

# 核融合炉材料開発の最前線

室賀健夫

総合研究大学院大学教授 核融合科学専攻/自然科学研究機構 核融合科学研究所教授

核融合炉の研究は、プラズマ閉じ込めの高性能化が進められ、大型国際プロジェクトがスタートしている。一方で、実用化の鍵となる炉材料の開発は大きく遅れ、その重点的な研究の必要性が高まっている。その現状と、学術的な魅力を紹介する。

## 核融合炉の実現と材料開発

未来のエネルギー源としての可能性は大きいですが、開発に向けての課題も多い。これが核融合炉に対する一般の見方であろう。

核融合炉の研究開発の進め方は大きく2つに分けられる。1つは、早期に発電を実現する「早期実用化路線」で、社会から将来のエネルギー源として認知されるためには不可欠である。もう1つは、やや時間がかかっても他のエネルギー源に比べ優れた性能を持つシステムの開発をめざす「高度化推進路線」である。この2つを併用して進めることも重要である。実際の開発は、1億度という超高温のプラズマを磁力線でできた容器に安定に閉じ込める技術の高性能化と、炉自体の構造技術開発の両方が達成されてはじめて

可能となる。

核融合炉の開発段階は、原子炉の開発と対応させて、「実験装置」、「実験炉」、「原型炉（発電の実証）」そして「実用炉」と呼ばれる。トカマク型の実験炉ITER（国際熱核融合実験炉）に関する国際協定が締結され、フランスで建設が始まろうとしていることをご存知の方も多であろう。ITERによって、プラズマの自己点火（核融合で発生したアルファ粒子がプラズマを再加熱して核燃焼が連続すること）と長時間（高いエネルギー増倍率で数百秒）燃焼の実証、炉関連技術の開発が進むと、それらの経験およびその他の基盤的な研究をベースに原型炉の設計が可能になると見込まれている。

これが早期実用化路線の考え方だが、炉材料開発については同じようなシナリオを描くことができない難しさがある。

## ブランケット構造材開発の難しさ

新しいエネルギーシステムの開発にあたっては、材料技術が往々にしてその実現の鍵を握ってきた。原子炉の場合、古くはジルコニウム合金やマグネシウム合金が開発されて、水炉やガス炉の実現が可能になった。核融合炉も例に洩れず、材料開発が成否を決めるといわれている。では、核融合炉の材料開発はなぜ難しいのであろうか。

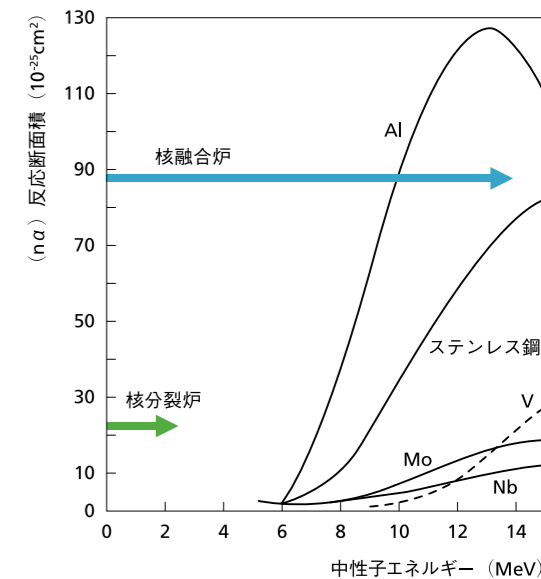
第一に、核融合炉の機器の多くは、プラズマからの強い熱と放射線（主にD-T反応<sup>1</sup>で生じる14MeV中性子）に耐えなければならず、高温や放射線照射によって特性が劣化しない材料の開発が必要である。炉心の周辺には、核熱エネルギーの取り出しや燃料の生産などを行う「ブランケット」と呼ばれる複合機器がある。ブ

ランケットにはさまざまな形式が提案されており、図1はその一例である。

ブランケットの構造材料が受ける中性子の照射量は、dpa（displacement per atom）という単位で表す。これは、材料を形成する格子原子が放射線（この場合は中性子）によって平均何回弾き出されたかを示すもので、図2にdpaの定義をわかりやすく示した。ブランケットの構造材は100~200dpaぐらいまでは使いたいと、設計側では考えている。しかし、100~200dpaの照射に耐える構造部材というのは未踏領域である。現有の軽水炉の压力容器の照射量がせいぜい0.1dpaであるのに、脆化の重要因子となっていることを例に挙げれば、ハードルの高さが理解できるであろう。

第二に、核変換の課題がある。材料が中性子照射を受けると、(n,α)核反応により材料内部にヘリウムを放出する。この反応断面積と中性子エネルギーの関係を見ると（図3）、多くの材料で10MeV付近から急激に増加することがわかる。そのため14MeVにピークをもつ中性子の照射を受ける核融合炉の材料では、1~5MeVにピークをもつ核分裂炉よりはるかに多くのヘリウムが発生し、年間100~500ppmに達する。ヘリウムは材料中に溶解しないので、空孔などと容易に結びつきやすく、欠陥の蓄積を促し、体積

図3 (n,α)反応断面積の中性子エネルギー依存性。14MeVにピークをもつ中性子が照射される核融合炉材料では核分裂炉の材料よりはるかに多くの(n,α)反応が起こり、材料中にヘリウムが蓄積する。



膨張や脆化などを引き起こす。

第三に、核融合炉では構造材の重量が大きいので、使用後の処理・処分を考えると誘導放射能が低い「低放射化材料」が求められる。これまでに開発された有望な低放射化材料は3種。通常のクロム-モリブデン耐熱鋼をクロム-タングステン鋼に元素交換した低放射化フェライト鋼、バナジウムにチタンとクロムを加えた合金、セラミックスであるシリコンカーバイドを繊維強化した材料（SiC/SiC複合材）である。核融合炉を停止したあとの誘導放射能の減衰を比較してみると

（図4）、通常のステンレス鋼は遠隔操作によっても再利用できない。上記3種の低放射化材料は、数十年の冷却で、遠隔操作による再利用が可能になることがわかる。

## 模擬試験の特徴と限界

核融合炉の構造材料の研究開発では、ヘリウムの発生を調べるのが非常に重要である。ところが、既存の核分裂炉ではヘリウムの発生が少ない。ヘリウムの発生をいかにして再現するか、その限界への挑戦が続けられてきた。例えば、熱中性子と核反応しヘリウムを発生するホウ素の同位体<sup>10</sup>Bを加える方法、自然崩壊により<sup>3</sup>Heに変化する三重水素（トリチウム）を含ませる方法、などが試みられた。その結果、ヘリウムの発生と中性子照射の同時効果について、基礎的な機構に関する知見は蓄積されてきた。しかし、ホウ素自身が材料特性を変えてしまうこと、照射中に三重水素を必要だけ含ませるのが難しいことなどにより、信頼できる評価を行うまでには至っていない。

中性子による格子原子の弾き出し損傷の実験には、荷電粒子も利用できる。特に、重イオンとヘリウムイオンの2本のビームを同時に当てることにより、重イオンで弾き出し損傷を起こし、核変換ヘリウムの発生をヘリウムイオン注入に

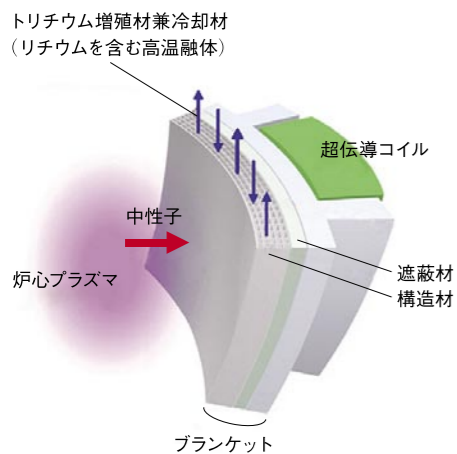


図1 核融合炉ブランケットの模式図  
プラズマからの熱と中性子を受け、液体増殖材（トリチウムを含む高温融体）が燃料となるトリチウムを生産するとともに、熱を炉外に取り出す冷却材の役目を果たしている。

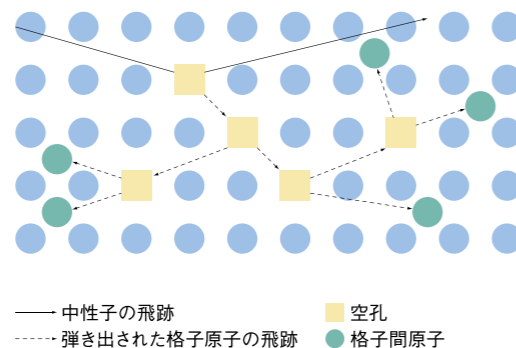


図2 中性子による材料の格子原子弾き出しの模式図  
ここでは中性子の衝突により計5回の弾き出しが起こり、空孔と格子間原子が5個ずつ形成された。この場合、格子原子総数は50なので、5÷50=0.1dpaとなる。実際は、ほとんどの弾き出し原子は元の場所に戻るか位置を入れ替え、後に影響を残さない。少量の元に戻れなかった弾き出し原子（格子間原子）と空孔により種々の格子欠陥集合体が作られ、強度や形状が変化する。

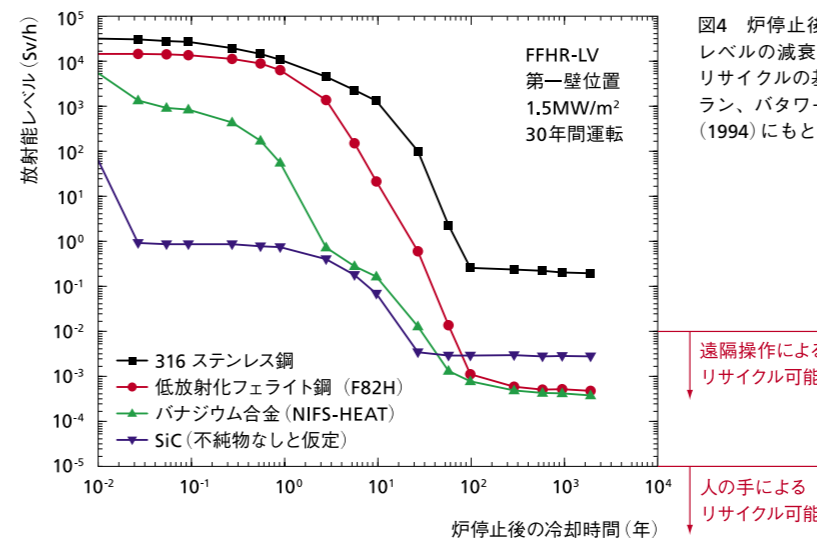


図4 炉停止後の放射能レベルの減衰の計算例。リサイクルの基準はドーラン、パタワースの試算（1994）にもとづく。

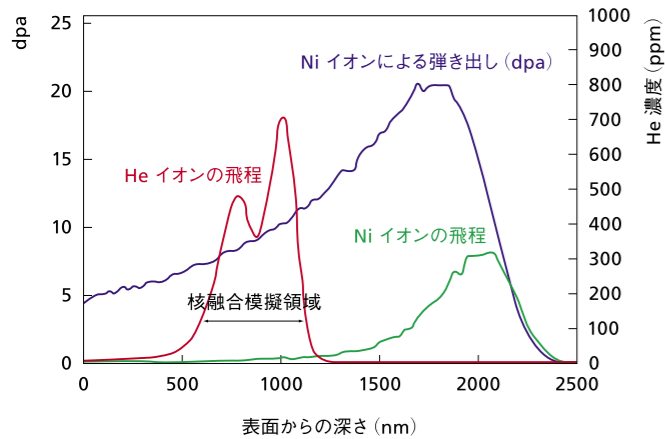


図5 2台の加速器を連結し、重イオン(この場合ニッケル)とヘリウムイオンを同時照射し、表面からある深さの領域で核融合相当の弾き出しとヘリウム発生を実現する方法。

よって模擬試験をするという手法が利用されている。図5にその例を示す。ただし、このような核融合に近い条件を実現できるのは表面から数ミクロン以下の範囲にすぎない。微細組織変化についてはある程度の知見が得られるが、強度特性に関する情報は少ない。

ITERはD-T中性子を発生させるので、プラズマ周辺に材料を配置すれば、純正核融合炉スペクトルの照射試験ができる。実際に、ITERのテストポートにブランケットの小型模擬体(モジュール)を設置し、材料も含めたブランケット全体の機能試験を行うことを目的とした計画(TBM計画)が国際協力が進められている。しかし、この試験の照射量はたかだか

5dpa程度で、これでは原型炉、実用炉の材料寿命の試験にはならない。これが最初に述べた「ITERだけでは原型炉用の十分なデータが得られない」意味である。ITERに加えて適切な材料試験装置を整備することで、はじめて原型炉に必要なデータベースが得られる。

#### 強力中性子源に関する国際的な取り組み

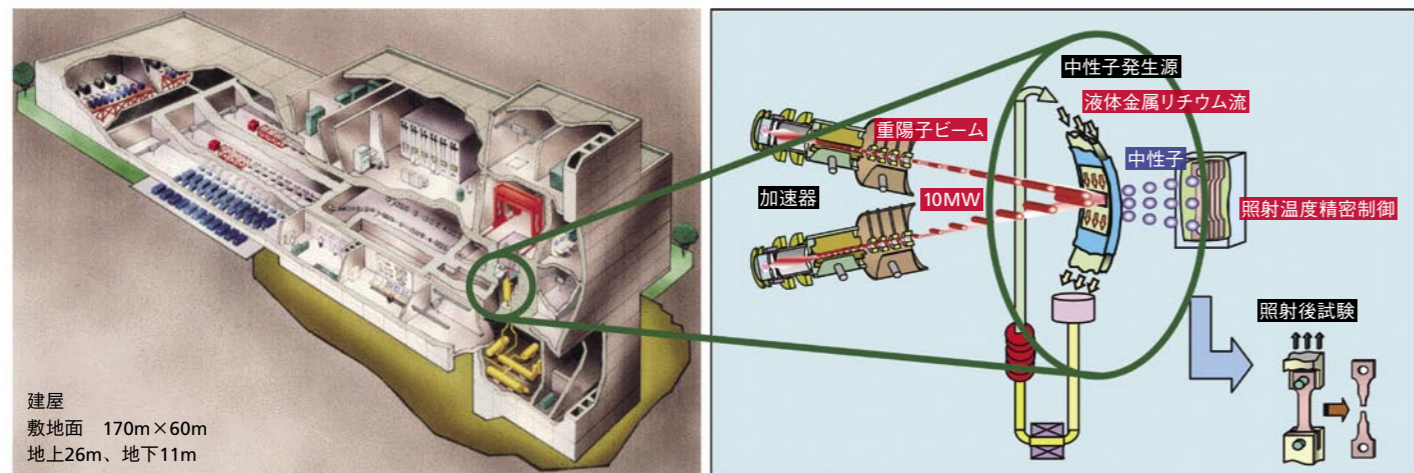
核融合炉材料専用の照射試験装置が必要であることは以前から認識されており、1980年代前半、14MeVにピークをもつD-Li反応を利用した中性子源FMIT(Fusion Materials Irradiation Test Facility)の設計が米国で計画されたが、予算削減の影響で中断した。その後、IEA(国際エ

ネルギー機関)などにおいて、照射試験装置のあり方が検討されてきた。その結果、照射試験装置に必要な特性は以下のように提案されている。

- ①核変換ヘリウムの発生など、核融合炉照射条件を十分近似できる中性子スペクトルを有する。
  - ②候補材の寿命の確証を得るのに必要な中性子照射強度を有する。
  - ③強度特性について、信頼できる評価が可能な照射体積を有する。
  - ④データとして信頼性を得るのに十分な、温度や照射環境の制御性を有する。
- 1980年代後半、上記の必要な特性を満たし、現在の技術の延長で近未来に実現が可能な中性子源の形式はD-Li型以外にはない、との国際的な確認が行われた。その後、状況は変わっていない。

D-Li型中性子源の原理は、高エネルギーの重水素イオンをリチウムに照射し、リチウムにより重水素から水素がはぎ取られ、残った中性子が放出されるというもので、最初の重水素イオンエネルギーを調節すれば中性子のピークエネルギーを調節できる。約40MeVの重水素イオンを用いれば、D-T核融合中性子に近い14MeV付近にピークをもった中性子を発生させることができる。これにより核融合炉相当の核変換ヘリウムの発生も可能になる。

図6 国際核融合材料照射試験施設(IFMIF)の概観と構成図  
2台の加速器により約40MeV合計250mAの重水素イオンを、高速で流れる液体リチウム表面流に照射し、裏側に配置された試料に中性子を照射する、という構造になっている。



日本原子力研究開発機構の資料をもとに作成

しかしながら、中性子源建設計画はなかなか前進しなかった。IEAを中核としてIFMIF(国際核融合材料照射試験施設)の概念設計と、要素技術確証試験(KEP)などが行われた。それらの成果に基づいた工学設計・工学実証活動(EVEDA)が、2007年になって日欧協力(ITER幅広いアプローチ計画)の一環としてようやく開始された。

IFMIFの概略を図6に示す。先に「現在の技術の延長で近未来に実現が可能」と記したが、できるだけ多くの照射量、大きな照射体積を確保するため、仕様は大きくなっており、イオン源・加速器技術、液体リチウムの安定表面流形成技術、液体リチウム不純物制御技術、高い核発熱環境での照射試料温度の制御技術、などの開発が必要である。

これらの要素技術の研究がIEAの要素技術確証試験(KEP)として企画され、日本でも大学と核融合科学研究所(核融合研)で研究チームを作り、日本原子力研究開発機構と責任を分担して2000年度から試験を行っている。

#### データベースの構築に向けて

IFMIFは加速器ベースの中性子源であり、中性子発生が50×200mmのリチウム流領域に限られる。発生領域から離れると中性子フラックスは急激に減少す

る。IFMIFの主目的は材料の寿命を明らかにすることで、そのためには想定される寿命までの照射を行う必要がある。しかし、期待される寿命の10年以上を試験に費やすわけにはいかないので、加速試験を行う。それでも数年間を要する。

さらに、材料特性に関する信頼できる情報を得るには、まとまった個数の試料による系統的な特性試験を行う必要がある。そのため、照射体積が限られるIFMIFにおいては、大きな試験片を用いた試験は難しい。そこで、より小さな試験片のデータで設計が可能であるよう、関連データベースと機構的な理解を充実させる必要がある。試験片のサイズ効果は、対象とする強度特性(引張り、破壊、疲労、クリープなど)により異なり、その機構もクラックの発生進展、変形中の材料内部の転位発生と蓄積などに基づくものである。図7は、現在照射試験に用いられている微小試験片を基準サイズの試験片と比べたものである。これだけ大きさの異なる試験片の強度特性の相関を明らかにすることの難しさは、容易に想像できよう。

限られた照射体積のIFMIFを用いて限られた期間で原型炉用の材料の見通しをつけるには、候補材を選りすぐり、評価項目を絞り込んでおく必要がある。そのため、照射による材料特性変化を

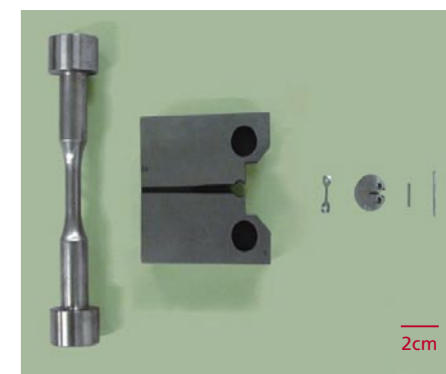


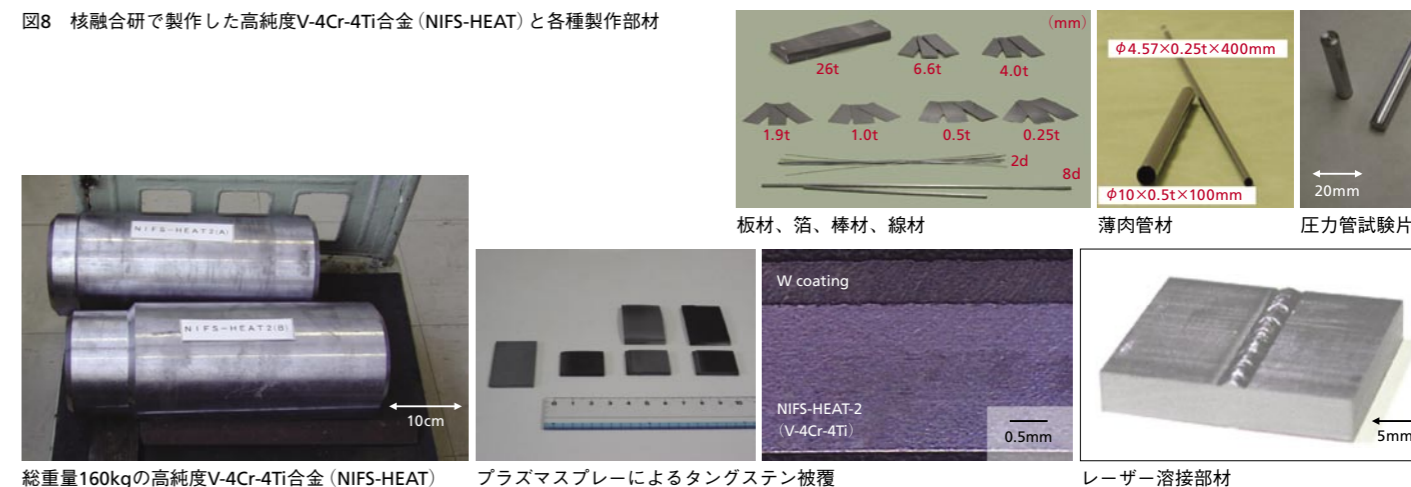
図7 標準サイズの材料強度試験片(疲労試験片、破壊靱性試験片)と照射試験に用いられる微小試験片の例

もたらず基礎過程の研究をさらに進めなければならない。また、各国から提案されている4~5種の低放射化フェライト鋼についても、IFMIFの有効な使い方を考えて、絞り込むべきであろう。

#### 日本での研究と核融合研での成果

最近における研究の進展を、国内に焦点を当てて見ていくことにする。日本の核融合炉材料研究のアクティビティーは大変高く、多くの分野で世界をリードしているといえよう。量の話で恐縮だが、核融合炉材料の中心的な国際会議である「核融合炉材料国際会議(ICFRM)」において、日本からの論文数は常に3分の1近くを占めている。材料の基礎物性の研究、照射効果の基礎研究、材料の試作開発・

図8 核融合研で製作した高純度V-4Cr-4Ti合金(NIFS-HEAT)と各種製作部材



評価、などは特に得意とする分野で、大学の基礎研究と国立機関のプロジェクト研究の水準の高さ、材料分野の民間企業の技術力、などがその基盤にあるものと思われる。

日本の核融合炉材料研究は、最初に述べた「早期実用化路線」と「高度化推進路線」という区分けで考えると、前者が開発プロジェクト的、後者が学術的アプローチが比較的重要であることから、前者を日本原子力研究開発機構、後者を大学および核融合研が主に責任をもつという分担で進んできている。具体的には、低放射化フェライト鋼は鉄鋼産業で培われた現在の技術の延長で開発が見込まれ、日本原子力研究開発機構がデータベースの確立など、その開発に重点的に取り組んでいる。

一方、バナジウム合金は、高融点金属類の中でも工業経験が特に乏しく、製法、加工熱処理法なども含めた基礎データの構築が必要である。核融合研では、バナジウム合金の開発を重点テーマとして取り上げ、大学との協力により基礎研究と実用化に近づくためのプロジェクト研究を約10年前から進めてきた。バナジウム合金は、低放射化フェライト鋼に比

べ150~200°Cでの高温使用が可能になり、高効率のエネルギー変換が見込める。また、液体リチウムや熔融塩を用いた熱制御等に優れたブランケットが考案されている。しかし、バナジウム合金は酸素、窒素、炭素不純物の影響を受けやすく、製作にあたっては厳重な不純物管理が必要である。

日本でこれまでに試作されたバナジウム合金は数kgにすぎなかった。核融合研は民間企業との協力により、製造過程での不純物混入を極力排除し、不純物を約100ppmまで低減した160kgのV-4Cr-4Ti合金インゴット「NIFS-HEAT」を製作した。NIFS-HEATの酸素不純物濃度は、これまで米国で作られたインゴットの約3分の1である。続いて、インゴットから板材、線材、管材などの製作が行われ、製作技術は大きな進歩を見た(図8)。大型の素材が得られることにより、アーク溶接などこれまでできなかった試験が可能になり、特に不純物の抑制が加工性の向上とともに溶接部材の靱性を維持するのに有効であることが確かめられた。NIFS-HEATは大学での照射試験や国際協力による試験などを含むさまざまな基礎研究、評価研究に用いられ、デー

タベースが充実してきている。

### 材料開発のロードマップ

材料研究開発の現状をまとめると、近未来に実現の見込める低放射化フェライト鋼、より長期的な視野で高い性能が見込めるバナジウム合金とSiC/SiC複合材、という3種の有望な低放射化候補材が開発されたこと、これらの基本特性、照射下挙動、ブランケット環境での挙動に関するデータベースの整備が進み、基礎研究やモデリングにより、材料挙動の予測性が高まったことに集約されよう。しかしながら、低放射化フェライト鋼について、強力中性子源による確認試験を行えば原型炉設計が可能になる、といえるまでには、さらに多くの研究を集中的に行わなければならない。特に、加工・熱処理、接合、被覆などの照射特性に及ぼす影響を明らかにし、ブランケット製作技術も含めた技術の高度化を進める必要がある。

現在、関係者で議論されほぼ合意されている、中長期的な材料開発のロードマップを図9に示す。青字・青線と赤字・赤線がそれぞれ「早期実用化路線」と「高度化推進路線」に対応する。IFMIF、

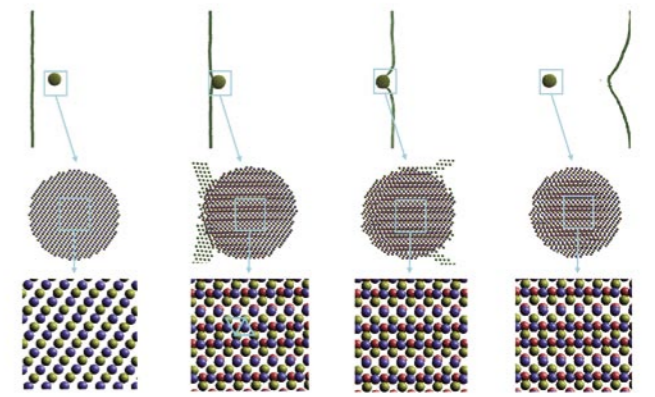
ITERとも、低放射化フェライト鋼材の試験を先行させ、その後バナジウム合金やSiC/SiC複合材料の試験に移行することを計画している。一方、早期実用化のマイルストーンとして、2030年代を目標に発電実証を行う(原型炉)ことが提案されている。IFMIFによる材料照射試験とその成果を原型炉設計へ遅滞なく適用できるようにすることが自明の理であることがわかる。

### 基礎学術研究の役割

繰り返すようだが、核融合炉材料開発の大きな制約は、核融合炉の照射条件を再現する試験装置がないことである。したがって、核分裂炉中性子など他の照射手段によって得られた材料挙動のデータを核融合環境での挙動予測に結び付けていくための基礎研究、モデリングが重要になる。その対象となる現象を列記すると、以下ようになる。

- ①中性子により格子原子が弾き出される。弾き出された原子は次の原子を弾き出し、弾き出しの連鎖(カスケード)を形成する。この領域の広さ、その後の変化は、中性子エネルギーにより異なる。つまり核融合炉と核分裂炉では異なる。
  - ②弾き出しによって形成された格子間原子と空孔が、それぞれ集合体を作る。格子間原子の集合体は転位のネットワークとして発達し、強度変化をもたらす。空孔の集合体はバブルあるいはポイドと呼ばれる空洞を形成する。不純物や溶質原子が集まると、析出を形成する。これらの集合体の形成過程と安定性に、核変換ヘリウムが大きな影響を及ぼす。
  - ③転位の運動、亀裂の発生進展により材料の変形、破壊がもたらされる。この過程において、転位間の相互作用、転位と析出や欠陥集合体との相互作用、亀裂先端の構造組成変化などが変形、破壊特性を定める。
- これらの過程の解析には、分子動力学や第一原理計算などのシミュレーションが大きな役割を果たすようになってき

図10 照射によって形成した析出を転位が横切る過程の分子動力学計算。微小試験片照射による組織変化から硬化、脆化の予測に用いられる。出典：電力中央研究所・曾根田直樹氏、野本明義氏による



た。分子動力学の照射損傷への適用は1960年代前半にすでに始まっていたが、計算能力の向上により、核融合中性子による弾き出しカスケードの全体像を再現することができるようになったのは、最近のことである。図10は、転位が析出を乗り越えてすべり運動をする様子を分子動力学計算により求めたもので、照射による組織変化の情報から強度変化の予測を行うための基礎研究である。

### 多様な分野へのチャレンジ

これまでの核融合研究は、プラズマ閉じ込めの研究に比べて、材料開発研究への資源投資があまりにも少なすぎた。材料の開発研究は、プラズマ閉じ込めの高性能化が達成されてからでよいという考え方が支配的だったためである。そのような状況にもかかわらず、日本の研究者たちは最先端の成果を上げてきた。この実績を生かしていくには、相応の資源投資と研究体制の構築が不可欠である。使う材料の見込みなくしてプラズマの高性能化の実現はありえない。この認識に立ったとき、はじめて核融合炉エネルギー実現への道も開けてくる。また、日本が核融合において世界をリードする地位を確立するためにも重要であることを強調したい。

核融合炉材料の研究開発は今、新しい時代を迎えようとしている。その研究開発はリードタイムが長いので、長期的な視点で目標を高くもつことにより、固体

物性、シミュレーションなど基礎学術の多様な分野への貢献も期待できるであろう。最終ゴールは、人類の新エネルギー実現である。この魅力的なチャレンジに向かって、さらに多くの研究者、学生が参加してほしいと期待している。

\*1 D-T反応  
重水素(D)と三重水素(T)との核融合反応で、ヘリウムの原子核であるアルファ粒子と中性子が生成される。このとき、アルファ粒子は3.5MeVの運動エネルギーを、中性子は14MeVの運動エネルギーをもって出てくる。第1世代の核融合炉ではこの反応が利用される。

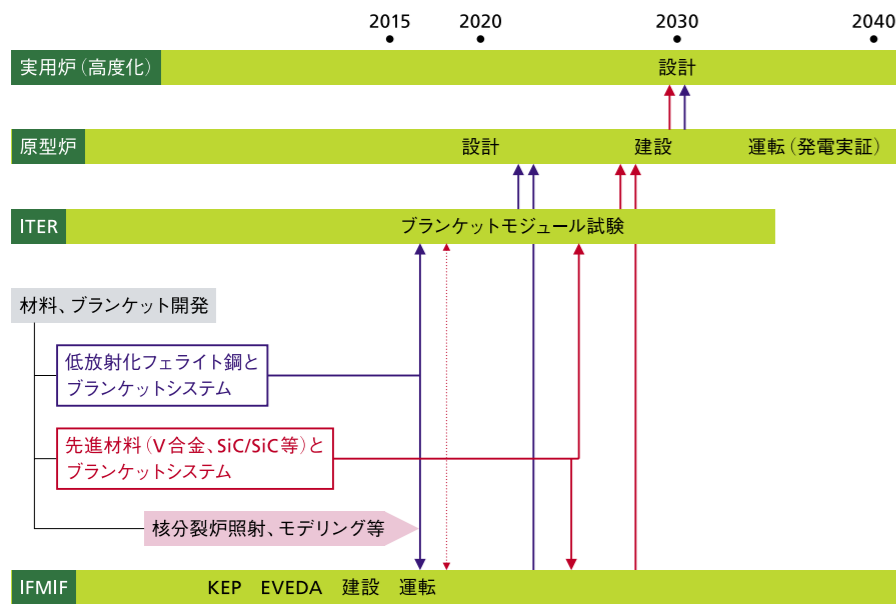
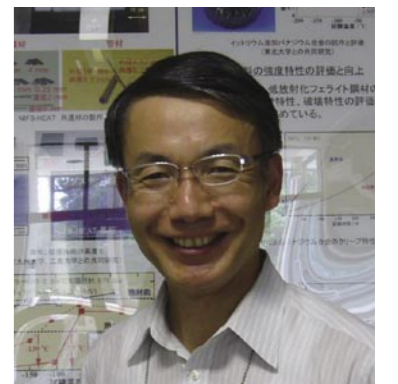


図9 現在構想されている核融合炉材料とブランケットの開発ロードマップ。細い破線は国際協力などによる限定的な活動を示す。



室賀健夫(むろが・たけお)  
材料の照射損傷の研究からこの分野に入りました。大学院生のときは電子顕微鏡のなかで試料にイオンビームを当てながら、原子集合構造がどんどん変わっていくのをわくわくしながら観察していました。まず現象を見る、そして知る、理解する、そのうえで制御する、そうすれば使える、と進むことをめざし、核融合炉で長く使える材料の開発に取り組んでいます。基礎物性からもの作り工学まで、どこを取り上げても興味の尽きない研究分野です。