

講座 核融合炉構造材料の照射損傷

2. 核融合炉開発と照射損傷課題

實川 資朗

日本原子力研究開発機構

(原稿受付：2008年4月22日)

核融合炉における最も特徴的な材料の使用条件は、エネルギーが高い核融合中性子による照射損傷を強く受ける点であろう。ここでは、照射損傷および力学的負荷に関して、最も厳しい条件で用いられる材料の一つであるブランケット構造材料を対象に、代表的な候補材料とその使用条件、核融合中性子による照射損傷の特徴と照射による強度特性等の変化、さらに材料開発や特性変化の評価に用いる照射施設的能力と課題について、モデリングやシミュレーションの重要性に触れつつ概説する。

Keywords:

fusion neutrons, irradiation damage, structural materials, blanket, displacement damage, displacement cascade, helium generation, mechanical property, hardening, embrittlement, swelling, helium embrittlement, irradiation facility, IFMIF, modeling, simulation

2.1 核融合炉の容器内機器における照射損傷

核融合炉開発が進展し、国際熱核融合炉 (ITER) の建設に向けた活動が ITER 機構により進められている。ITER は、現在、最も注目される核融合装置であるが、その目的は、それに続く DEMO 炉、商用炉に向けて、核融合エネルギー利用の科学的・技術的実証に限られるため、材料の照射損傷のように十分な対処を可能にするにはさらなる研究開発が必要な課題は極力含まれないよう、あるいは、関係する機器が比較的交換しやすいうように設計されている。そこでここでは、主に DEMO 炉の機器における「材料の照射損傷」の重要性に関する研究開発の現状と課題について紹介する。ただし、今後の R&D や運転計画の進展に伴い、ITER においても照射損傷にかかる様々な重要度の材料課題が指摘されよう。

DEMO 炉において核融合中性子による照射損傷を強く受ける代表的な機器は、ブランケットである。ダイバーター等 (ITER のブランケット第一壁を含む) においても、核融合中性子は比較的高い線束で入射し、加えて、プラズマから入射するヘリウムイオン等の線束については極めて高くなり得る。イオンの入射は、著しい損傷を材料に与えるが、エネルギーが数 MeV 以下に限られるため (例えば、プラズマからのヘリウムイオン)、影響が生じる範囲は限られる。一方、中性子による照射損傷は、相当広い範囲 (表面からの距離が数 cm 以上の深さの範囲) で構造材料を含む種々の材料の強度特性等を大きく変化させるため、DEMO 炉以降の炉においては、機器の寿命や炉の経済性を左右する重要性を持つ。そこで、以下では、ブランケット第一壁位置での構造材料の使用条件と想定されている候補材料について概要を紹介する。次いで、ブランケット等における

14 MeV 核融合中性子による照射損傷の特徴、これによる材料の機械的性質の変化、特性の劣化と照射施設の制約等に関する「材料工学」的課題について、その概要を紹介する。なお、構造材料と並んで重要な材料であるトリチウム増殖材料については、固体増殖材料の場合であっても、許容される変化の範囲が明瞭になっていないこと等のため、ここでは主な対象を構造材料に限ることとする。ところで、範囲が重なる報告は他にも幾つかあり、それらも参照されることを期待する [1-3]。

2.2 ブランケット構造材料の使用条件と特性変化

DEMO 炉の設計例に見られるブランケット第一壁の使用条件を候補材料およびブランケット概念とともに表 1 にまとめる [2]。ブランケット概念については、我が国における検討例を中心に、トリチウム増殖材料と冷却材 (熱媒体) が、それぞれ、

表 1 ブランケット第一壁での材料使用条件の例 [2]。

検討例	SSTR	ARIES-RS	Proto-DREAM
構造材	低放射化フェライト鋼 (F82H)	バナジウム合金 V-4Cr-4Ti	SiC/SiC 複合材料
冷却材	加圧水	液体リチウム	ヘリウムガス
出入口温度	285/325°C	330/610°C	500/800°C
最大熱流速	1MW/m ²	0.48MW/m ²	0.3MW/m ²
最大中性子束	5MW/m ²	5.6MW/m ²	1.6MW/m ²
許容中性子フルエンス	10MWa/m ²	14MWa/m ²	8MWa/m ²

固体増殖 - 水冷却; 構造材料は低放射化フェライト鋼
液体金属 (リチウム) 増殖-自己冷却; 構造材料はバナジウム合金

固体増殖 - ヘリウムガス冷却; 構造材料は SiC/SiC 複合材料

以上のものを選んだ。この他、これらの中間的、あるいは複合的なものとして、固体増殖-ヘリウムガス冷却[低放射化フェライト鋼]、液体金属増殖 (リチウム-鉛合金)-ヘリウムガス冷却 (または水冷却) [低放射化フェライト鋼 (液体金属の流路に SiC/SiC 複合材料)][4]等も提案されているが、上の3ケースは、商用炉まで見通した典型的な例と言える。なお、構造材料として SiC/SiC 複合材料を選ぶ場合を除き、ガス冷却概念ではエネルギー密度の点で商用炉には適さないと考えられている。

以上に示されている構造材料は、低放射化性、耐照射性、製造性、加工性等の実用可能性の観点を含めて総合的に選択されたものであり、このうち低放射化フェライト鋼は実現性を重視した例であり、バナジウム合金 (V-4Cr-4Ti 等)、SiC/SiC 複合材料の順に、高温化、低放射化の点で、さらに優れるものと期待されている。なお、低放射化フェライト鋼は、非原子力のエネルギー機器で広く使用され、また高速炉でも重要視されている 9Cr-1Mo マルテンサイト鋼から放射化の点で問題をもたらず窒素、ニオブ、モリブデン等の合金元素の低減を試みた鋼であり、高温強度、製造性、耐照射性については一定の性能が確実に期待できる材料である。表中に示されている F82H は、原子力機構と JFE が共同で開発した鋼で、基本的な化学組成は、Fe-8Cr-2W-0.1C-0.04Ta である[5-7]。この他、類似点の多い鋼として、日本の大学連合による JLF1、EU の Eurofer 等がある[8]。なお、もし低放射化に関する要求が減じられる場合、元になった 9Cr-1Mo 鋼についても、照射脆化等に関わる仕様の厳密化を行った上で利用できよう。

材料の使用条件について説明を加える。プラズマから第一壁に加わる熱流束が高いため、最高使用温度は冷却材の温度よりも典型的には 100-200°C 以上高くなる。この結果、低放射化フェライト鋼の使用温度範囲は、概ね、300°C から 500°C 程度になる (第一壁の構造部分の平均温度は 400°C 程度)。なお、冷却材である水の温度を上げること (例えば、超臨界の水を用いる) や、ヘリウムガス冷却とする場合には、最高温度および平均温度はさらに高くなる。ただし、高温強度は微細組織の安定性の点から、第一壁位置での平均温度が 500°C を大きく越えることは当面は難しいと考えられる。また、バナジウム合金および SiC/SiC 複合材料の場合についても、同様の理由から材料の最高温度が冷却材の温度よりも 100°C 以上高くなると考えられる。なお、プラズマからの高い熱流速は、第一壁中に温度勾配と同時にそれに伴う歪みを生じさせる。これが材料に機械的な損傷をもたらす可能性が指摘されており、これに対処するために板厚が制限される (歪みの大きさは板厚に従う)。その他の機械的な負荷は、設計の工夫によって比較的小さいものに抑えることができる。

このような温度および力学的な条件の下で、14 MeV のエネルギーを有する中性子の照射を、要求される中性子フルエンスまで受けることになる。なお、これに加えて、ブランケット概念によるが、冷却材や増殖材の化学的影響も受ける。ところで、低放射化フェライト鋼の場合であるが、加わると想定される「許容中性子フルエンス」(炉の成立のために、許容されるべき中性子フルエンス) である、10 MWa/m² (MWa/m²とは、第一壁単位面積あたり1年間で入射する中性子のエネルギーを示す「壁負荷」の単位) は、はじき出し損傷量にして概ね 100 dpa (dpa ははじき出し損傷量の単位で、displacements per atom の略)、核変換による生成ヘリウム量にして約 1000 appmHe を第一壁材料中に導入する (十分な経済性を見込むには、100 dpa を越える耐久性、例えば、150 dpa 程度が必要とされている)。この損傷量の大きさについては、後ほどさらに紹介するが、例えば、商用の高速炉の燃料被覆管の場合に期待されている耐久性ははじき出し損傷量にして 250 dpa とされており、核融合炉の場合は、これに比べれば低い。ただし、核変換生成ヘリウム量は、核融合炉の場合の方が数10倍大きい。

核融合炉での使用条件の特徴として、照射条件の変動が比較的大きい可能性が指摘できよう。すなわち、商用の核融合炉についてはプラズマの燃焼が定期的に行われることが期待されているが、DEMO 炉、あるいは初期の商用炉であっても、パルス運転となる可能性があることが指摘されている[9]。この場合、照射損傷速度が変動することに加えて、温度も変動し得ると考えられ、これの照射損傷への影響にも一定の注意が必要となろう。加えて、第一壁中に生じる温度差による熱歪み (熱応力等) や、ブランケット自体に加わる電磁力が変動するため、疲労荷重による影響が重畳することについても考慮が必要となろう。以上が、核融合炉で最も厳しく照射損傷を受けると考えられるブランケット第一壁位置での構造材料の候補材料とその使用条件の概要である。

2.3 核融合中性子による照射損傷

2.3.1 核融合中性子による照射損傷の概要

核分裂炉における中性子のエネルギー分布は炉系に強く依存するが、平均エネルギーが高い高速炉の場合であっても、せいぜい 1-2 MeV までの中性子が多く、これに対して D-T 核融合反応によるプラズマからの中性子のエネルギーは、約 14 MeV と高い。このような高いエネルギーの中性子が材料に入射すると、はじき出し損傷によって、材料を構成する結晶に点欠陥や点欠陥の集合体が導入される他、特に、中性子と材料を構成する原子の原子核との間の (n,p) 反応や (n,α) 反応等により、水素やヘリウム原子核等が導入される (並行して、構成元素が p や α を生成して生じた元素も加わる)。これらの点欠陥は互いに、また他の規模の大きな格子欠陥 (転位、結晶粒界等) と反応し、材料の微細組織を変化させて強度等のマクロ的な性質に変化をもたらす。このようにして、中性子照射が構造物の強度等に影響を与えることになる。

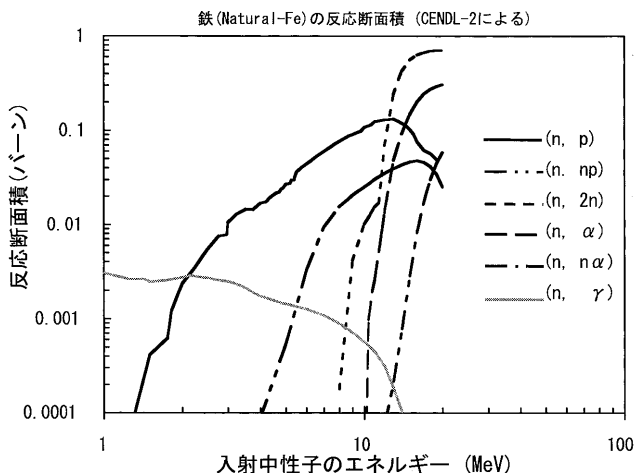


図1 鉄原子の核反応断面積[3].

2.3.2 核変換生成元素

すでに指摘した候補材料の一つである低放射化フェライト鋼の主成分である鉄原子の核反応断面積を図に示す。図1のように、中性子のエネルギーが10 MeV程度以上になると、(n, p) 反応や(n, α) 反応の断面積が0.1 barn程度にまで高くなり、いずれも14 MeV近くでピークを示す他、(n, np) 反応については、その断面積が(n, p) 反応を上回るようになる。炉心部での中性子のエネルギーが2 MeVを下回ることも多い核分裂炉の場合に比べると、図からわかるように、水素やヘリウム原子の生成速度が格段に高いことが、核融合中性子による照射の特徴である。特に、ヘリウム原子については、材料中の固溶度が極めて低いため、はじき出し損傷により導入される原子空孔の集合体形成と成長を強力に助長し得るため、条件によっては微細組織変化を著しく加速することになる。このため、特に注意が払われている。

2.3.3 一次はじき出し原子エネルギーの影響

エネルギーの高い中性子が材料中の原子に弾性的に衝突して、原子が格子位置からはじき飛ばされるとき、このように中性子によってはじき出された原子は、一次はじき出し原子 (PKA; Primary Knock on Atom) と呼ばれる。エネルギーが高いPKAは、他の格子点にある原子に次々に衝突し、これらを格子位置からはじき飛ばすことで格子間原子(I)と原子空孔(V)を高密度で生成する(はじき出しカスケード)。カスケード中では、IおよびVの密度が高いため、これらが再結合して消滅する頻度が高くなる一方、IあるいはV同士が短い時間内に集合して点欠陥集合体を作る頻度も高くなる。なお、再結合にも欠陥集合体の形成にも関係せずに残った点欠陥は自由点欠陥と呼ばれることがある。図2に、計算機シミュレーションによる鉄中のはじき出しカスケードの状況変化を示す[3]。

核融合中性子はエネルギーが高いため、鉄合金中等でのPKAエネルギーはしばしば数100 keVに達する。このため、特にエネルギーが高いPKAにより生成されるカスケードの挙動とその影響が1970年代からD-T中性子源(例えば、RTNS-II)等を用いた照射実験や計算機実験により詳細に研究された。その結果、PKAのエネルギーが10 keV

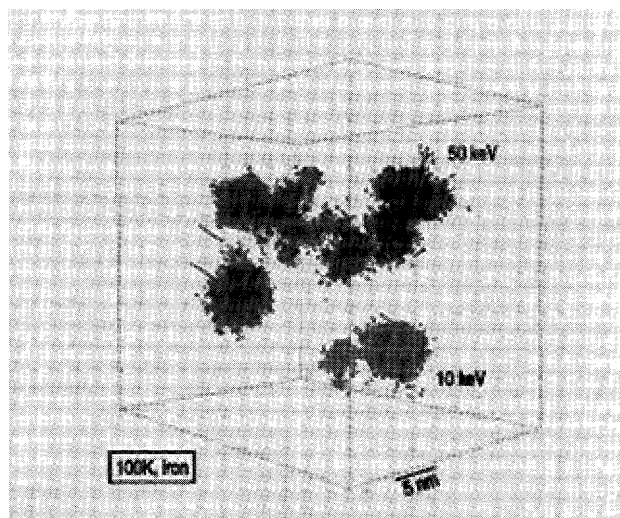
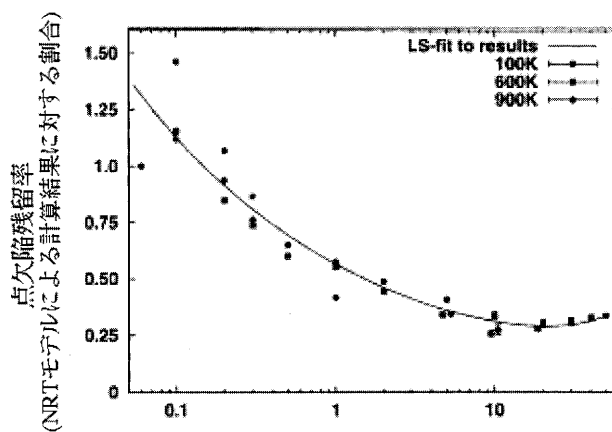


図2 はじき出しカスケードに関する計算機実験の例[10].



分子動力学 (MD) 計算でのカスケードエネルギー (keV)

図3 はじき出しカスケードから生き残った自由点欠陥の割合に関する分子動力学法による計算機実験の結果[10].

を越える領域では、カスケードが分岐を生じてサブカスケードを形成するようになり、個々のサブカスケードの様子はPKAエネルギーにあまり依存しないことが明らかにされてきた(鉄の場合)。例えば、図3に分子動力学法による計算機実験の結果をまとめたものを示すが、カスケードから生き残った自由点欠陥の割合は、10 keV以上ではPKAエネルギーへの依存性が小さくなっている[10]。これは、個々のサブカスケードへのPKAエネルギーの影響が大きいことを示す。このように、エネルギーが高いPKAからは、核分裂炉照射で見られる規模のカスケードに分岐をしたものが(そのような規模のカスケードがまとめて多数)生じると理解できることが指摘されている。

以上から、粗い近似としてであるが、核融合中性子による照射損傷は、核分裂炉照射でも見られるようなはじき出しのカスケードに加えて、比較的量が多い核変換生成元素(特に、ヘリウム原子の生成)で特徴付けられると理解されるようになってきた。このような理解を反映し、核融合中性子等による照射損傷を示すパラメータとして、水素やヘリウムの原子の生成速度とはじき出し損傷速度の比である

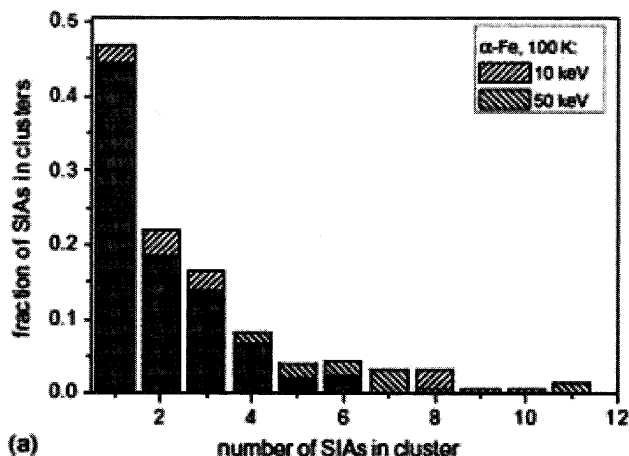


図4 カスケードから生じるクラスターのサイズ分布とPKAエネルギー[10].

H/dpa や He/dpa が用いられている (多くの場合, dpa は NRT モデルによる結果).

粗い扱いは, 現状では上記のようである. 比較的低い照射量までの結果であるが, D-T 中性子による照射試料中に生じた損傷組織と核分裂炉照射によるものの電子顕微鏡観察結果には著しい違いが見られないことが, このような扱いの有効性を示していると考えられる. しかし, 核融合炉材料が受けることになる照射量はきわめて高い. 一方, 照射損傷による材料の組織変化は蓄積的なものである. したがって, 低い照射量では目立たない違いが, 高い照射量で意味を持つてくる可能性についても留意が必要である. 図4は計算機実験によるカスケードからのクラスターのサイズ分布であるが, PKA が大きい場合, 大きなクラスターの生成が増す傾向があることがわかる[10]. 組織変化では, 大きいクラスターの作用が強い場合があるため, 高照射量の場合でこのような違いが照射挙動に影響を与えるかどうか, これを核融合炉で特徴的なパルス的な運転等が助長するかと言った事柄についても一定の関心が払われるべきであろう.

2.4 照射による特性変化の概要とその重要性

ここでは照射による材料の強度特性等の変化の様子を紹介する. これについては, 後ほど詳述されるので, 照射効果の概要のみについて, 低放射化フェライト鋼を例にとり紹介する.

照射温度によって特性変化の生じ方は大きく異なる. 比較的温度が低い領域では(低放射化フェライト鋼では, 350℃, あるいは400℃以下), 照射は硬化をもたらすことが多く, これに伴い, 伸びや延性の低下, 破壊靱性値低下や延性脆性遷移温度の上昇, 疲労機構の変化等が生じる傾向がある[7]. このうち硬化は照射量に対して飽和する傾向を示す(図5参照[3,7]). 同様に, 破壊靱性値低下や延性脆性遷移温度の上昇も飽和傾向を示すようである. また, 使用温度での残留延性, 破壊靱性値は, 構造材料として利用が可能な範囲に留まるようである.

このような結果は, 主に核分裂炉照射により得られたも

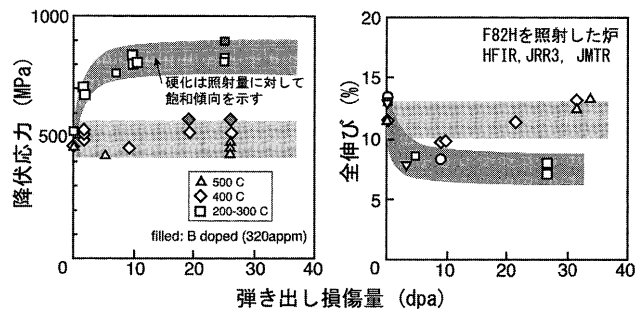


図5 降伏応力および伸び値(全伸び)の照射量依存性[3,7].

のであり, 核変換で導入される水素やヘリウムの影響は含まれていないことが多い. ただし, イオン照射等によって, ヘリウムの影響をある程度まで把握することができるが, この温度範囲であれば, ヘリウム量にして1000 appm程度の範囲までは, ヘリウムの影響は強くはないようである. ただし, ヘリウムが組織変化を助長して硬化量を上げることや, 破面形成を助長して延性脆性遷移温度を上げることについては未だ十分な知見が得られているわけではなく, 注意が必要であろう. なお, 低放射化フェライト鋼では, 延性脆性遷移温度が最も大きな照射損傷課題と考えられている.

400℃よりも高く, 550℃以下の温度範囲では, 組織変化は大きい, 強度特性の変化は比較的少ない. この温度域での主な課題はスエリングであり, これはヘリウム原子等によって助長され得る. ただし, 著しい問題と考えられているわけではない.

さらに温度が高くなると, 旧オーステナイト粒界やその他の結晶境界にヘリウムが集まり, 割れの発生を助長するヘリウム脆性が問題となると考えられている. ただし, これも低放射化フェライト鋼を含むマルテンサイト鋼については, 著しい問題とは考えられていない.

以上のように, 低放射化フェライト鋼に関しては, 照射による特性変化は, 構造材料として利用し得る範囲に留まることが期待できると言えよう. なお, 照射による強度特性等の変化は, 定性的にはバナジウム合金でも同様と考えられる. 一方, SiC/SiC複合材料については, 照射挙動の全容が把握できるほどの照射実験は行われていないと考えられるが, 例えば, SiC繊維とSiCマトリクスの照射による寸法変化の差を小さくすることで(繊維のSiとCの化学量論比を1に近づける), 照射による強度低下を大幅に低減できるとの報告がある.

2.5 材料工学的な課題(照射施設, 計算機シミュレーション等の課題を含む)

ここではIFMIF等の照射施設の位置付け等に関する課題の概要について指摘する. 上述のように, 候補材料は核融合炉に利用できる可能性がある. しかし, 特性変化の範囲が強度部材として利用可能(例えば, 破壊を防止できる)なことと, そのような材料を用いた装置の建設が社会から認められることや, そのような説得力を持つ説明ができるかどうかは別の問題である.

例えば、2.4で「照射後の残留延性は高い」と指摘したが、しかし、軽水炉等に用いられているような代表的な構造設計指針（例えば、ASME Sec. III）では、重要機器については、その材料の特性が使用中に大きく変化することを前提としていない（使用しようとする者は、変化がもたらす影響が小さいことを示す必要がある）。このように「許認可」までを見ると大きな問題が予見される。

IFMIF（国際核融合炉材料照射施設）で代表される強力な核融合（近似）中性子照射施設は、核融合中性子による照射効果を明らかにし、材料開発を加速する役割に加え、十分に高い精度で材料挙動を評価し、その材料で作られる機器の健全性が十分に高いことを示す役割も担っていると考えられる[12]。しかし、核分裂炉による照射実験の結果を加えたとしても、そのような認可の過程等における要求に應えるに十分な規模であるかどうか議論が分かれても当然であろう。すでに指摘したが、DEMO 炉をパルス運転とする構想も残っている。その場合、運転モードが多様になると想像され、その条件での材料挙動、あるいは機器の力学挙動を「実証的」に示すことには相当な困難が伴うと考えられる。その結果、これまでしばしば指摘されてきたような、コンポーネントレベルの照射装置（核融合中性子による）が必要とされるかもしれない。この方向に進むべきかどうかについては、今後の展開や判断によろう。しかし、少なくとも、現在構想されている IFMIF で代表される核融合中性子による照射施設の効果的な利用を実現するためにも、照射損傷のモデリング、計算機シミュレーション、さらにはそのような検討から得られる「模擬照射材料」を利用した機器の挙動試験等の実現をめざす研究開発が、今後の重要な方向の一つとなると考えられる。これは、しばしば言及されるバーチャルリアクタとは異なった次元のものであろうが、このような技術の開発は、高経年化した軽水炉の健全性確保、先進的な核分裂炉の効率化等の様々な局面で寄与できよう。なお、このような事柄に加えて、ITER

の遮蔽ブランケットやテストブランケット等を着実に実現するための製造技術等の開発も、核融合炉の実現に向けて、同様に不可欠な材料工学として指摘できる。

参考文献

- [1] 「核融合基本問題検討会」報告書、平成17年、核融合専門委員会、原子力委員会。
- [2] 「中期的展望に立った核融合炉第一壁構造材料の開発の進め方について」、平成12年、核融合会議、原子力委員会。
- [3] 原子力ハンドブック VIII編 第6章(オーム社、2007年)。
- [4] L.V. Boccaccini, J.-F. Salavy, R. Lässer, A. Li Pumab, R. Meyder, H. Neuberger, Y. Poitevin and G. Rampal, *Fusion Eng. Des.* **81**, 407 (2006).
- [5] N. Yamanouchi, M. Tamura, H. Hayakawa, A. Hishinuma and T. Kondo, *J. Nucl. Mater.* **191-194**, 822 (1992).
- [6] S. Jitsukawa, M. Tamura, B. van der Schaaf, R.L. Klueh, A. Alamo, C. Petersen, M. Schirra, P. Spaetig, G.R. Odette, A.A. Tavassoli, K. Shiba, A. Kohyama and A. Kimura, *J. Nucl. Mater.* **307-311**, 179 (2002).
- [7] S. Jitsukawa, A. Kimura, A. Kohyama, R.L. Klueh, A.A. Tavassoli, B. van der Schaaf, G.R. Odette, J.W. Rensman, M. Victoria and C. Petersen, *J. Nucl. Mater.* **329-333**, 39 (2004).
- [8] A. Kohyama, Y. Kohno, M. Kuroda, A. Kimura and F. Wan, *J. Nucl. Mater.* **258-263**, 1319 (1998).
- [9] 岡野邦彦 他, 「ITER・BA 技術推進委員会におけるロードマップ検討の途中報告」, 核融合エネルギーフォーラム, 核融合炉開発ロードマップ検討委員会(第5回)資料。
- [10] 原子力ハンドブック VIII編 第6章(オーム社、2007年)。
- [11] R. E. Stoller, *J. Nucl. Mater.* **276**, 22 (2000).
- [12] IFMIF Comprehensive Design Report, IFMIF International Team, An activity of the Implementing Agreement for a Program of Research and Development on Fusion Materials, 2004.