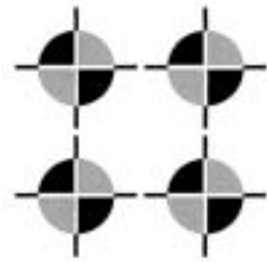


## 連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

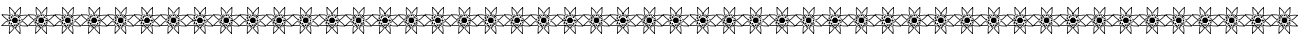
### 第7回 核融合炉を成立させる最適な材料

#### 過酷な照射条件に耐える新材料の開発最前線



東北大学 長谷川 晃,

日本原子力研究所 土谷 邦彦, 石塚 悦男



#### 核融合炉ではどのような構造材料が考えられていますか？

##### 1. 核融合炉ブランケットの構造材料の環境と求められる特性

これまでのプラズマ実験装置においては、プラズマの発生・制御の実験を安全かつ確実に行うことが主目的でした。そのためプラズマを作り出す真空容器には、加工性、信頼性や価格などの経済性などを考慮してステンレス鋼などが構造材料として使われてきました。このようなプラズマ実験装置と将来の発電を行う核融合炉とが根本的に異なるのは、核融合炉ではD-T反応によって核融合反応が起こり、大量の14 MeV中性子が炉心プラズマから出てくることです。核融合炉では、この中性子の運動エネルギーを熱に変えて電気などのエネルギーを得るとともに、ブランケットにおいて増殖材中のリチウムと核反応を起こさせ燃料のトリチウムを製造します。核融合炉からエネルギーを経済的に作り出すためには、発電を効率よく行って、より多くのエネルギーを得るとともに、かつ増殖によって燃やした燃料より多くの燃料を得なければなりません。そのためにはできるだけ多くの中性子が必要となります。

一方で、この中性子の運動エネルギーが熱に変わるには、中性子が材料中の原子や電子と衝突を起こし、最終的に原子の格子振動、すなわち熱にならなければなりません。ところがこの衝突によって材料中には格子原子のはじき出しが起こり、材料中の原

子の配列などの構造が変わることがあります。もう一つはこの衝突の時にある割合で格子原子との核反応が起こり、格子原子が別の元素に変わってしまう、いわゆる核変換がおこるのも核融合炉のもう一つの重要な特徴です。この別な元素が不純物となり、また材料の誘導放射能の原因となります。このようにより多くのエネルギーを得ようとする、より多くの原子レベルの欠陥と、核変換で生まれた不純物元素や放射性核種を生むこととなります。

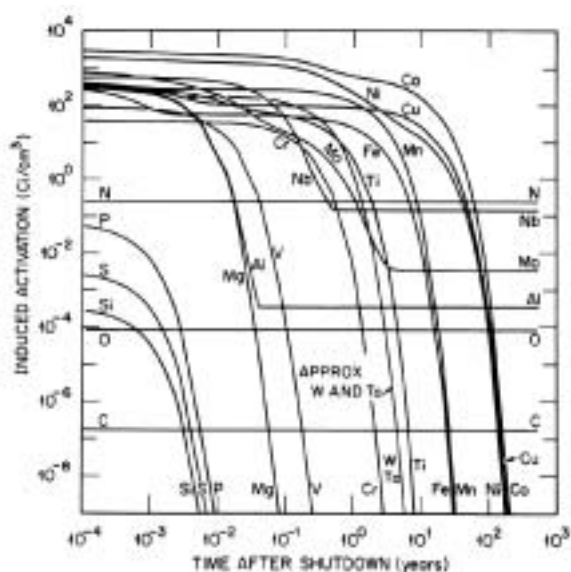
ブランケット構造材料のように、高エネルギーの中性子を多く浴びる機器では、構造材料の中に欠陥が蓄積し、さらに誘導放射能が発生します。材料の信頼性を保ち、使用中あるいは廃棄後の環境負荷となる放射能を減らすための対策として、(1)誘導放射能の発生が少ない元素を構造材料に選ぶ、(2)材料の組織を熱処理や合金化で工夫することにより、はじき出し損傷による欠陥の発生が少ないか、あるいは欠陥をすみやかに消滅させることで劣化の少ない材料を開発する、という2つの方法が取られています。

##### 2. ブランケット用の低放射化構造材料とは

核融合炉では、構造材料の誘導放射能をできる限り少なくすることによって、炉の運転期間中の保守性の向上や、炉の廃棄時の放射性廃棄物の低減を図ることが可能となり、核融合炉のライフサイクルにわたっての環境負荷を低減することができます。そのために、さまざまな元素について14 MeV中性子照射による放射化断面積が調べられ、誘導放射能の少ない元素の探索が行われてきました。第1図は第一壁領域で核融合炉でのスペクトルの中性子照射を9 MWa/m<sup>2</sup>だけ受けた場合の各元素1 cm<sup>3</sup>あたりの放射性核種の量の時間変化を示したものです。(1

*Intelligible Seminar on Fusion Reactors (7)*  
Optimum Materials for the Realization of Fusion Reactor: Akira HASEGAWA, Kimihiko TSUCHIYA, Etsuo ISHITSUKA.

(2005年 5月20日 受理)



第 1 図 核融合炉第一壁領域で中性子照射を  $9 \text{ MWa}/\text{m}^2$  受けた各元素の炉停止後の放射性同位元素の減衰<sup>1)</sup>

$\text{MWa}/\text{m}^2$ とは、中性子のエネルギーを受ける壁面  $1 \text{ m}^2$ あたり、毎秒  $1 \text{ MJ}$ のエネルギーを 1 年間 (a : annual) 受けた時の積算照射量を意味します。  $14 \text{ MeV}$ の核融合中性子の照射量で約  $1.4 \times 10^{26}$ 個/ $\text{m}^2$ に相当します。左端の初期値が異なるのはそれぞれの元素の生成断面積の違いによります。求められる低放射化特性としては、放射性元素の生成量が少なく、早く減衰することです。例えば、第 1 図の Si のような減衰曲線を持つ元素が望ましいことになります。実際には生成量だけではなく放射性核種から放出される放射線の種類やエネルギーなどを勘案し、さらに照射後の構造材料の表面線量率や崩壊熱などを考慮する必要があります。また最も大事なことは、そのような低放射化元素の組合せが構造材料として使用可能かどうかにあります。例えば純 Si は、半導体材料としては非常に優れた材料ではありますが、脆くて構造材料として使用できません。より現実的な低放射化構造材料を得るために、核計算によって、いわゆる低放射化元素として Si, V, Cr, Ti, Fe, C などがリストアップされました。これらの元素の組み合わせ、構造材料として使用できるものを検討し、これまでのところ以下の 3 つの候補材料が提案されています。

- (1) Fe-Cr-C に W などの低放射化元素を加えて高温強度などを調整した低放射化フェライト鋼 (例) Fe-(8~9%)Cr-2%W を中心とする組成のフェライト鋼。添加する Cr や W の濃

度が多少異なったものをそれぞれの研究機関で独自の名前を付けています。例えば F82H (日本原子力研究所(原研)が作製した鋼), JLF-1(日本の大学連合が作製した共通試料用の鋼), MANET や OPTIFER( EU で作製した共通試料の鋼)などがあります。

- (2) V-Ti-Cr を基本組成とするバナジウム合金 (例) V-4Ti-4Cr の組成を中心として侵入型不純物元素を低減させた合金。例えば NIFS-Heat (核融合科学研究所(NIFS)が大型溶解を目的として作製した V-4Cr-4Ti 合金塊(約200 kg)から取った試料の呼び名)などがあります。
- (3) Si-C を基本成分として、SiC 繊維と SiC マトリックスとを複合化した SiC/SiC 複合材料 (例) 高結晶性の SiC 繊維を強化材として、SiC をマトリックスとして充填した複合材料。

構造材料として使われる場合、それぞれの機器部材において特有の荷重(自重、電磁力、大気圧、熱応力など)を受けます。また、それぞれの使用環境(温度、冷却材など一緒に使われる材料との化学的環境、中性子照射量など)に応じて適した材料があり、これらの条件を勘案して材料の選択が行われます。さらには構造材料の特性が機器の想定使用期間内において、中性子照射によって起こる材料の特性変化が想定される許容範囲内の変化にとどまっていることを確認する必要があります。

核融合炉機器の中でもブランケットはプラズマに近く、プラズマからの高エネルギーの中性子にさらされます。ブランケットは発電のための除熱と放射線の遮蔽、および燃料の生産を受け持っているため、その構造材料は核融合炉の中でも最も過酷な環境におかれています。ブランケットの構造材料として求められる特性は、

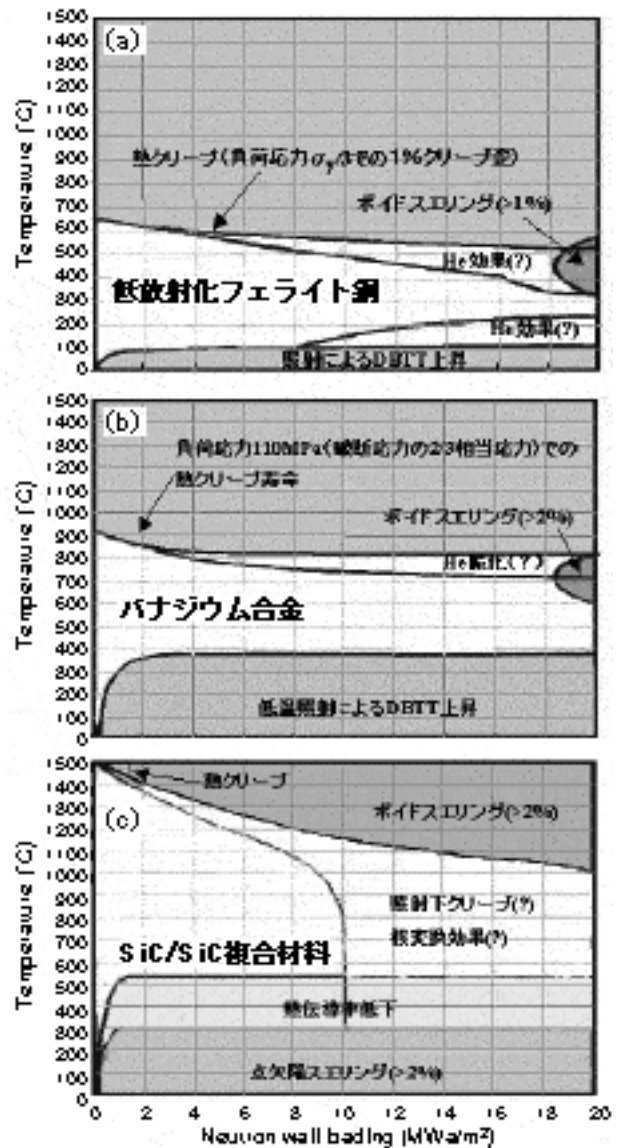
- (1)高い中性子フルエンスに耐える
  - (2)使用温度で十分な強度を有する
  - (3)高い熱流束に耐える
  - (4)低放射化特性を有する
  - (5)使用する化学環境下での健全性を有する
  - (6)工業的基盤(製造性、加工性など)を有する
- などが挙げられます。

(1)~(4)は材料そのものの特性であり、(5)は冷却材など周辺の材料との組合せに依存するものです。(6)は核融合炉という大型機器を経済的に、かつ十分な

信頼性をもって製作する上で必須のものです。また核融合炉は非常に大きな機器システムですから、工業的規模で構造材料を作る必要があります。例えば、原研が設計活動を行った SSTR (Steady State Tokamak Reactor: 定常型トカマク炉) を例にとると、ブランケット構造材料として約1,000 t もの低放射化フェライト鋼が必要であるとの試算があります。実験室レベルでの優れた材料の開発はもちろんですが、核融合炉構造材料として使われるためには、工業規模での材料の製造・加工の技術的基盤の確立までが求められています。

材料の特性はその中心となっている元素の特性に依存します。特に使用温度がその影響を顕著に受けます。第2図はこれまでに得られたデータを元に推定したそれぞれの低放射化構造材料の使用可能な温度と、中性子照射量を示したものです。縦軸は使用温度を示し、横軸は中性子の壁負荷、すなわち照射量を示し、10 MWa/m<sup>2</sup>が約100 dpa に相当します。(dpa: displacement per atom。構成原子1個当たりの平均のはじき出しの数をいいます。1 dpa とは、すべての原子が1回その格子位置からはじき出しを起こすだけの損傷量に相当します。しかし、1 dpa の照射を受けたとはいっても、はじき出し損傷が一瞬で起こるわけではないので、固体がばらばらになることはありません。)

この図面中の境界線は、ある物性値がそれ以上変化すると機器が使用に適さなくなるという限界を温度と照射量でプロットして得られたものです。例えば空孔型の欠陥が集まって直径10~100 nm 程度の気泡(ポイド)を作って体積が増加するポイドスエリング(体積膨張)は、体積変化が2%以上になったら機器中の内部応力が高くなって使用できなくなるとして、スエリング2%以上になる領域を除いていきます。またある使用温度以下では照射欠陥の集合体が細かく高密度にできるので、照射硬化が大きくなり、延性・脆性遷移温度(DBTT)が高くなってしまふことがあります。例えば、フェライト鋼では照射温度が100℃以下ではDBTTが照射線量にあまり依存せずに高くなるので使用可能範囲から除きます。このようにして残った中央の白い部分が材料の使用可能な領域を示す設計許容範囲(デザインウィンドウ)です。この部分が横に広いということはそれだけ長く使用できるということを示し、縦の幅の広さは使用できる温度範囲が広いことを意味します。



第2図 低放射化構造材料の候補材料における使用温度と中性子壁負荷による使用温度領域<sup>2)</sup>；  
(a)低放射化フェライト鋼、(b)バナジウム合金、(c)SiC/SiC複合材料

ただ、数10 dpa を越えるデータについては、フェライト鋼以外の材料では十分なデータが取られていないので推定値です。また「Heの効果」について「？」が付いているのは、はじき出し損傷と同時に発生する核変換 He によって、注目している特性変化がより低温、より低照射領域に広がる可能性があることを示しています。

さて、発電を目指した核融合炉は、「できるだけ高温」で、かつ「長く」使えることが求められます。この図から200 dpa 程度まで使用可能な温度範囲は低放射化フェライト鋼では400~500℃、バナジウム合金では400~700℃、SiC/SiC複合材料では800~

1,000 となります。現在、さらにこの設計許容範囲を広げるために合金元素の添加や、不純物元素の低減化さらに熱処理の工夫などが行われ続けています。さらにこの設計許容範囲を確定するために、データをより精度よくとるための照射研究などが続けられています。特に He とはじき出しの同時効果については強力中性子源(核融合中性子照射による材料中での核反応とはじき出し生成を模擬するために、加速器を使って大電流(125 mA)の40 MeVの重水素ビーム作り、これをリチウムに当てて出てくる高密度の高エネルギー中性子(エネルギーは40 MeV以下)が得られます。この中性子を材料に照射し、材料試験を行うための実験施設を IFMIF (International Fusion Material Irradiation test Facility: 国際核融合材料照射試験施設)といたします)を使った高い粒子束による検証が必要であると考えられています。

このような材料ごとの使用温度範囲から、いくつかのブランケットの概念が提唱されています。それは使用可能な温度範囲によって冷却材の選択条件が変わってくるからです。現在進められている核融合炉の設計活動をまとめると第1表のようになります。それぞれの材料の使用温度範囲や冷却材との共存性に依りてブランケットのシステムの設計例が提案され、その安全性や信頼性などの観点から材料に関してさまざまな検討が加えられています。

### ・現在の構造材料の開発状況はどうなっていますか？

現在のところ前述の3つの低放射化構造材料が提案されていますが、それぞれの材料でこれまで材料の開発のための工業的な蓄積が全く異なります。例

えば、核融合炉用機器を作製できるような大型素材の製造や、実物大の機器システムを製造し、加工や溶接などの検討などの工学的な実証段階にある低放射化フェライト鋼と、核融合炉構造材料として最適な組成や熱処理を決めるための、いわゆる素材開発段階にあるバナジウム合金と SiC/SiC 複合材料のように大別できます。フェライト鋼は現在の鉄鋼業の工業基盤の延長部分が多く、現時点では核融合炉材料としての実現性が一番高いのですが、先に述べたように使用温度領域が比較的低いので、将来の発電炉として考えた場合、プラントの効率があまり高くできません。一方、バナジウム合金や SiC/SiC 複合材料は、現状では工業材料としての基盤は十分ではありませんが、より高温で使用できることから、今後の材料開発の結果次第では50%近い効率を実現できる可能性があることから、先進ブランケット用材料として位置づけられています。

これまでの研究結果を元に、現在の各構造材料の主要開発課題をまとめると以下のようになります。

#### ( 1 ) 低放射化フェライト鋼

- ・熱疲労などによる欠陥の生成・成長および破壊の発生に対する耐照射性の評価
- ・環境の照射下での化学的効果を含む挙動の評価と改良
- ・強磁性体であるフェライト鋼構造体の高性能プラズマ制御への影響

#### ( 2 ) バナジウム合金

- ・液体金属冷却材における MHD 圧力損失低減のための絶縁性被膜の開発

MHD( Magneto-Hydro-Dynamic )圧力損失。電磁流体圧力損失ともいいます。磁場中を液体金属のような導体が流れるときに、電磁誘

第1表 磁気閉じ込め型核融合炉の設計例とブランケットにおける材料の組合せ<sup>3,4)</sup>

設計例	SSTR	FFHR	ARIES-RS	DREAM	ARIES-AT
構造材料	フェライト鋼	フェライト鋼	バナジウム合金	SiC/SiC 複合材料	SiC/SiC 複合材料
増殖材料	固体増殖材	溶融塩 Flibe	液体金属 Li	固体増殖材	液体金属 Pb-17% Li
冷却材	加圧水	溶融塩 Flibe	液体金属 Li	He ガス	液体金属 Pb-17% Li
冷却材温度					
入口/出口( )	285/325	450/550	330/610	600/900	650/1,100

SSTR: 定常型トカマク炉(日本原子力研究所での設計例), FFHR: ヘリカル炉(核融合科学研究所での設計例)

ARIES-RS, ARIES-AT: トカマク炉(米国カリフォルニア大学での設計例)

DREAM: トカマク炉(日本原子力研究所での設計例)

Flibe: フッ化リチウム(LiF)とフッ化ベリリウム(BeF)からなる溶融塩

導により液体金属中に電流が生じ、さらにこの電流とこれによって発生する磁場によって液体金属にはその流れとは反対方向に、流れを押し戻すような抵抗力が発生します。液体金属の流れが速いほど大きな抵抗力が発生します。

- ・溶接性を含む加工性に関する技術開発

### (3) SiC/SiC 複合材料

- ・繊維/マトリックス界面制御などによる強度および熱伝導特性に関する耐照射性の改良
- ・不純物制御などによる低放射化特性の改善
- ・接合を含む複合材料の製造および大型構造物への加工技術の開発
- ・ヘリウムガスの気密性の確保

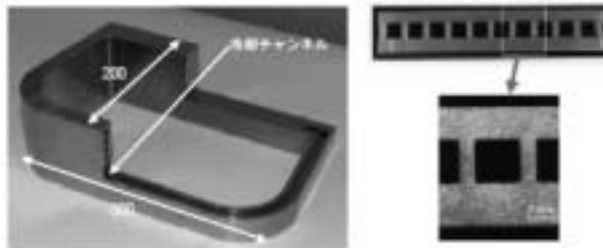
また、これらの材料に共通する課題として、

- ・14 MeV 中性子照射によるはじき出し損傷と He 等の核変換生成元素の同時生成による耐照射性の評価があります。

それぞれの材料開発の現状を次にまとめます。

#### 1. 低放射化フェライト鋼

8～9%のCrと2%前後のWの添加を基本組成としたF82HやJLF-1, MANET, OPTIFERなどのフェライト鋼が具体的な素材として検討されています。特に原研が作ったF82Hは、IEA(国際エネルギー機関)の国際共同研究としてこれまでに5tの素材の溶解を2回行い、大型素材の製造実績を作っています。これらの素材を用いて国内の研究機関はもとより、世界各国の研究機関でラウンドロビン試験が行われ、照射・非照射を含めた多くのデータが集められつつあります。特に中性子の重照射後のデータについては、日米協力の下で米国の原子炉を使って多くの材料データが蓄積されています。また原研では現在、検討が進められているITERを使ったテストブランケットモジュールについて、低放射化フェライト鋼を使用したモジュールの設計を進めており、加工性や溶接性の課題を具体的に検討するために、第3図に示すように、実際にF82Hを使ったブランケット作製に必要なHIR(Hot Isostatic Pressing: 熱間等方圧プレス法。粉末原料や部材などを薄肉の容器に入れ、高温環境下で高圧の気体などを圧力媒体として容器の外側から等方的に圧縮力を加えて押し固めて素材や部材を作る方法)による冷却水構造体の作製と、その熱負荷試験



第3図 F82Hを使ってHIPにより作製した冷却構造体<sup>5)</sup>

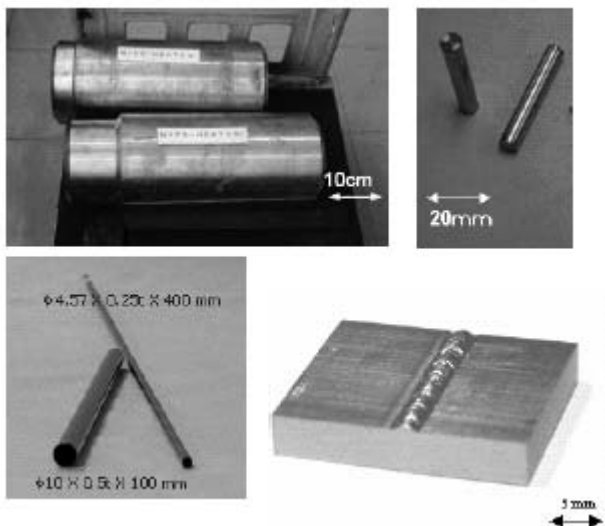
が行われています<sup>5)</sup>。

このほか、低放射化フェライト鋼の使用上限温度を600～650程度にまで上げ、さらに超臨界水などを冷却材として使用することができれば、発電炉の効率を上げることが可能となることから、より耐熱性、耐照射性に優れた酸化物分散強化(ODS)鋼(Oxide Dispersion Strengthening Steel, 大きさがnm前後の微細な酸化物粒子が材料中に均一に分散するように作製された鋼)の開発も進められています。

#### 2. バナジウム合金

これまでの研究の結果から、耐照射性の観点から、V-4Cr-4Tiの組成を中心に数100kgレベルの大型の素材が米国、日本、ロシアで作製されています。バナジウムは活性な金属で、酸素、窒素、炭素などの不純物によって特性が左右され、これらの不純物が少ないほど中性子照射後の特性劣化が少ないことがわかっています。そのため製造にあたっては真空中あるいは不活性ガス中での溶解が必要で、素材レベルからの純度管理が大切です。核融合研ではこれらの不純物を低減したNIFS-Heatを作製し、その材料データを取得するとともに、溶接や被覆、冷却材との共存性などを調べています。第4図はNIFS-Heatの200kgのインゴットとそれから作製された試験片の例を示したものです<sup>6)</sup>。このようにして作製した試料を用いて、素材や溶接部材の中性子照射による特性の変化や、バナジウムの場合に増殖材として考えられている金属リチウム中での使用の際に課題となっているMHD圧力損失低減のための被覆の作製やその共存性について、日米協力事業により重点的に研究が進められています。

またバナジウムの資源についても、従来の鉬石からの素材ではなく、より安価に得られる石油の脱硫過程で廃棄物として得られるバナジウムを精製して用いる方法が日本で開発され、合金作製に供されて

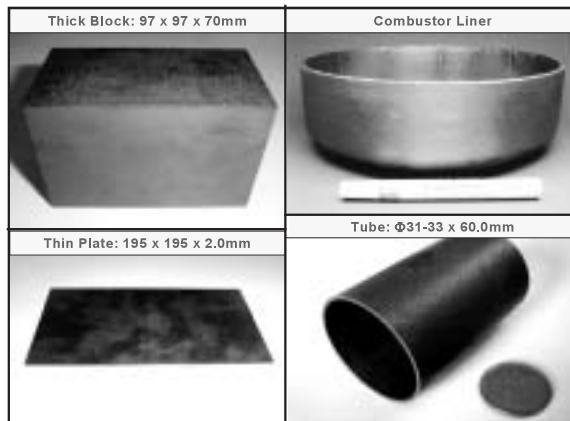


第4図 NIFS-Heatの200 kgのインゴット, 細径チューブ, 内圧型クリープ試験体, TIG溶接体<sup>6)</sup>

います。

### 3. SiC/SiC 複合材料

SiC/SiC 複合材料はここ数年で大きな進歩を遂げています。その主な理由は強化繊維として使用される SiC 繊維の改良と開発が進み、耐照射性に優れた高結晶性・化学量論組成 (Si と C の組成がぴったり 1 : 1 で、余剰の Si や C のない組成のこと) の先進 SiC 繊維が工業レベルで生産されるようになったことと、気泡のほとんどない複合材料の高密度マトリックスを作製する方法 (NITE 法: ナノインフィルトレーション遷移共晶相法。nm サイズの SiC の微細な粉末に助剤を加え、加熱して溶解させた Si の液相中で SiC に反応させる方法) が開発されたことによります。この先進 SiC 繊維を使用することで 800 , 1,000 の数 dpa 照射でも複合材料強度の低下が起こらないことが日米協力による米国の原子炉照射試験の結果明らかになり、耐照射性複合材料設計指針の有効性が確認されました。現在、さらに上限使用温度を確認するための高温・重照射の研究計画が進められています。一方、ガス冷却ブランケットの課題とされた気密性についても、NITE 法による素材では従来材の  $10^{-6}$  以下程度にまで低減することが確認され、真空容器としても十分なレベルにまで達しています。第5図は NITE 法で作製した種々の形状の製品を示したものです<sup>7)</sup>。このような管や薄板の部材を接合する方法も開発されており、現在は大型部材化とその信頼性などが検討されていま



第5図 NITE 法で作製された SiC/SiC 複合材料厚板, コンバスターライナ, 薄板, パイプ<sup>7)</sup>

す。SiC/SiC 複合材料は高温ガスタービンや宇宙用材料、さらに第4世代の原子炉の材料としても検討されており、核融合以外の分野での応用を拡大することで、今後、核融合炉部材を作製する上で必要となる工業規模での製造性や経済性が向上することが期待されています。

## ・機能材料の開発の現状はどうなっていますか？

### 1. トリチウム増殖材料

#### (1) トリチウム増殖材とは何ですか

トリチウム増殖材は、核融合炉の燃料であるトリチウムを効率よく作るための材料です。固体増殖ブランケットを採用した核融合原型炉では、トリチウム増殖材として、酸化リチウム ( $\text{Li}_2\text{O}$ )、チタン酸リチウム ( $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ ) などのリチウムを含むセラミックが代表的な候補材です。形状については、スエリングや熱応力の緩和の観点から、直径 1 mm ぐらいの微小球が良いとされています。

トリチウムを生成するためのリチウムの核反応は以下の式で表されます。



(1) 式は熱中性子で反応し、反応断面積は 940 バーン (中性子エネルギー  $E_n = 0.025 \text{ eV}$ ) です。(2) 式は高速中性子で反応し、反応断面積は 0.355 バーン ( $E_n = 14.1 \text{ MeV}$ ) となり、前者に比べて 3 桁小さな値です。実際の核融合炉では、中性子スペクトルを考慮すると、トリチウム生成に対する  ${}^6\text{Li}$  の寄与が  ${}^7\text{Li}$  より約 2 桁大きくなることから、 ${}^6\text{Li}$  を濃縮したトリチウム増殖材を用いたほうが効率よくトリチ

ウムを作れると考えられています。

(2) どんな特性が必要となるのですか

トリチウム増殖材に求められる特性としては、Li原子密度が高く、中性子吸収断面積が大きい核種が含まれないこと、トリチウムを容易に放出する(トリチウム保持時間が短い)こと、熱伝導率が大きく、熱膨張率が小さいこと、スエリングや放射性生成物が少ないこと、化学的に安定(例えば水と反応しにくいこと)で取扱いが容易であることなどが挙げられます。

現在考えられている候補材料の特性はそれぞれ一長一短があります。例えば、初期に研究された  $\text{Li}_2\text{O}$  は、Li原子密度が大きいこと、熱伝導率が高いことなどの利点がありますが、水との反応性が高く化学的安定性に欠けること、Liの質量移行が大きくトリチウム増殖比(TBR)の低下や腐食性の  $\text{LiOH}$  による構造材の損耗などの欠点もあります。このため、トリチウムを容易に放出すること、スエリングが小さいこと、化学的に安定であり取扱いが容易であることなどから  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  が有力な候補材と認識されています。最近の研究では、水素雰囲気中での  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  中のTiの還元による特性(非化学量論性(組成変化)、結晶構造、熱物性等)変化や中性子もしくはイオン照射下の材料の特性(トリチウム放出、スエリング等)変化が調べられており、それらの特性がわかりつつあります。

(3) どのように作るのですか

トリチウム増殖材は、押出し法、転動造粒法、湿式造粒法(第6図)で微小球を作ります。現在は、湿式造粒法が大量製造に向いていること、製造コストも抑えられることなどから実用性の点で有望なものとして期待されています。この方法では、材料が変わっても製造方法をほとんど変える必要がないため、その他のリチウムセラミックスにも使うことができます。現状の装置を改良することにより年間約150 kgまで製造できる見通しが立っています。

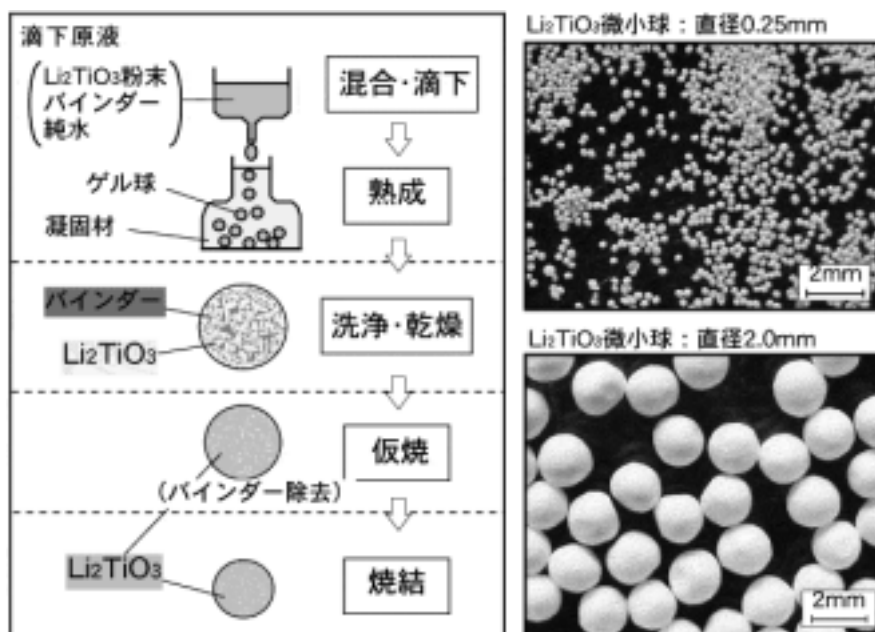
(4) もっと機能を高めるための工夫は

最近では、 $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  について、高温で長時間使用しても、トリチウムの放出に影響する結晶粒成長を抑制することができ、かつ水素雰囲気でも還元しにくくするために、 $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  中に微量の酸化物を添加する方法が検討されています。このほか、トリチウム生成に関する寄与は、 ${}^6\text{Li}$ (天然のリチウムには ${}^6\text{Li}$ が約7.5%しか含まれていない)が大きく、希少資源であることから、リサイクル利用するための研究も行われています。

## 2. 中性子増倍材料

(1) 中性子増倍材とは何ですか

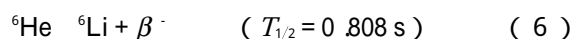
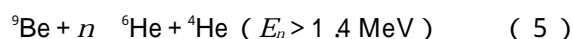
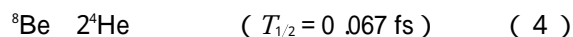
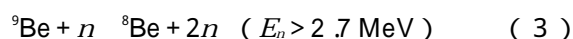
核融合炉の燃料であるトリチウムを消費する以上に作り出すためには、中性子がたくさん必要になります。中性子増倍材は、文字どおり中性子を増やすための材料であり、トリチウムを効率よく作るために必要な材料です。



第6図 湿式造粒法概念図(関 昌弘編, 核融合炉工学概論(日刊工業新聞社)より転載)

中性子増倍材としては、鉛やベリリウムなどが候補材となっていますが、中性子増倍反応が大きいこと、原子数密度が高いこと、中性子増倍反応のしきいエネルギーが低いこと、中性子吸収断面積および捕獲断面積が小さいこと、融点が比較的高いことから、各国で開発が進められている固体増殖ブランケットではベリリウムが第一候補材になっています。また、形状については、スエリングや熱応力の緩和の観点から、トリチウム増殖材と同じように直径1mm ぐらいの微小球が良いとされています。

ベリリウムの主な核反応は(3)~(7)式の通りです。ベリリウムは中性子を増倍する能力が高いのですが、中性子が当たることによってヘリウムが生成し、材料特性が変化して寿命を短くすることなどが心配されています。



(2) どんな特性が必要となるのですか

前述した核特性のほかに、高い熱伝導率、良好な耐中性子照射特性、高い機械強度、高い化学的安定性、組織安定性、構造材料等との良好な共存性、低い誘導放射能、冷却材との低い反応性、廉価で大量製造が可能なこと、取扱いが容易なことなどが必要とされています。

ベリリウムを600以下で使用する場合には、上記の特性をほとんど満足します。ただし、中性子照射を行うと、核反応で生成されるヘリウムが構造材中の数十倍以上になるため、スエリングしやすいこと、機械的な強度や熱伝導率が低下することなどが心配されています。

現在までに取得された中性子照射データとしては、JMTR や EBR-II などを用いた照射試験によって、ITER レベル(He 生成量: 約3,000 appmHe, appmHe は Be 原子に対する He 原子の生成量を ppm で表した単位)の照射量では問題ないことが確認されています。しかし、実際の核融合炉ではこの約7倍までのデータが必要になります。このため、この第一歩として、ヘリウム生成量が約6,000 appmHe を目指した重照射試験が国際協力で行われています。

このほかに心配しなければならない特性として、

水冷却ブランケットにおいて事故時に問題となる高温水蒸気との反応や生成したトリチウムの放出があります。

高温水蒸気との反応では、事故時にベリリウムが高温の冷却水と反応すると、次式で水素が発生し、安全上、問題となります。これは、ベリリウムが非常に酸化しやすいという特性があるためです。



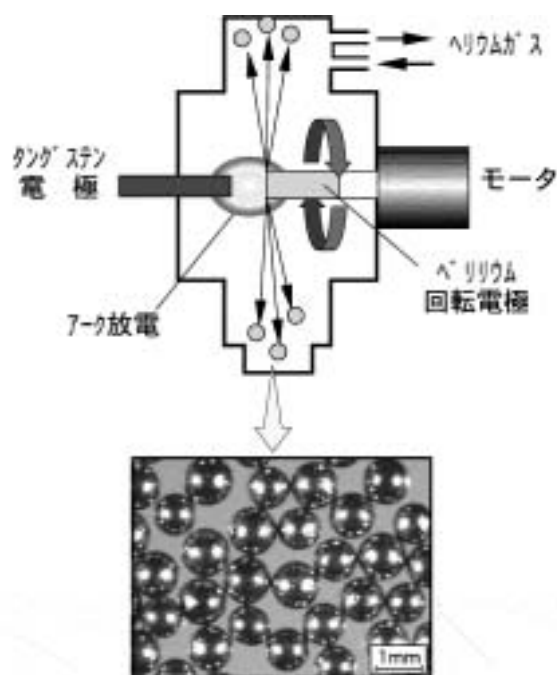
トリチウムの放出に関しては、ベリリウムの使用温度が低いために、生成したトリチウムが放出されずにたまりっぱなしになり、事故時に高温になると一気に放出することが心配されています。これは、ベリリウムの表面酸化膜がトリチウムの拡散を遅くしてしまうためです。

(3) どのように作るのですか

ベリリウム微小球は、回転電極法で作ることができます。製造方法の概念図を第7図に示します。ベリリウム製の回転電極をアーク放電で溶かすと、溶けたベリリウムは遠心力で飛ばされている間に固まり、微小球ができます。現状の装置では年間120kg ぐらい作ることができます。

(4) もっと機能を高めるための工夫は

最近では、融点が高く、酸化しにくい材料であるベリリウムとチタンなどとの合金(ベリリウム金属



第7図 回転電極法の概念図(関昌弘編, 核融合炉工学概論(日刊工業新聞社)より転載)



間化合物)が研究されています。これまでの研究では、ベリリウム金属間化合物の一つである  $\text{Be}_{12}\text{Ti}$  は、ベリリウムと比較してスエリングが小さいこと、トリチウムがたまりにくいこと、構造材と反応しにくいことなどがわかってきました。このため、ベリリウム金属間化合物を使うことにより、安全で、高い発電効率を目指したブランケットが成立するのではないかと期待されています。

#### 参考文献

- 1) F.W. Wiffen, R.T. Santoro, *Proc. Topical Conf. on Ferritic Alloys for Use in Nuclear Energy Technologies*, Snowbird, Utah, p.195 ~ 200 (1983).
- 2) 日米科学技術協力事業 JUPITER 計画成果報告書, (2000).
- 3) 関 昌弘編, 核融合炉工学概論, 日刊工業新聞社, (2001).
- 4) A.R.Raffery, *J. Nucl. Mater.*, 307 ~ 311, 21 ~ 30 (2002).
- 5) M. Akiba, Personal communication (2005).
- 6) T. Muroga, *Mater. Trans.*, 46, 405 ~ 411 (2005).
- 7) Y. Katoh, A. Kohyama, T. Nozawa, M. Sato, *J.Nucl. Mater.*, 329 ~ 333, 587 ~ 591 (2004).

#### 著者紹介

長谷川 晃(はせがわ・あきら)



1984年東北大学大学院工学研究科博士課程修了。工学博士。科学技術庁金属材料技術研究所研究員を経て、92年より東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻助教授。原子炉(軽水炉, 高速炉, 核融合炉など)用の金属, セラミックスおよび複合材料等の照射効果に関する研究に従事。

土谷邦彦(つちや・くにひこ)



1994年東京工業大学大学院理工学研究科後期博士課程修了。日本原子力研究所入所。以来, 核融合炉ブランケット増殖関連材料(トリチウム増殖材料)開発に従事。現在, 核融合工学部ブランケット照射開発室, 副主任研究員。工学博士。

石塚悦男(いしづか・えつお)



1986年日本大学大学院生産工学研究科電気工学専攻修士課程修了。日本原子力研究所入所。以来, JMTR の運転等に携わった後, 核融合炉ブランケット増殖関連材料(中性子増倍材料)の開発に従事。現在, 材料試験炉部計画課長(核融合工学部兼務), 工学博士。