

連携記事

核融合炉構造材料の実用化に向けた
研究開発の進捗と展望

Progress and Prospects of R&D for Practical Use of
Fusion Structural Materials

国立研究開発法人
量子科学技術研究開発機構
グループリーダー

野澤貴史
Takashi Nozawa

大学共同利用機関法人
自然科学研究機構
核融合科学研究所 教授

長坂琢也
Takuya Nagasaka

国立研究開発法人
量子科学技術研究開発機構
次長

谷川博康
Hiroyasu Tanigawa

はじめに

磁場閉じ込め重水素－三重水素 (DT) 核融合炉においては、発生した核融合エネルギーの8割が14MeVの高エネルギー核融合中性子として炉内の構造物に照射される。この核融合中性子の遮蔽と核融合エネルギーの回収を担う燃料増殖ブランケット (以下：ブランケット) は、必然的にこの14MeV核融合中性子の重照射を受ける。さらにブランケットは核融合プラズマからの熱負荷と、中性子照射によって生じる核発熱負荷に耐えると同時に、プラズマが不安定化して消滅する現象 (プラズマディスラプション) によって極短時間 (30m秒以下) に生じる衝撃的な電磁力 (磁場下で構造に渦電流が流れることによって発生するローレンツ力) で炉に致命的な破壊に至らないことが求められる。加えて、ブランケットではリチウム (${}^6\text{Li}$) との核反応を利用した燃料 (三重水素) 生成機能が求められることから、その構造はできるだけ薄肉構造であることが求められる。よって、ブランケットの構造材料

には、耐照射性に加えて、耐熱性、高韌性と良好な疲労特性が同時に求められる。さらに、高レベル廃棄物低減の観点から低放射化性能を有することが求められる。原子力で使用される316や304といったオーステナイト系ステンレス鋼が高エネルギー中性子重照射によって顕著なスエリング (照射によって材料内部に蓄積する欠陥に起因する体積膨張) を示すこと、Mo, Niを含むため低放射化性能に限界があることから、要求を満たす核融合炉構造材料の開発が行われてきた。

表1に代表的な核融合炉ブランケット概念と使用される材料を示す¹⁾。このうち構造材料には、現在、低放射化フェライト鋼が第一候補として検討が進む。その理由は、鉄鋼材料は世界的に見ても製造・溶接技術がよく成熟しており、構造物としてこれまで多くの使用実績があるためである。また、日本では水冷却の発電方式が採用され、既存の発電設備との適合性があり、早期の発電実証が可能と考えられていることも一因に挙げられる。

一方、バナジウム合金やSiC/SiC複合材料などの先進的な

表1 代表的な核融合炉ブランケット概念と使用される材料

概念	冷却方式	構造材料	中性子増倍材	トリチウム増殖材
固体増殖	高温高压水 またはヘリウム	低放射化フェライト鋼	ベリリウム、 Be_{12}Ti など	Li_2TiO_3 など
液体増殖	溶融塩 Li_2BeF_4 など	低放射化フェライト鋼	ベリリウム または鉛	Li_2BeF_4 など
	液体リチウム	バナジウム合金	不要	リチウム
	高温高压水 またはヘリウム	構造：低放射化フェライト鋼 インサート：SiC/SiC 複合材料	リチウム鉛	リチウム鉛
	液体リチウム鉛	SiC/SiC 複合材料	リチウム鉛	リチウム鉛

材料も検討が進む。これらの材料はさらに放射化しにくく、鉄鋼材料では難しいより高温域での利用が期待されるためである。特に最近では、民間企業を中心に、先進材料を使用したシステムの研究が加速的に進む。例えば、英国のスタートアップ企業であるTokamak Energy社では高温超電導を使用した球状トカマク型の発電炉を開発しており、液体リチウムを冷却材に利用する計画が進行中です。この場合、リチウムとの共存性に優れるバナジウム合金が主要な構造材料となる。また、米国のGeneral Atomics社は液体リチウム鉛を使用した先進的なブランケットの開発を進めている。このブランケットはいくつかの方式があるが、一貫して材料にはSiC/SiC複合材料を活用する計画にある。セラミックスであるSiC/SiC複合材料を用いることで、1000℃近い高温システムの実現による高い発電効率が期待される。

本稿では、これら核融合炉ブランケット材料の代表候補である低放射化フェライト鋼、バナジウム合金、SiC/SiC複合材料に焦点を当て、それらの開発状況と課題を紹介する。

2 低放射化フェライト鋼の開発動向

低放射化フェライト鋼は、フェライト/マルテンサイト系耐熱鋼の添加元素を低放射化制約に見合うものに置換することで設計された鋼として提案された²⁾。高速炉材料開発においてフェライト/マルテンサイト系耐熱鋼が良好な耐スエリング性を示すことが見出されたことから活発に開発が行われてきた^{3,4)}。他の候補材に比べて、製造技術や溶接・接合技術に工業技術基盤があり、具体的な設計と製作を想定することが可能であることから、実現可能性の高い材料と目されている。一方、フェライト鋼特有の延性脆性遷移が中性子照射に

よって高温側で起こるようになる現象（照射誘起脆化）をいかに抑制するかが開発課題とされてきた。

代表的な低放射化フェライト鋼として日本で開発されたF82H (Fe-8Cr-2W-0.2V-0.04Ta-0.1C) を挙げることができる。F82Hは改良9Cr-1Mo鋼の主要添加元素のうち長寿命核種ができるMoやNbをWやTa等で置き換えることで誘導放射能の低減を狙った鋼であり⁵⁾、日本の鉄鋼メーカーの高い先進耐熱鋼製造技術を背景として開発が進められてきた。その結果、改良9Cr-1Mo鋼⁶⁾と比較し、高温長時間特性はほぼ同等の性能を実現しつつ（図1）、強度と靱性のバランスのとれた性能を確保できることを様々な厚さで仕上げられた熱間圧延材において実証してきた（図2）。

低放射化フェライト鋼においては、マルテンサイト変態時に導入されるラス・ブロック・パケットで構成されるラスマルテンサイト構造に加え、焼戻し熱処理を最適化することによって細密に導入された粒界・境界上に安定な析出物を細かく析出させつつ、マルテンサイト変態によって導入された高密度転位を適度に回復させることにより、耐照射性に加えて高温強度と靱性のバランスがとれた特性を実現している⁷⁾。

主要析出物はCr, W, Fe, Cを主成分とした $M_{23}C_6$ であり、拡散速度の遅いWが含まれることで長時間の相安定性が期待できる。一方、主たる時効効果として組織回復による軟化とともに $M_{23}C_6$ からラーベス相 (Fe_2W) が生成して脆化が進む現象が使用温度上限 (550℃) を定める。

もう一つの主要析出物であるMXは、低放射化フェライト鋼においては放射化の問題があるNbに替えてTaを添加することで形成される。このとき、改良9Cr-1Mo鋼 (9Cr-1Mo, V, Nb) と同等量のMXを析出させるには0.1重量%以上のTaを添加しなければならないが、高温溶接割れ感受性抑制の観点

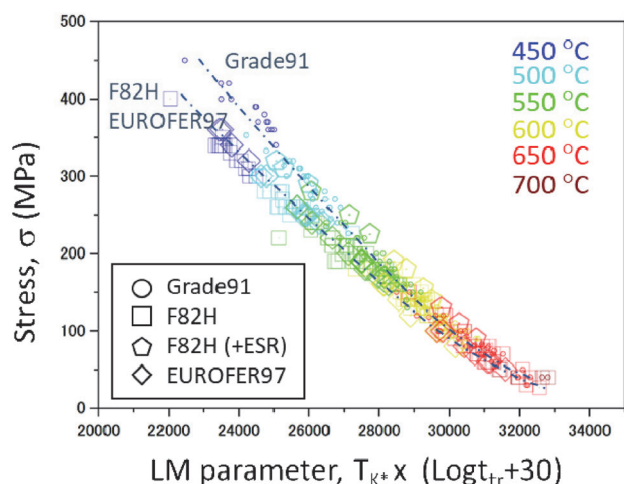


図1 低放射化フェライト鋼F82H及び欧州が開発を進める低放射化フェライト鋼EUROFER97のクリープ破断特性 (Online version in color.)

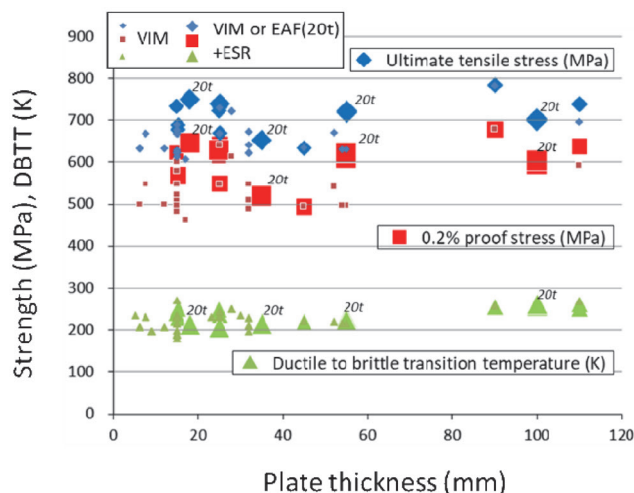


図2 低放射化フェライト鋼F82H熱間圧延材の強度及び靱性の板厚依存性 (ESRによる再溶解を含む工程で製作されたF82Hのデータは大きいシンボルで示す) (Online version in color.)

から0.1重量%未満の添加に留めることが望ましい⁸⁾。またN添加によりMXの高温安定性、ひいては耐熱性の向上が期待できるが、¹⁴Nが核変換反応により長寿命核種である¹⁴Cになることから0.02重量%を超える添加は望ましくない。このようにTaの添加量は0.1重量%以下にすることが望ましく、その結果MXは主として韌性向上につながる微細粒形成に貢献が期待される析出物として機能することが期待される。

核融合炉では、最終的に一基あたり1万トン強の低放射化フェライト鋼が必要とされる⁹⁾。この規模で不純物を制御し低放射化性能を確保した上で、最終部材形状で機械的・物理的特性を有することを保証することが求められる。基本的にはP92等のWを組成に含む耐熱鋼製造技術を適用し最適化を図ることで大量生産に対応できると期待できるが、Taについては従来の鉄鋼材料に添加元素として使われた実績が極めて少ないため、Taに関わる製造・製作技術の最適化については別途必要とされている。Taの脱酸能力はSiよりも少し大きいと考えられていること¹⁰⁾から、韌性に有害な影響を与えるTa酸化物系介在物^{11,12)}の形成を抑制し、MXとしての析出を確実にするために、十分な脱酸処理を行った後のTa添加、および再溶解処理による介在物除去が重要となる。

この他、低放射化要求として製造時の微量不純物元素制御が求められるが、制限を受ける多くの元素が通常分析されない元素（銀、ヒ素、アンチモン等）であるため³⁾、独自の製造実績の蓄積が必要である。

3 バナジウム合金の開発動向

バナジウム合金は鉄鋼よりも高温強度に優れ、中性子吸収が少ないため、かつては高速増殖炉の燃料被覆管材料として期待されたが、液体ナトリウム中では不純物の酸素を吸収して腐食、脆化すること¹³⁾が主な理由で開発が断念された。一方核融合炉ブランケットに使用する場合には、バナジウムよりも酸素との化学親和力が大きい液体リチウムを冷却材とす

れば腐食の問題が解決できる¹⁴⁾。しかし、言い方を変えれば液体リチウムのような限られた環境でしかその特長を発揮できない未熟な材料であり、そのため他に大量用途が無く大規模製造技術の確立はフェライト鋼よりも遅れている。しかし図3に示すように、核融合炉用フェライト鋼F82H-IEA¹⁵⁾とバナジウム合金NIFS-HEAT-2¹⁶⁾を比較したとき、600℃以上でフェライト鋼よりも強度が高いことが明らかになっている。この利点から、700℃で動作するバナジウムーリチウム冷却ブランケットの熱効率率は46%という設計例¹⁷⁾もあり、300℃程度で動作するフェライト鋼ー水冷却の原型炉ブランケットの例34.5%¹⁸⁾と比較して熱効率を大幅に向上できる可能性がある。

フェライト鋼と同様に化学組成の最適化で重要視されたのは中性子照射脆化の軽減であり、結果としてV-4Cr-4Ti合金が選択された。低放射化フェライト鋼に比べるとまだ規模は小さいが、表2に示すように各国で大型化研究が進められている¹⁹⁾。表には無いが、世界最大の試作例は米国の1200 kgである²⁰⁾。大型化における課題のひとつは不純物制御である。侵入型不純物は合金を硬くし、照射脆化を促進するため出来る限り低減する必要がある。図4に示すように、合金元素のチタンがこれらと析出し無害化する効果はあるものの、例えば溶接をすると分解固溶しやはり硬化を招く。研究が先行した米国では、溶接をすると室温でも脆性破壊することが深刻な問題となっていた。日本では特に酸素不純物を半分以下にすることに成功し、硬化と脆化の問題を解決した。そして溶接が可能となったことで大型機器製造の見通しが得られた²¹⁾。同時に、中性子による放射化で長半減期の核種を生成する有害放射化不純物についても最も低く抑えることに成功している。今のところ日本は世界最高のバナジウム合金の製造技術を有していると言える。核融合炉ブランケットの製造のため進められているその他の材料研究としては、プラズマ

表2 各国のバナジウム合金参照材料（日本材はNIFS-HEAT-2）の溶解量と化学組成（参考文献¹⁹⁾より転載）

		日	米	露	中	仏
溶解量 / kg		166	500	110	30	30
合金元素 / wt%	Cr	4.02	3.25	3.76	3.81	3.76
	Ti	3.98	4.05	4.64	3.92	3.93
侵入型不純物 / wppm	C	69	170	290	130	70
	N	122	100	100	20	110
	O	148	330	200	270	290
	計	339	600	590	420	470
放射化不純物 / wppm	Al	59	355	240	100	190
	Co	0.7	0.295			0.4
	Nb	0.8	60	<10		<10
	Ni	7	9.6	<5	82	17
	Mo	24	315	68	35	75
	計*	92	740	308	217	282

*検出限界以下は無視して濃度を和を算出

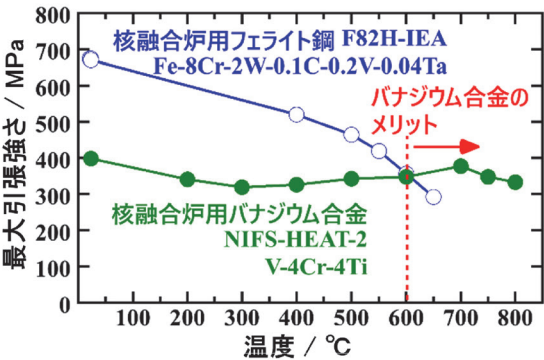


図3 核融合炉用フェライト鋼F82-IEAとバナジウム合金NIFS-HEAT-2の最大引張強さ（Online version in color.）

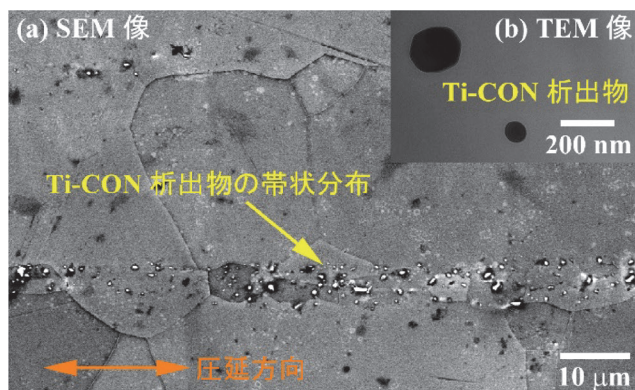


図4 NIFS-HEAT-2の1000℃、2時間熱処理材におけるTi-CON析出物 (Online version in color.)

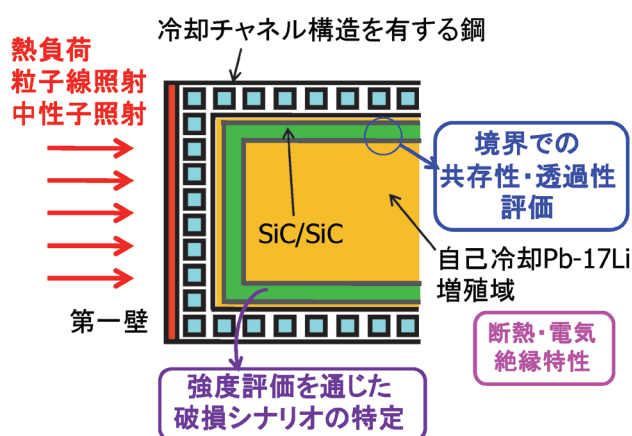


図5 核融合炉先進液体増殖ブランケットにおけるSiC/SiC複合材料流路インサート概念と技術課題 (Online version in color.)

対向面の保護被覆、高磁場下でリチウムを流動させるための配管内絶縁被覆、炉外機器一般工業材料との異材接合技術、リチウムからの燃料トリチウムの回収技術の開発等がある。

4 SiC/SiC 複合材料の開発動向

炭化ケイ素 (SiC) は、固有の低誘導放射能、低崩壊熱などの優れた核特性が利点を有することから、核融合炉構造材料として魅力あるオプションとなる²²⁾。特に600～700℃の液体リチウム鉛を増殖材として用いた先進ブランケットの部材としての検討が進む^{23,24)}。液体ブランケット概念では、照射下の断熱・電気絶縁性、ヘリウム/水素ガスの閉じ込め、液体金属との共存性などの重要な機能を担う(図5)。通常、SiCの熱伝導はフォノン熱伝導によっており、中性子照射により欠陥が導入されることで熱伝導率が低下することが知られる²⁵⁾。そこで液体増殖ブランケットでは、SiCの熱特性の劣化といった負の特性を逆手に取った発想に基づき、SiC材料を断熱のための流路インサート材として活用する。これ

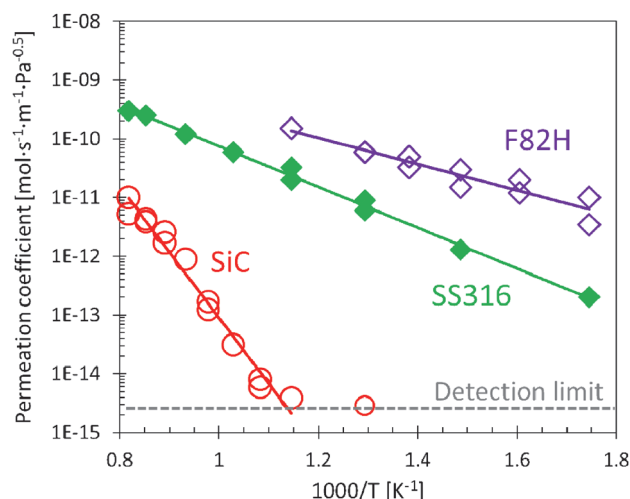


図6 核融合炉構造材料の水素同位体透過特性 (参考文献²⁶⁾より転載) (Online version in color.)

により、高温の液体リチウム鉛を流した場合でも、構造材である低放射化フェライト鋼はその使用上限である550℃以下の温度条件とすることが可能となる。SiCの電気絶縁性も電磁流体を取り扱う上で重要である。中性子照射による電気伝導率の変化(RIC)と電気絶縁劣化(RIED)が確認されたものの^{26,27)}、高温環境では熱的効果が支配的で、照射の影響は小さいとされる。核融合炉でトリチウムの閉じ込めと回収の観点では、水素同位体透過性能の理解が欠かせない要素である。例えば図6に示すように、高純度SiC材料は高温(600～950℃)での水素同位体の透過係数が他の材料に比べて非常に低いことが明らかになり²⁸⁾、トリチウム回収解析の基本入力情報として活用される。また、SiC材料の液体リチウム鉛との共存性は、例えば高純度SiCは、静止条件下では腐食が進まず、流れ環境下で保護皮膜が形成されることが明らかになった²⁹⁾が、この保護皮膜の照射下での安定性の評価が課題として残される。

一方、SiCそのものは、セラミックス固有の脆性破壊が最大の欠点で、構造部材としての利用を考える際、繊維強化による複合材料にすることで見かけ上の延性(擬延性)を材料に与える。特に、これまでに高結晶性・化学量論組成のSiC繊維とマトリックスを特徴とする原子力グレードSiC/SiC複合材料の開発が進み、ブランケットの目標温度である600℃超の高温側において優れた照射耐性が実証される³⁰⁾など、重要な知見を得ている(図7)。この複合材料の擬延性は永久的な損傷の蓄積過程であり、金属材料が有する延性とは大きく異なる。加えて、製造時に導入される多くの欠陥をなくすることは不可能である。そのため、内部に損傷を有することをあらかじめ許容した構造設計が必要であり、金属材料とは大きく発想が異なる。さらに複合材料は異方性を持つため、構

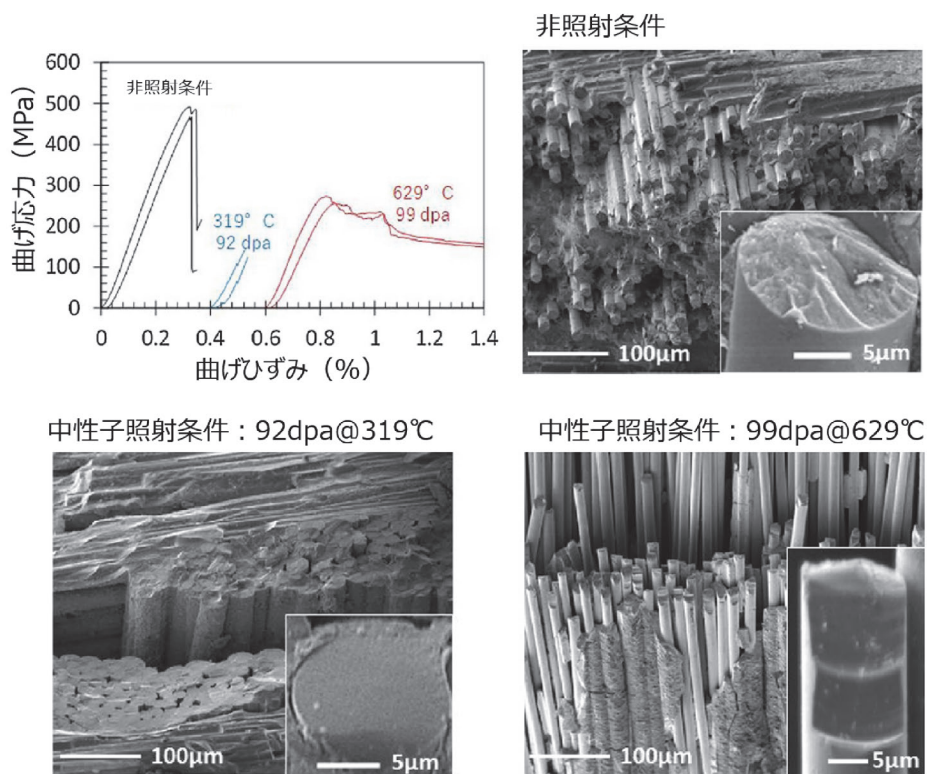


図7 SiC/SiC複合材料の曲げ破壊挙動に及ぼす中性子照射影響（参考文献³⁰⁾より転載）(Online version in color.)

造と関連付けたき裂発生・損傷蓄積過程の理解が重要である。これまでに、非照射条件での多軸負荷条件での強度異方性マップの特定や寿命評価が行われてきた。また、アコースティックエミッションを適用した新しい損傷評価が導入される³¹⁾など技術開発も並行して進むが、損傷蓄積過程を模擬する計算シミュレーション技術についてはまだ確たる手法がない。実環境下での温度勾配による照射影響の違いや照射誘起ひずみの取り扱いは今後ますます重要と考えられる。

これらの設計課題に加え、実機レベルでの大量製造技術、複雑な部材に対応した成形技術の確立が実用化に向けた大前提となる。最近では、General Atomics社(米国)や京都フュージョニアリング社(日本)が構造を簡素化したモジュールタイプのブランケット概念^{32,33)}の開発を進めるなど、ものづくりを加速する動きがある。その一方で、複合材料と金属の接合はまだ十分に確立した技術はなく、大きな課題として残る。

5 まとめ

本稿では、核融合炉構造材料に焦点を当て、低放射化フェライト鋼、バナジウム合金、SiC/SiC複合材料の研究開発の最新動向と実用化に向けた課題について述べた。鉄鋼材料においては、新しい技術の応用範囲としてより高温での使用を

志向した酸化物分散強化鋼や最近特に進展が目覚ましい3D造形技術などの新技術の導入に向けた基礎研究は進行中であるものの、我が国が長きにわたり発展させてきた高い製鋼技術を基盤とした、技術成熟度の高い低放射化フェライト鋼が原型炉の実現において主要な候補であることに疑いの余地はない。今後は、大量製造技術の確立や材料の標準化など、産業界とのより密接な連携のもと、実用化に向けた早期の技術確立を目指す。一方で、商用炉の展望においては、高い発電効率を追求する中で、例えば高度な付加価値を有する先進構造材料の積極的活用がますます重要となる。材料課題を着実に解決しつつ、これら先進核融合炉構造材料の魅力を最大限に引き出す炉設計の進展にも大いに期待したい。

参考文献

- 1) 長谷川晃, 土屋邦彦, 石塚悦男: 日本原子力学会誌, 47 (2005) 8, 536.
- 2) 木村晃彦, 谷川尚, 榎枝幹男, 谷川博康, 酒瀬川英雄, 芝清之, 廣瀬貴規, 芹澤久, 岸本弘立, 荻原寛之, 藤井英俊, 長坂琢也, 笠田竜太, 野澤貴史, 濱口大, 落合謙太郎, 安堂正己, 野上修平, 中田隼矢, 大久保成彰, 大山直幸, 佐藤正泰, 篠原孝司, 香山晃: プラズマ・核融合学会誌, 87 (2011) 3, 161.

- 3) H. Tanigawa, E. Gaganidze, T. Hirose, M. Ando, S. J. Zinkle, R. Lindau and E. Diegele : Nucl. Fusion, 57 (2017), 092004.
- 4) C. Cabet, F. Dalle, E. Gaganidze, J. Henry and H. Tanigawa : J. Nucl. Mater., 523 (2019), 510.
- 5) 日本鉄鋼協会「鉄の技術と歴史」研究フォーラム編集委員会 編集：新版 鉄鋼材料と合金元素 第6.4章 放射化特性, 日本鉄鋼協会, (2015), 2.
- 6) NIMS Material Database MatNavi, https://mits.nims.go.jp/index_en.html
- 7) T. Nozawa, H. Tanigawa, T. Kojima, T. Itoh, N. Hiyoshi, M. Ohata, T. Kato, M. Ando, M. Nakajima, T. Hirose, J. D. Reed, X. Chen, J. W. Geringer and Y. Katoh : Nucl. Fusion, 61 (2021), 116054.
- 8) H. Tanigawa, T. Hirose, K. Shiba, R. Kasada, E. Wakai, H. Serizawa, Y. Kawahito, S. Jitsukawa, A. Kimura, Y. Kohno, A. Kohyama, S. Katayama, H. Mori, K. Nishimoto, R. L. Klueh, M. A. Sokolov, R. E. Stoller and S. J. Zinkle : Fusion Eng. Des., 83 (2008), 1471.
- 9) H. Tanigawa, Y. Someya, H. Sakasegawa, T. Hirose and K. Ochiai : Fusion Eng. Des., 89 (2014), 1573.
- 10) 新版 鉄鋼材料と合金元素 第28章 Ta, 日本鉄鋼協会「鉄の技術と歴史」研究フォーラム編集委員会 編集, (2015), 925.
- 11) H. Tanigawa, M. A. Sokolov, A. Sawahata, N. Hashimoto, M. Ando, K. Shiba, M. Enomoto and R. L. Klueh : J. ASTM STP1502-EB, (2009), STP48728S.
- 12) H. Tanigawa, H. Sakasegawa and T. Hirose : Fusion Eng. Des., 88 (2013), 2611.
- 13) T. Suzuki, T. Noda, N. Iwao, T. Kainuma and R. Watanabe : J. Nucl. Mater., 62 (1976), 205.
- 14) B. A. Pint, S. J. Pawel, M. Howell, J. L. Moser, G. W. Garner, M. L. Santella, P. F. Tortorelli, F. W. Wiffen and J. R. DiStefano : J. Nucl. Mater., 386–388 (2009), 712.
- 15) 芝清之, 菱沼章道, 遠山晃, 正村克身 : JAERI-Tech 97-038, 日本原子力研究所, (1997).
- 16) T. Nagasaka, T. Muroga, M. M. Li, D. T. Hoelzer, S. J. Zinkle, M. L. Grossbeck and H. Matsui : Fusion Eng. Des., 81 (2006), 307.
- 17) F. Najmabadi and The Aries Team : Fusion Eng. Des., 38 (1997), 3.
- 18) S. Nishio, T. Ando, Y. Ohara, S. Mori, T. Mizoguchi, M. Kikuchi, A. Oikawa and Y. Seki : Fusion Eng. Des., 15 (1991), 121.
- 19) T. Nagasaka, T. Muroga, T. Tanaka, A. Sagara, K. Fukumoto, P. F. Zheng and R. J. Kurtz : Nucl. Fusion, 59 (2019), 096046.
- 20) W. R. Johnson and J. P. Smith : J. Nucl. Mater., 258-263 (1998), 1425.
- 21) T. Nagasaka, M. L. Grossbeck, T. Muroga and J. F. King : Fusion Technol., 39 (2001), 664.
- 22) 加藤雄大, 西尾敏, 長谷川晃, 檜木達也, 小笠原俊夫 : プラズマ・核融合学会誌, 80 (2004) 1, 12.
- 23) X. R. Wang, M. S. Tillack, C. Koehly, S. Malang, H. H. Toudeshki, F. Najmabadi and ARIES Team : Fusion Sci. Technol., 67 (2015), 193.
- 24) P. Sardain, D. Maisonnier, L. Di Pace, L. Giancarli, A. Li Puma, P. Norajitra, A. Orden, E. Arenaza, D. Ward and the PPCS team : Fusion Eng. Des., 81 (2006), 2673.
- 25) Y. Katoh, K. Ozawa, C. Shih, T. Nozawa, R. J. Shinavski, A. Hasegawa and L. L. Snead : J. Nucl. Mater., 448 (2014), 448.
- 26) T. Tanaka, W. Kada, T. Hinoki, T. Ikeda, K. Shimoda, M. S. Suh, F. Sato, T. Iida, A. Kohyama and T. Muroga : J. Plasma Fusion Res., 9 (2010), 282.
- 27) Y. Katoh, L. L. Snead, C. H. Henager Jr., T. Nozawa, T. Hinoki, A. Iveković, S. Novak and S. M. Gonzalez de Vicente : J. Nucl. Mater., 455 (2014), 387.
- 28) T. Nozawa, K. Ozawa, C. Park, J. S. Park, A. Kohyama, A. Hasegawa, S. Nogami, T. Hinoki, S. Kondo, T. Yano, T. Shibayama, B. Tsuchiya, T. Shikama, S. Nagata, T. Tanaka, H. Iwakiri, Y. Yamamoto, S. Konishi, R. Kasada, M. Kondo, T. Kunugi, T. Yokomine, Y. Ueki, N. Okubo, T. Taguchi and H. Tanigawa : J. Nucl. Mater., 511 (2018), 582.
- 29) C. Park, T. Nozawa, R. Kasada, S. Tosti, S. Konishi and H. Tanigawa : Fusion Eng. Des., 136 (2018), 623.
- 30) T. Koyanagi, T. Nozawa, Y. Katoh and L. L. Snead : J. Euro. Ceram. Soc., 38 (2018), 1087.
- 31) T. Nozawa, T. Koyanagi, Y. Katoh and H. Tanigawa : J. Nucl. Mater., 566 (2022), 153787.
- 32) M. S. Tillack, S. A. Bringuier, I. Holmes, L. Holland, F. Santos-Novais and G. I. Maldonado : Fusion Eng. Des., 180 (2022), 113155.
- 33) R. Pearson, C. Baus, S. Konishi, K. Mukai, A. D'Angiò and S. Takeda : IEEE Trans. Plasma Sci., 50 (2022), 4406.

(2023年11月27日受付)