	LiPb, Li <sub>2</sub> TiO <sub>2</sub>	Li <sub>4</sub> SiO <sub>4</sub>
増倍材	Be	Be			(LiPb)	Be
冷却材	He (8MPa, 300-500℃)	Water (15.5MPa, 280-325℃)	He (8MPa, 300-500℃)	He (8MPa, 360-420℃) LiPb (360-470℃)	He (8MPa, 350-480℃) LiPb (360-460℃)	He (8MPa, 300-500℃)

ことを考えると、既にこの面でも非常に不利になっています。

### 3. リチウム鉛高温ブランケット概念

発電の効率を向上させ、循環電力の比率も低くすることが出来れば、トータルの電気出力に対する、核融合炉の出力は少なくて済みます。しかし、高効率にしようと思うと、熱を使う限り、温度を上げなければいけません。現在の原子力発電所が380℃以下の比較的低い温度にとどめられているように、原子力装置としての安全性も考慮する必要があります。加えて、構造材やトリチウムの生成材料、冷却剤にそれぞれ何をを使うか、その組み合わせについても検討が必要です。特に冷却剤では、ブランケットを何度までの高い温度に耐えられるような設計にするのか、また冷却剤自体にも、水以外にヘリウムや液体金属、熔融塩、リチウム鉛という合金などの選択肢も考えられます。

表1にあります日本原子力研究開発機構で現在開発されている水冷却のブランケットの概念では、水で冷却しながら、固体のリチウムを含むセラミックを置き、そこでトリチウムを増殖する概念で、温度的には現在の原子炉で使っているより少し高い程度で、あまり無理のない領域での設計になります。また、私たちが検討しています、冷却剤にリチウム鉛（モル比で鉛：リチウム=83:17の熔融金属）を使ったブランケットの概念でも、温度的には、500℃程度と比較的低い温度になっています。リチウム鉛は、300~1000℃くらい範囲で活性も低く、安定して使える液体金属でして、含まれるリチウムでトリチウム増殖、鉛で中性子増倍を行うと共に、熱容量が大きなことから、圧力をかけなくても、熱除去が出来るという特徴を持っていることからブランケットでの使用が検討されてきています。一方で、鉛は比重が重いので、構造材の損耗や、ポンプ動力が大きくなるなどの課題もあります。TBM計画での温度が比較的低いのは、構造材として開発が進められている低放射化フェライト鋼の耐熱温

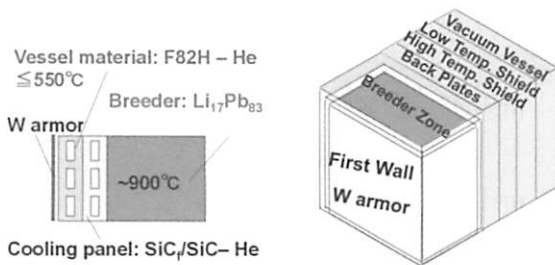


図3 He冷却SiCパネルを用いた高温LiPbブランケット概念

度が550℃程度であること、また高温においてはトリチウムなどの水素同位体は比較的容易に金属を透過できることが要因となっています。

そこで、私達は、近未来に実用化できる範囲として、図3に示しますような、ヘリウム冷却のシリコンカーバイド(SiC)板をフェライト鋼とリチウム鉛の間にすることで、構造材であるフェライト鋼の温度を抑えつつ、リチウム鉛を900℃以降とするブランケット概念を提案し、その実現に向けた研究開発を進めています。SiCは、1400℃程度まで使用できるセラミック材料で、高温においても水素の透過量が少ないと予測されており、これまでも将来におけるブランケットの材料として検討されてきていますが十分なデータが集められていない状況でした。セラミックですので、強度は強いのですが割れやすいという問題がありますが、近年では、炭素繊維のように加工したSiC繊維を用いた、SiC/SiC複合材料の開発が進められ、強度の強くて延性(疑似延性)のあるものが開発されてきていますが、大型部材の生産、接合技術などまだまだ開発課題も多く残っています。

### 4. 研究内容の紹介

以下に私達の行っています、研究内容の一部を紹介いたします。

#### 4.1 ブランケット概念

図4に1次元中性子輸送コードANISNを用いて計算したブランケット内での中性子束(エネルギー>0.1MeV)の減衰状況を示します。左端が、プラズマに面する第1壁、LiPbブランケット領域、遮蔽壁、真空容器壁と右に進み、右端の後ろに超伝導コイルが配置されています。この計算から、LiPb層の厚さが

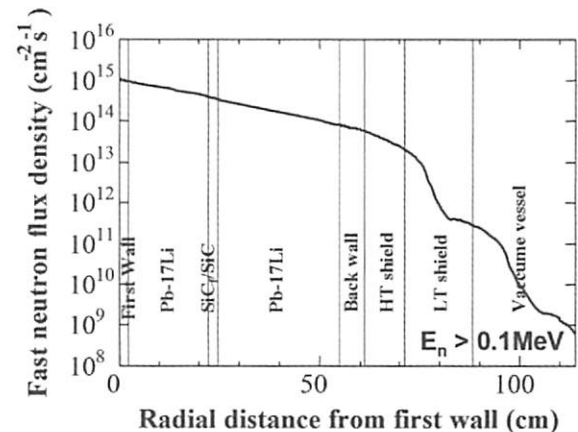
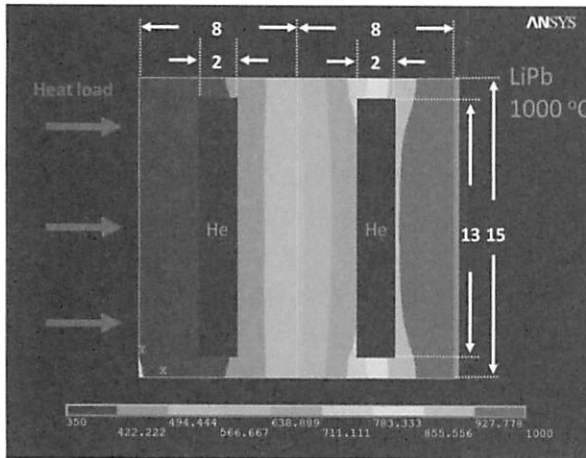


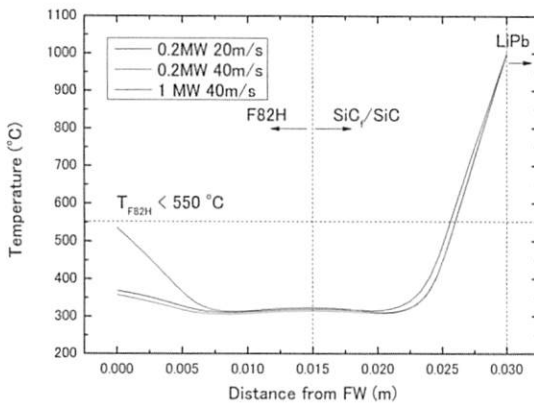
図4 一次元中性子輸送コードANISNによる中性子遮蔽計算の一例

約50cmの場合で、超伝導コイルへの中性子束が、 $1.6 \times 10^{10} [\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}]$ 以下という要求を十分に満たしていることがわかりました。

図5は、中性子を止めることでの発熱を考慮して、冷却チャンネルをもつフェライト鋼とSiC/SiC複合材料内の温度分布を有限要素法を用いた2次元熱伝達計算を行った結果の一例で、右端のLiPbが1000°Cの場合においても、SiC/SiCパネルでの冷却により、左側のフェライト鋼の領域では温度が耐熱限度である550°C以下に保てることを示しています。



(a) 2次元温度分布



(b) 中心軸での温度分布

図5 汎用有限要素解析コード ANSYS による熱伝導計算結果

#### 4.2 SiCの水素同位体の透過特性

上記のようにSiCは、金属に比較して水素の透過が少ないとされていますが、5年前に私たちが実験を始めた時には、水素透過特性については常温での実験結果があるだけで、高温での特性が測定されていませんでした。そこで、図6に示すようなガスの透過特性を測定する実験装置を制作し、水素、重水素、ヘリウムなどのガスの透過特性を400–960°Cの領域で測定して

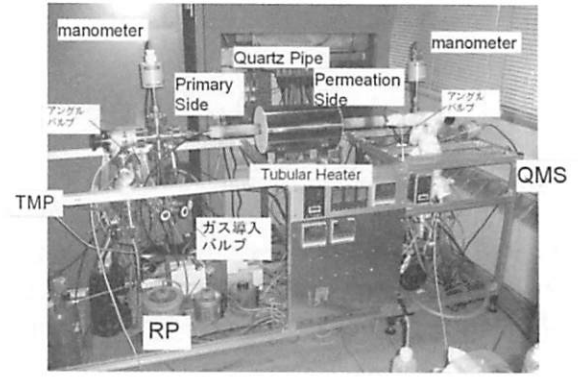


図6 水素同位体透過試験装置

います。測定温度の上限は、試料を挟むのに用いているステンレスパッキンの表面にメッキされている銀の融点にほぼ等しく、この銀メッキがSiC表面の微細なでこぼこを塞いでガスをシールしていることがわかります。

実験結果の一例を図7に示します。CVD (Chemical-Vapor-Deposition, ガス状のSiCを基盤表面に吸着させて、積層成長させる方法)で作成したSiC基盤の水素透過は、低放射化フェライト鋼に比較して、1桁以上低く、高温焼結により作成したSiCでは更に1桁以上低いことがわかってきました。一方、透過量が少ないということは、実験におきまして、1mm厚のサンプルを用いても、透過量が一定になるまでの実験時間が100時間以上かかることになり、サンプル間のばらつきを含めて実験データがまだ十分に得られていないのが現状です。

#### 4.3 ループでの液体金属LiPbの流動実験

図8は、前任校(京都大学エネルギー理工学研究所

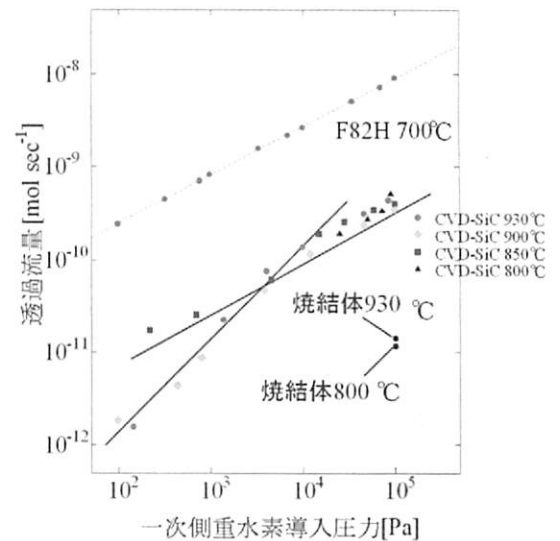


図7 単体SiCにおける重水素透過の圧力依存性

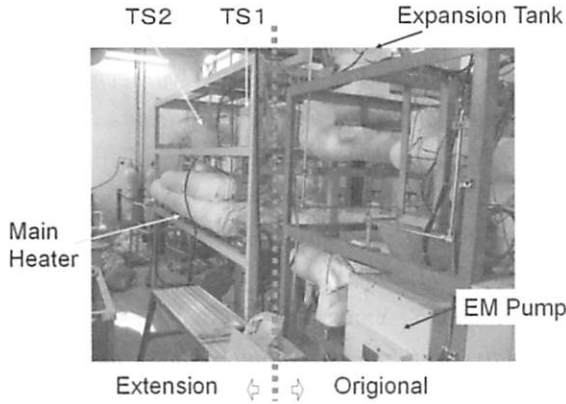


図8 LiPb 循環ループ実験装置

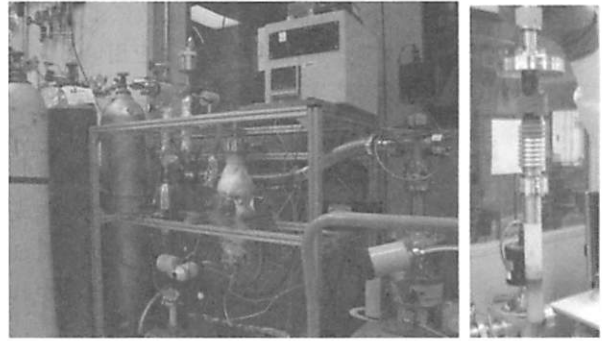
原子エネルギー研究分野) で建設した液体金属 LiPb の循環ループの写真です。このリチウム鉛のループは、全体としては600℃で運転できる装置ですが、テストセクション (試験区間: TS) の中では、さらに少し温度を上げて、900℃までの実験を行っています。実際の装置自体は案外、小さいのですが、高温にしますので、周りを全部断熱材で覆ってあるため、大袈裟な見た目になっています。実のところ、900℃に長時間耐える材料は現実的にまだありませんので、材料の試験を兼ねてそういう形での実験をしていて、ループの内、高温運転を行うテストセクションでは、自分たちで試験部を毎回組み替え、テストセクションの周辺については一定時間の試験後は交換するという仕様です。

現在テストセクションでは、液体金属の加熱方法の研究、流動試験、高温液体金属の流動条件下でのフェライト鋼や SiC の腐食試験等を行っています。これらの研究に用いるフェライト鋼や SiC の試験材料は、エネルギー理工学研究所内の核融合材料研究グループにより作成を依頼しています。

#### 4.4 LiPb への水素溶解度測定、滴下実験

核融合ブランケットでは、トリチウムの生産を行います。トリチウムは放射性物質 (ベータ線を放出して陽子が2個、中性子が1個の<sup>3</sup>Heに変化します) であることから、生産したトリチウムを速やかに回収することは、装置内の放射性物質の量を少なく保つために不可欠な機能です。LiPb への水素の溶解度は小さく (溶けない) ことも、この液体金属を用いる理由の一つですが、ここでも測定データが少なく、ばらついていることが課題となっています。

図9は、日米科学技術協力事業 (核融合分野) におけます TITAN プロジェクトの一部として、私たちが米国のアイダホ国立研究所に設置して実験を行って



全体 テストセル

図9 LiPb 水素溶解度測定装置 (INL)

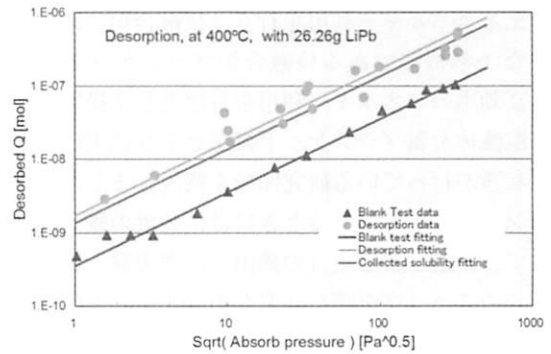


図10 400℃での水素溶解度の実験結果

ます水素溶解度実験装置で、図10は私が2008年8月にこの装置で測定した実験結果の一例です。この実験では、過去の実験データのばらつきの原因の一つが溶解度が小さいことから、実験手順により大きな誤差が出てくることを確認できました。今は、この装置での結果をもとに新たな装置を設計製作、予備実験による改良を進めて、2012年には、実際にトリチウムを用いての測定が予定されています。

これらの結果を用いて、LiPb からのトリチウム回収装置として、私たちは図11に示すような、真空中に

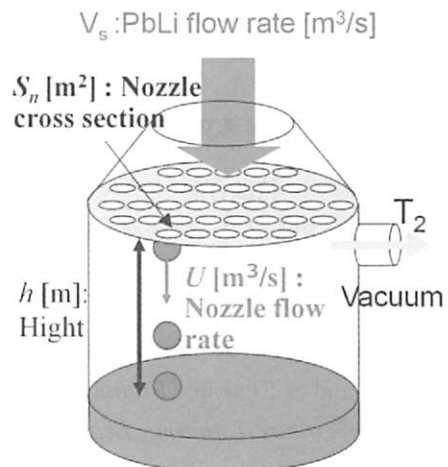


図11 Vacuum Sieve Tray 概念図

LiPbを滴下して、小さな液滴より、拡散によって表面からトリチウムガスが放出されることを用いる、真空シーブトレイ方式を提案しています。この方式の実現性を確認するために、ノズルからLiPbを滴下した時の振る舞い、そして水素を溶解したLiPbを滴下した時の不出ガスの測定を目的とした実験装置を作成し、直径1 mmの滴下される液滴の大きさが、流れに対するPlateau-Rayleighの不安定性式から導かれる液滴径と良く一致することを確認しています。

## 5. む す び

核融合プラズマ開発状況を紹介すると共に、その後の控えるエネルギー利用を行う「核融合炉」において重要な工学機器である核融合炉ブランケットに関して、高効率のエネルギー利用を目標として提案している高温液体金属ブランケット概念とそれを実現するために私達が行っている研究開発を概説しました。新しいコンセプトを提案するときには、装置の概念設計を通して、問題となる項目の抽出、原理実験、実証実験と多くのステップを踏む必要があります。大学で実施できる研究には限界がありますが、必要課題をうまく抽出すると、比較的小さな原理実験で大きな話をすることも可能です。核融合炉の実現は、早期実現計画でも2050年頃と想定されている長い事業であり、研究開発は理工系の多くの分野にまたがっています。若い研究者・技術者の参画が大いに期待されていますので、興味を持っていただけますことを期待しています。

## 謝辞

本稿は、筆者が2011年3月まで在籍していました、京都大学エネルギー理工学研究所原子エネルギー研究分野におけます、過去10年間ほどの研究を概説したものです。同研究室の小西哲之教授の指導の下、登尾一幸助教、竹内右人助教をはじめ、多くの大学院修士課程・博士課程の学生と共に実施した結果です。ここに記して謝意を表します。

## 参考文献

1. 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 (2011).
2. M. Ichinose, Y. Yamamoto, K. Noborio, Y. Takeuchi and S. Konishi, "Preliminary Design of High Temperature Lithium- Lead Blanket with SiC Cooling Panel," Proc. 23<sup>rd</sup> IEEE/NPSS Symposium on Fusion Engineering (CD-ROM), San Diego, California, USA, June 1-5, 2009.
3. T. Minami, S. Niigawa, Y. Ueno, T. Hinoki, Y. Yamamoto and S. Konishi, "Hydrogen Isotopes Permeation Evaluation in the Advanced Material for Nuclear Fusion Blanket Use," Proc. 22<sup>nd</sup> IEEE/NPSS Symposium on Fusion Engineering (CD-ROM), Albuquerque, New Mexico, USA, June 17-21, 2007,.
4. K. Ibano, Y. Yamamoto, S. Konishi, "Parametric Analysis of Low-Q Gnome Reactor under Peak Heat Load Constraint at the Divertor," Fusion Science and Technology, **60**(1), 2011, pp.243-246..
5. K. Noborio, Y. Yamamoto, C. Park, Y. Takeuchi, S. Konishi, "High Temperature Operation of LiPb Loop," Fusion Science and Technology, **60**(1), 2011, pp. 298-302.
6. Y. Yamamoto, M. Ichinose, F. Okino<sup>1</sup>, K. Noborio, and S. Konishi, "Design of Tritium Collection System from LiPb and LiPb Dropping Experiment," Fusion Science and Technology, **60**(2), 2011, pp. 558-562.
7. Y. Takeuchi, C. Park, K. Noborio, Y. Yamamoto, S. Konishi, Heat transfer in SiC compact heat exchanger, Fusion Engineering and Design, **85**, 1266-1270(2010).