



核融合システムの放射化評価と 先進低放射化材料技術開発の展望

野田 哲二

((独)物質・材料研究機構材料研究所)

Evaluation of Induced Activity in a Fusion Reactor and Prospect of Advanced Low Activation Blanket Structural Materials

NODA Tetsuji

National Institute for Materials Science, Tsukuba 305-0047, Japan

(Received 3 March 2003)

Abstract

The evaluation of induced activity in a fusion system was made. The activity at the first wall and blanket structures are critical from the viewpoint of environmental safety and materials for low activation should be developed. The present status of development of candidate materials such as ferritic steels, vanadium alloys and SiC composites are viewed. Furthermore, isotope controlled materials and annihilation of radioactive nuclides are discussed.

Keywords:

fusion reactor, low activation material, ferritic steel, vanadium alloy, silicon carbide composite, isotope separation, isotope material, nuclear annihilation

1. はじめに

現在、トカマク型の ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) をはじめとする各種核融合実験炉の設計が進められている[1, 2]。核融合炉における反応では、重水素(D)同士の D-D, D と三重水素(T) の D-T 反応, D と原子量 3 のヘリウムの D-³He などがあるが、最も実用に近いのは D-T 反応である。これは、その反応断面積が他の反応に比べて約100倍と大きいため、より容易にプラズマ閉じこめが可能であるからである。しかし、D-T 反応では、まず放射性物質の T を扱うほかに、D-T 反応によって生じる 14.1 MeV の高速中性子が炉内構造物と反応して放射化させるなど、誘導放射化の問題が安全上重要となってくる。核融合炉は、1 次元的な

author's e-mail: noda.tetsuji@nims.go.jp

模式図で表すと、Fig. 1 のように閉じ込めプラズマの周りのブランケット、真空容器、超伝導マグネット、クライオスタット、遮蔽容器などからなる。特にプラズマに直接接するブランケットの前に位置するアーマー、ダイバータなどは厳しい高速中性子照射にさらされる。トカマク型の ITER の設計では、500 MW の核融合出力で、トラス内側のインボードプラズマ面で 0.59 MW/m²、外側のアウトボード面で 0.55 MW/m² の中性子負荷を受ける[2]。この場合、運転中のガンマ線強度分布を Fig. 2 に示す。プラズマに近いブランケット部では 10⁵ Sv/h と極めて高く、また、生体遮蔽域において 100 μSv/h を超え、人が近づくのは困難である。ITER 設計では、炉停止後、約 2 週間の冷却で生体遮蔽域で作業可能となっ

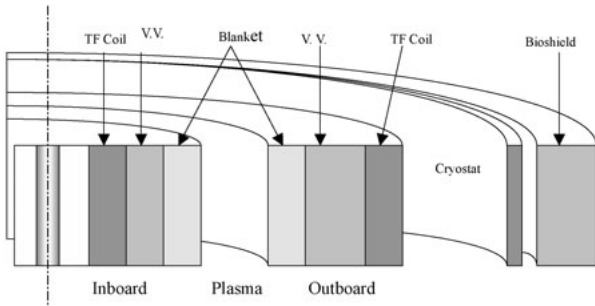


Fig. 1 One dimensional model of a fusion reactor.

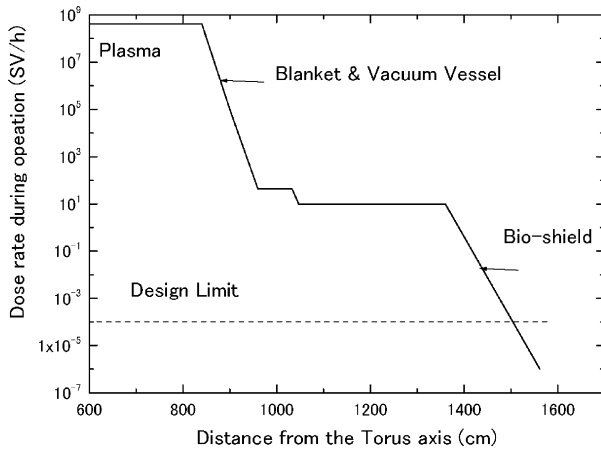


Fig. 2 Dose rate during operation of ITER [2].

ている。

いずれにしても、ブランケット構造体部分では、炉停止後も人が近づくのは難しく、ロボットによるメンテナンスが必要である。実用炉では、中性子壁負荷は1~5 MW/m²で数十年の運転を想定しているため、重照射を受けるブランケット等炉心構造体の誘導放射化は極めて大きな課題となる。

したがって、まず、本稿では、実用炉のブランケット構造材料を中心とした低放射化の目標、評価の基準、材料開発の現状と将来について述べる。

2. 放射化の評価基準、低放射化の目標

低放射化の目標は、1) 短時間でメンテナンス可能、2) 事故時の外部汚染の防止、3) 廃棄処理可能、4) 再利用可能などであるが、炉心材料では、1) のメンテナンスはロボットを使う以外は難しく、またブランケット材料でも数百トン以上にもなるため、むしろ、近年では、廃棄のしやすさ、リサイクル性から議論されている。すでに、放射化基準については、文献[3]で議論

Table 1 Proposal criteria for low activation.

Waste Disposal		
10CFR61(Shallow land burial)	5 mSv/h	* 1
Permanent Disposal	> 20 mSv/h	* 2
Recycling		
Hands-on Recycling	10 μSv/h - 25 μSv/h	* 1
Hands-on Recycling	10 μSv/h	* 2
Remote Handling Recycling	10 mSv/h	* 2
Exemption Limit	10 μSv/y	* 3

* 1: E.T.Cheng (1998), * 2: P.Rocco *et al.* (1998), * 3: IAEA (1989)

Table 2 Concentration limit of elements in blanket materials for waste disposal (10CFR61) and recycling after 20 MWA /m² [4]

Element	Waste disposal after 50y cooling	Recycling after 100y cooling
V	No limit	No limit
Cr	No limit	No limit
Ti	No limit	5.8%
Si	No limit	8.5%
Ca	36%	24%
N	3.6%	No limit
Al	1%	353 ppm
Cu	No limit	0.1%
Fe	No limit	No limit
Mn	No limit	No limit
Ni	69%	700 ppm
Zr	25%	1%
Ta	No limit	No limit
W	No limit	No limit
Ag	9 ppm	0.025 ppm
Bi	25 ppm	0.12 ppm
Nb	3 ppm	0.12 ppm
Mo	52 ppm	20 ppm
Co	No limit	20 ppm
Cd	0.62%	19 ppm
Dy	64 ppm	1.7 ppm
Er	82 ppm	3.3 ppm
Eu	0.13%	0.0038 ppm
Gd	140 ppm	0.57 ppm
Hf	No limit	5.7 ppm
Ho	0.48 ppm	0.019 ppm
Ir	7.5 ppm	0.13 ppm
Os	0.11%	20 ppm
Pd	850 ppm	2.4 ppm
Pt	3.5%	630 ppm
Sm	No limit	1.2 ppm
Tb	1.2 ppm	0.0058 ppm
Tm	760 ppm	30 ppm

しているが、その後の状況を Table 1 にまとめた。再利用についての考えかたは、リモートで扱えるレベルの 10 mSv/h あるいは、直接近づける 10 μ Sv/h を基準に議論がなされている[4,5]。米国では、浅地層処分規制の 10 CFR Class C 4 をもとに、低放射化材料の合金設計、不純物評価がなされている。Table 2 には主な元素について評価された結果が示されている。炉停止後、50年後廃棄処理、100年後再利用の観点から検討されたものである。ここ10年の放射化評価に関していえば、基本となる核データが IAEA の FENDL/A-2.0[6] をベースとしてきていることで、各国の材料の放射化評価においては、ある程度意見が一致してきている。例えば、主要構造材料元素である、Fe, Cr, V, Ta, W などは廃棄あるいはリサイクル性からはほぼ良いと考えられている。一方、稀土類金属、白金類は、長半減期核種を生成するため、その扱いが難しい。すでに前報でも述べたが、濃度が厳しく制約される元素は、Al (Al-26, $t_{1/2} = 7.2 \times 10^5$ y), Ag (Ag-108 m, $t_{1/2} = 127$ y), Bi (Bi-207, $t_{1/2} = 38$ y), Nb (Nb-94, $t_{1/2} = 2.03 \times 10^4$ y), Mo (Nb-94), Co (Co-60, $t_{1/2} = 5.27$ y), Cd (Ag-108 m), Dy (Ho-166 m, $t_{1/2} = 1.2 \times 10^3$ y), Er (Ho-166 m), Eu (Eu-150, $t_{1/2} = 35.8$ y), Gd (Tb-158, $t_{1/2} = 150$ y), Hf (Hf-178 m, $t_{1/2} = 31$ y), Ho (Ho-166 m), Ir (Ir-192 m, $t_{1/2} = 241$ y), Os (Ir-192 m), Pd (Ag-108 m), Pt (Ir-192 m), Sm (Eu-152), Tb (Tb-158), Tm (Ho-166 m) などである。

我が国においても解体放射性廃棄物の再利用の検討がなされており、廃棄物収納容器、廃棄物用固定充填材、廃棄物収納補強材、ならびに無拘束再利用が検討されている[7]。この場合、無拘束は IAEA の基準、10 μ Sv/y [8] を参考にしている。

3. 多段反応を考慮した放射化評価

核融合炉の放射化を評価する際に、実際の重照射条件下を模擬したシミュレーションによってどのような核種がどの程度できるかを推測する必要がある。核変換反応の程度は、中性子のスペクトルとその強度に依存するため、まずは所定の材料構成における所望の位置における中性子スペクトルを求めることが肝要である。Fig. 3 には、ブランケット構造材料が SUS316 で水冷却の場合のブランケット第一壁、真空容器ならびに超伝導コイルにおける中性子スペクトル変化を示した。D-T 核融合反応によって 14.1 MeV の中性子が発生するが、炉内構造物との散乱によって Fig. 3 に見られるように、中性子は 14 MeV から eV までの幅広いエネルギーのスペクトルを有

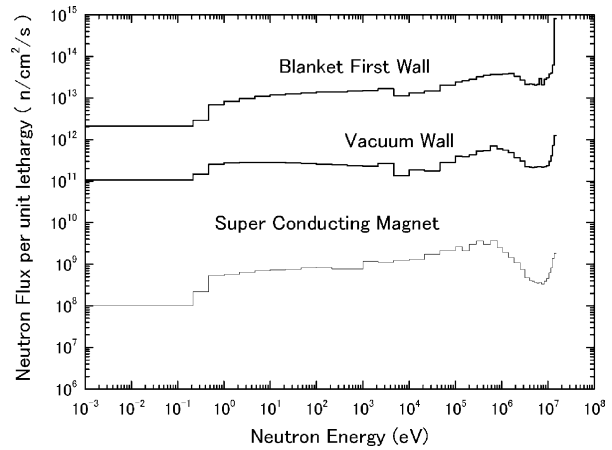


Fig. 3 Neutron spectra for a fusion reactor.

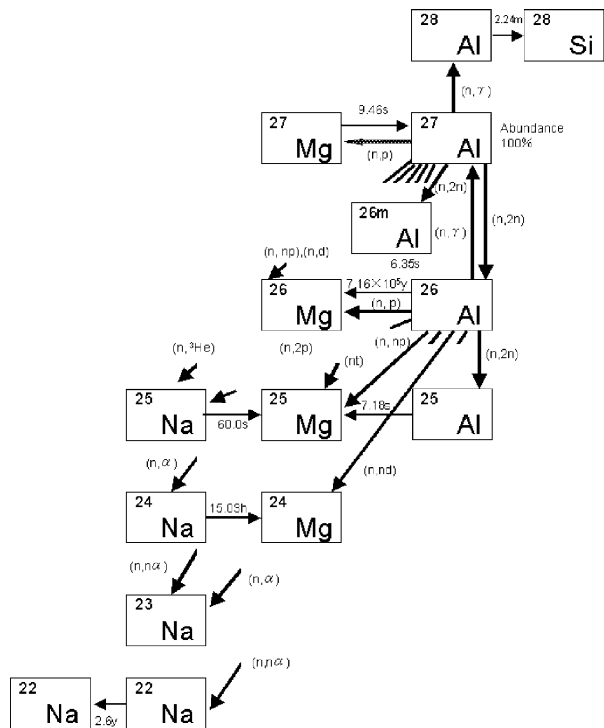


Fig. 4 Nuclear reaction of Al-27.

するようになる。特に炉心プラズマに近いブランケットでは 1 MeV 以上の中性子の高照射を受ける。材料と中性子との反応は中性子のエネルギーに依存する。一般に金属と中性子との反応において、低エネルギーでは (n, γ) の中性子補足反応が優勢となるが、1 MeV 以上では (n, 2n), (n, 3n), (n, p), (n, α), (n, d), (n, t), (n, np), (n, n α) のような様々な反応がエネルギーの上昇とともに起こる。したがって、ブランケット部のような重照射を受ける部位では、反応は単純ではなく、生成した核種も

中性子との反応を起こして変化していくことが予想される。特に誘導放射能は、ほんのわずかの核種の生成でも大きく影響される。Fig. 4 に Al-27の反応例を示す。計算シミュレーションにおいては、この図のように不安定核種の反応も含めた多段反応を扱う必要がある。

4. 先進低放射化材料

Fig. 3 に示されているように、核融合プラズマに接する第一壁、ブランケットは非常に厳しい中性子照射を受ける。核融合炉のブランケット部では、1 MW/m²の壁負荷で10年程度の運転ではじき出し損傷量は、数百 dpa にもなり、さらに、核変換に伴う不活性ガスのHeの生成量は、1 dpa あたり数十 ppm と予想されており、供与期間中では数千 ppm にもなる。低放射化構造材料設計においては、したがって、低誘導放射化とともに、重照射のはじき出し、ならびにガス生成に伴う損傷に対して耐えられることが求められる。また、構造材料には、まず、製造性、良好な物理、化学、ならびに機械的性質など材料としての基本的な特性を備えていなければならない。さらに、耐熱性、高温強度、軽量性、熱伝達性、耐照射性の観点から検討される。Table 3 は第一壁構造材料として候補にあがっているいくつかの材料の物理的性質を表している。また、この表には、構造設計の参考となる最大使用温度での熱負荷抵抗 (thermal stress factor) も示した。構造設計上からは、高温で熱負荷抵抗の高い材料、すなわち高温耐熱材料の方が好ましい。ステンレス鋼を基準に考えると、V 合金、W、SiC など高融点材料が優れているが、構造材料としては未知であり、また克服しなければならない課題も多い。以下に開発されつつある低放射化鋼、V 合金、SiC 複合材料など個々の低放射化材料

について紹介する。

4.1 低放射化鋼

Fig. 5 には、核融合炉の第 1 壁の中性子照射条件での諸材料の照射後のγ線強度の減衰特性を示す。オーステナイト・ステンレス鋼やCr-Mo鋼は長寿命の核種を生成するNiやMoを含んでいるため、100年以上の長期にわたってγ線を出し続ける。このため、これらの元素を放射化が小さいMnやWに置き換えたFe-Mn-Cr系オーステナイト鋼やFe-Cr-W系フェライト鋼が考案され、核融合炉第一壁の構造材料候補として研究開発が進められてきた。Fig. 2からわかるように、これらに対しては短期間

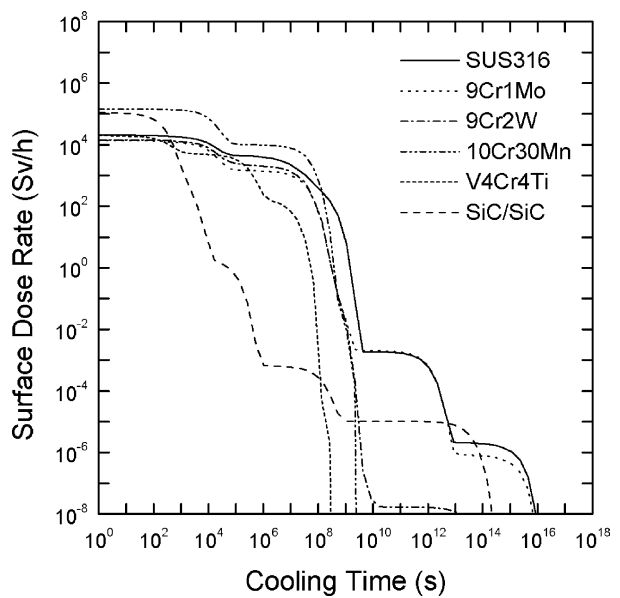


Fig. 5 Dose rate of several candidate blanket structural materials after irradiation for 10 MWa/m².

Table 3 Physical properties of several candidate blanket structural materials.

Material	Density (g/cm ³)	M.P. ()	Thermal Conductivity (W/m/K)	Thermal Stress Factor (W/cm)	Working Temperature ()
SUS316	8.03	1400	16.3	14.6	400
Fe-9Cr-2W	7.75	1420	26.8	75.5	400
MA956(Fe-20Cr-4.5Al-0.5Ti-0.5Y2O3)	7.2	1480	109	14.9	540
Ti-6Al-4V	4.37	1538	7.41	72.9	426
V-4Cr-4Ti	6.11	1875	31.2	113	600
Al-1Mg-0.6Si	2.70	615	218	370	<150
Nb-1Zr	8.57	2413	41.8	159	1095
TZM(Mo-0.5Ti-0.1Zr)	10.16	2610	142	987	1095
W	19.25	3410	155	105	1000
TiAl	3.91	1460	26.4	44	800
SiC/SiC	2.5	2830	55.6	463	1000
Be	1.85	1287	210	876	400

での接近性を望むことはできないが、廃棄物管理あるいは再利用が可能である。ところが、Fe-Mn-Cr 鋼には相安定性やスウェリング（照射によって材料に膨れが生ずる現象）特性などに問題があるため[9]、現在では Fe-Cr-W 系低放射化フェライト鋼が開発の中心となっている。

Table 4 に各国で提案された代表的な低放射化フェライト鋼の化学組成を記す。Cr濃度としては一般的に7~10%が選択されるが、これは溶接性や時効脆化などの非照射時の特性が良好なこと、照射硬化（ほとんどの場合で延性の低下を伴う）[10]や Fig. 6 に見られる照射による脆性-延性遷移温度（DBTT）の上昇が小さいことによる[11]。他の元素は、 δ フェライトやラーベス相などの有害な第2相が出現しない範囲内で、高温強度を高めるように添加される[12]。低放射化フェライト鋼では、オーステナイト・ステンレス鋼と比べて、照射時特有のメカニズムによって発現する照射下クリープが抑制され[13]、またスウェリングが小さい[14]。さらに同鋼は核変換反応によって材料内に生成したヘリウムによって引き起こされる高温ヘリウム脆化に対しても強い耐性を持つ[15]など耐照射性に優れており、工業的な成熟度が高いことと相俟って、原型炉以降の核融合炉の第一壁構造材料の最右翼に据えられている。

以上のように低放射化フェライト鋼は有望な材料ではあるが、高温強度の点で難があり、核融合炉での最高使用温度は550 と想定されている。しかしながら、核融合炉が他の新エネルギーと競合するためには、これでは不十分であり、より高温で運転することによりプラントの熱効率を高める必要がある。そこで酸化物の分散によってフェライト鋼の高温強度を上げる試みがなされている。この ODS (Oxide Dispersion-Strengthened) フェライト鋼は元々高速増殖炉の高燃焼化を目指して開発が始められたものであるが、機械的性質の異方性を克服することが課題となっていた。ところが近年、添加元素の選択や製造工程の改良によって等方的なフェライトおよびマルテンサイトの地に酸化物(Y_2O_3)を微細分散させて、十分な強度を持つ材料が得られるようになった[16]。これらの合金についての照射データはいまだ少ないのが現

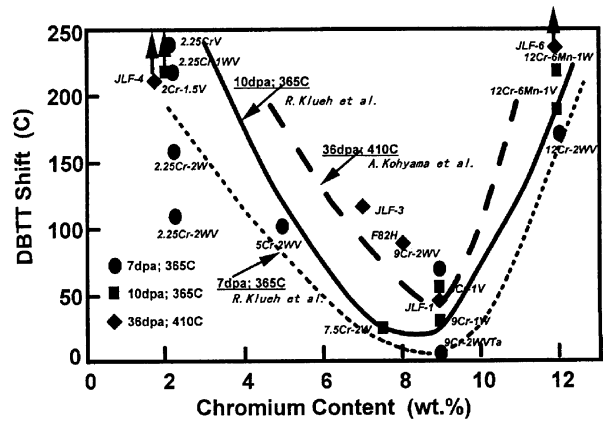


Fig. 6 Relation between ductile-brittle transition temperature (DBTT) and Cr content in ferritic steels after neutron irradiation [11].

状であるが、照射による DBTT 上昇がなく[17]、スウェリングを起こしにくい[18]という実験結果が得られており、将来の発展が期待される。

4.2 バナジウム合金

バナジウムは高温強度に優れ、中性子吸収断面積が小さく、耐照射損傷性もよいことから、高速炉の燃料被覆管として期待され、V-20Ti、V-15Cr-5Ti、V-3Ti-1Si、V-20Nb-5Cr などの高強度材料が開発された。しかし、冷却材のナトリウム中の微量の酸素や窒素と反応して脆化するため、開発研究が中断された。その後、核特性に優れていることから、核融合炉用の低放射化材料として再び注目されている。V は Fig. 5 に示されているように、ほぼ数ヶ月で γ 線強度が安全レベルまで低下するため、優れた低放射化材料として各国で種々の材料特性の評価が行われている。V 合金の特徴は、優れた低スウェリング性[19]と600 以上での高温強度である。有力な材料としては V-4Cr-4Ti[19]、あるいは Si, Y を添加して耐酸性を改善した合金[20]がある。Table 5 には、V 合金の耐照射性を含めた性質をステンレス鋼、およびフェライト鋼との比較で示した[19]。核反応による水素や He の発生量が低く、100 dpa の重照射でも700 の高温で十分な強度を有する。V は構造材料としての経験がないもの

Table 4 Chemical compositions of candidate low activation ferritic steels (wt.%).

		C	Cr	W	V	Ta	Mn	Si	N	Ti	Fe
F82H	J	0.1	8.0	2.0	0.2	0.04	0.5	0.1	<0.01	LAP	bal.
JLF-1	J	0.1	9.0	2.0	0.19	0.07	0.45	<0.1	0.05	<0.015	bal.
ORNL	US	0.1	8.5 - 9.0	2.0	0.25	0.07	0.45	0.2			bal.
EUROFER	EU	0.1 - 0.12	8.0 - 9.0	1.0 - 1.2	0.20 - 0.30	0.06 - 0.10	0.4 - 0.6	<0.05	0.02 - 0.04	<0.02	bal.

Table 5 Comparison in irradiation response between V alloys , SUS 316 and Ferritic Steel.

Material	SUS316	Ferritic Steel (HT-9)	V-15 Cr-5 Ti
Melting Temp. ()	1400	1420	1880
Dpa (1MWa/m ²)	11	11	11
He generation (appm)	174	130	57
H generation (appm)	602	505	240
Allowable stress (MPa) (2 × 10 ⁴ hrs, 100dpa)			
500	100	155	165
550	85	100	165
700	-	-	165

の、現在高純度でかつ数トン規模で作製する技術が開発されており[21], 脆化ならびに耐酸化性が克服されれば将来有望な材料となる。

4.3 SiC/SiC 複合材料

SiC は耐熱性に富むとともに、良好な熱伝導性、耐酸化性、中性子照射に対する核的特性に優れ、宇宙航空、原子力用等の構造材料としての幅広い利用が考えられている。SiC そのものは脆い材料であるため、粒子あるいはウイスカー分散、ならびに長繊維強化によってじん性改善を図った複合材料いわゆる CMC (Ceramic Matrix Composite) が開発されつつある。特に長繊維強化 CMC が実際に航空機材料の部品として使われ、さらにはタービン翼などの熱変換器部材としての利用も検討されている。長繊維 SiC/SiC 複合材料の特徴は、SiC 固有の脆性に対して擬似的な延性を与え、破壊じん性値を大幅に改善できることにある。また、SiC そのものは、核変換によって生じる誘導放射能ならびに核発熱が短時間で減衰するため(Fig. 5 参照), 近年、高温のプラズマおよび高速中性子照射にさらされる核融合炉の第一壁ならびにブランケット材料の低放射化候補材料として注目を浴びている

[22].

長繊維 SiC/SiC 複合材の製造法としては、1)セラミックス前駆体液相含浸法 (PIP 法, Polymer Impregnation and Pyrolysis), 2) 気相反応含浸法 (CVI 法, Chemical Vapor Infiltration), 3) 反応焼結法 (RS 法, Reaction Sintering), ならびに 4) ホットプレス法 (HP 法, Hot Pressing) などがある。SiC 単体では破壊じん性値は 3 MPam^{1/2} 程度であるが、これらの方法により作製された複合材では 20 MPam^{1/2} 以上と高い値となっている (Table 6 参照)。なお、破壊じんせい値の高い材料では、いずれも繊維とバルク SiC 界面に 50 nm ~ 100 nm の炭素あるいは BN 層コーティングが施されており、この薄い薄膜層が SiC/SiC 複合材の強度ならびに破壊じんせい値向上に有効に作用している[23]。最近、液相焼結法(Liquid Phase Sintering, LPS)によってほぼ SiC の真密度に近く、強度、熱伝導性に優れた SiC/SiC 複合材料が開発されている[23]。この材料は気密性が高く、従来の SiC/SiC セラミックス複合材に比べて He ガス透過率が 6 桁以上低い[23]。

SiC/SiC 複合材料の耐照射性は、バルクの SiC とともに SiC 繊維の特性に依存する。主に用いられている繊維は日本カーボン製の Nicalon である。このほか、最近では Dow Corning 社でも耐熱性に富む SiC 繊維が作られている。また、SiC 系繊維として Si-Ti-C-O 系繊維 (宇部 Tyranno 繊維) がよく知られている。Fig. 7 には種々の SiC 繊維の中性子照射による密度変化を示した[24]。化学量論組成に近い Hi-Nicalon や Sylramic は密度の変化が小さい。バルクの SiC については、約 1,000 までは低スウェリング性であることが報告されている[25]。複合材料では、繊維とバルクの密度変化を緩和するような界面構造の役割が重要であると考えられている。SiC/SiC 複合材の機械的特性の改善効果は、繊維強化による疑似延性であり、金属のようにき裂を修復することは困難であ

Table 6 Mechanical properties of SiC and several SiC/SiC composites.

Material	Vf (%)	Porosity (%)	Strength (MPa)	Toughness (MNm ^{1/2})	Thermal Conductivity (W/m-K)
CVDSiC(Morton)	0	0	595 (BT)	3.3	318
CVI SiC/SiC(SEP, NicCG)	45	10	300 (BT)	22	9.5 19
CVI SiC/SiC(ORNL, HiNic)	42	13	380 (BT)	25	7.4 25.3
RS SiC/SiC(Toshiba, HiNic)	30	0	450 (BT)	20	30
LPS SiC/SiC(Kyoto univ., Tyranno-SA)	20	0	400 (TT)		30

RS: Reaction sintering, LPS: Liquid phase sintering, BT: Bending test, TT: Tensile test
CVD: Chemical vapor deposition, CVI: Chemical vapor infiltration

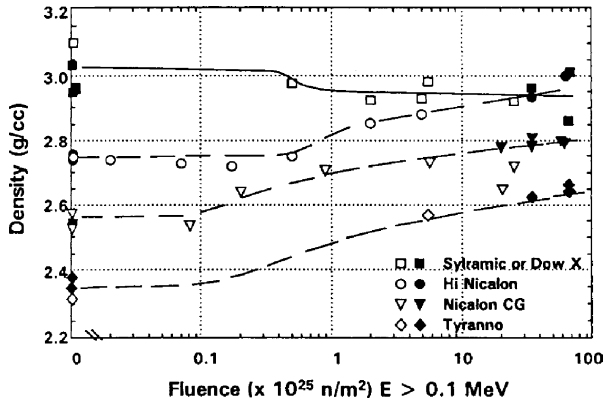


Fig. 7 Effect of neutron irradiation on the density of several SiC fibers.

ると考えられている。しかし、最近、酸化物添加による $\text{Si}_3\text{N}_4/\text{SiC}$ 、Mullite/SiC などのき裂の治癒効果が報告されており、SiC/SiC においてもこのような効果が期待される[23]。

4.4 同位体調整材料

周期表の多くの元素は同位体から構成されている。例えば自然界の Si は Si-28, Si-29 および Si-30 から構成されている。Fig. 5 において、SiC は炉停止後急激に放射能強度が低下するが、ある時間以上はフェライト鋼や V 合金より高いレベルを保って長時間 γ 線を出し続ける。これは、主に、Si-28 が中性子との多段階反応により長半減期核種の Al-26 を生成するためである。したがって、もし Si が Si-30 だけで構成すると、Al-26 の生成を極力抑制することができる。しかし、そのためには、大量の同位体が容易に得られることが必要である。近年赤外レーザを用いた Si_2F_6 の多光子解離反応により比較的容易に Si 同位体が得られることが見出され[26]、数百 g オーダの Si 同位体が製造されている[27]。また、誘導放射能の観点から好ましくないといわれている Mo についても、赤外レーザでの選択分解の可能性が検討されている[28]。

また、構造材料の中心と考えられている鉄鋼材料についてもより低放射化が可能である。Fe は ^{54}Fe 、 ^{56}Fe 、 ^{57}Fe 、 ^{58}Fe からなっている。Fe の誘導放射能として最も問題となる ^{55}Fe 、 ^{54}Mn は ^{54}Fe から生成されるため、Fe から ^{54}Fe を除けば Fe の放射能減衰は極めて速くなる。Fig. 8 には、同位体調整した低放射化フェライト鋼の γ 線強度の減衰挙動を示している[29]。 ^{57}Fe 、 ^{53}Cr 、 ^{184}W からなる低放射化フェライト鋼では、従来鋼に比べて数年の冷却で放射能が安全レベルまで減衰する。このような材料が実現されれば、耐照射損傷とともに環境安全の上からもすぐれた材料が実現される。

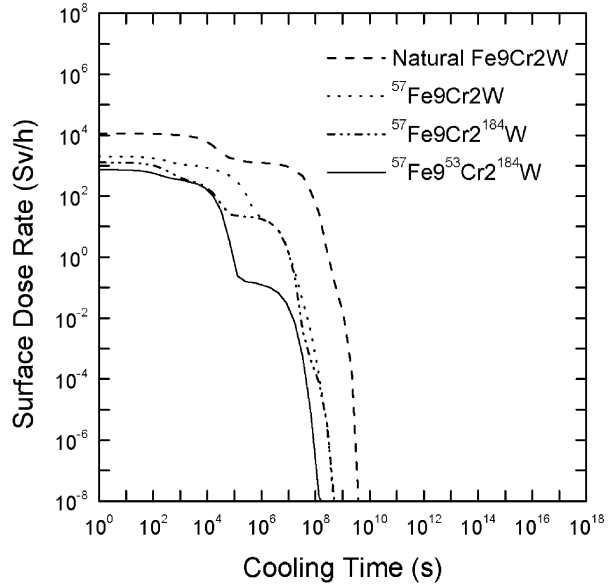


Fig. 8 Decay of dose rate of isotope controlled 9Cr-2W steels.

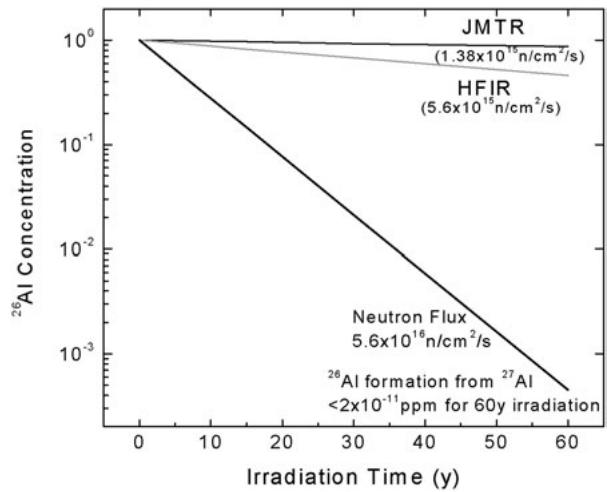


Fig. 9 Annihilation of Al-26 by thermal neutron irradiations.

5. 消滅処理について

放射化の観点から好ましくない同位体を除く技術開発も重要であるが、一方、最初に述べたように、中性子との反応の大きさは中性子スペクトルに依存する。特に低エネルギー中性子に対しては、多くの核種では中性子捕獲反応が主であり、反応断面積も大きい傾向にある。したがって、核融合炉のような高エネルギー中性子で照射された材料を引き続いて減速された核分裂炉で照射することにより、放射性核種を消滅させることが可能である[30]。Fig. 9 には、Al を核融合炉で $10 \text{ MWa}/\text{m}^2$ 照射後、種々の核分裂炉で照射した時の、Al 中に含まれる長半減

期核種 Al-26の濃度変化を計算によりシミュレーションしたものである。HFIR のスペクトルでフラックスを1桁高くすることができれば、Al-26は Al-27, Si-28のような安定同位体に顕著に変化していくことが予測される。

6. 結び

核融合炉の構造材料、特に第1壁ならびにブランケット構造材の放射化に関して、低放射化の基準、低放射化元素の選択についてまず述べた。ついで主な低放射化候補構造材料のフェライト鋼、バナジウム合金、SiC 複合材料の開発状況について概説した。さらに革新的な低放射化材料として同位体調整材料、また、放射化元素の消滅についても言及した。

核融合中性子と構造材料との反応によって放射性核種が生成するのを止めることはできない。しかし、放射化してもなるべく短期間で減衰させる、あるいは、材料を構成している同位体組成を調整することによって好ましくない放射性核種の生成を防ぐ、さらには、生成した核種に特定のエネルギー範囲の中性を照射することによって核種を消滅することも可能である。したがって、中性子を含むエネルギー粒子と材料の反応をいかに制御するかが、将来の材料の低放射化の鍵ともいえる。

参考文献

- [1] Y. Shimomura, Fusion Eng. Des. 55, 97 (2001).
- [2] Technical Basis for the ITER-FEAT outline design, ITER EDA DOC. Series NO.19, IAEA, Vienna (2000).
- [3] T. Noda, J. Plasma Fusion Res. 74, 701 (1998).
- [4] E.T. Cheng, J. Nucl. Mater. 258-263, 1767 (1998).
- [5] P. Rocco and M. Zucchetti, J. Nucl. Mater. 258-263, 1773

(1998).

- [6] A.B. Paschenko, IAEA/INDC(NDS)-341 (1996).
- [7] *Proceedings of the 2nd Workshop on Residual Radioactivity and Recycling Criteria*, JAERI-Conf 95-015 (1995).
- [8] G.S. Linsley and A.J. Gonzalez, IAEA Bulletin No.3, 27 (1988).
- [9] F.A. Garner and J.M. McCarthy, "Reduced Activation Materials for Fusion Reactors", STP1047, 19 (1990).
- [10] Y. Kohno *et al.*, J. Nucl. Mater. 271&272, 145 (1999).
- [11] A. Kohyama *et al.*, J. Nucl. Mater. 233-237, 138 (1996).
- [12] F. Abe, T. Noda and M. Okada, *Materia Japan* 32, 543 (1993).
- [13] H. Hishinuma *et al.*, J. Nucl. Mater. 258-263, 193 (1998).
- [14] A. Kohyama, J. Plasma Fusion Res. 75, 1018 (1999).
- [15] N. Yamamoto *et al.*, Fusion Eng. Des., 171-174, 115 (2000).
- [16] S. Ukai *et al.*, *Materia Japan* 39, 78 (2000).
- [17] T. Kuwahara *et al.*, J. Nucl. Mater. 258-263, 1236 (1998).
- [18] J. Saito *et al.*, J. Nucl. Mater. 258-263, 1264 (1998).
- [19] D.L. Smith and F.A. Garner, J. Nucl. Mater. 179-181, 771 (1991).
- [20] M. Sato *et al.*, J. Nucl. Mater. 191-194, 956 (1992).
- [21] T. Muroga *et al.*, "Practical Application of Vanadium Alloys for Fusion Reactors", NIFS rpt. Decmber (2000).
- [22] R.H. Jpnes *et al.*, Fusion Eng. Des. 41, Part B, 15 (1997).
- [23] A. Kohyama and Y. Katoh, *Ceram. Trans.* 144, 3 (2002).
- [24] G.E. Youngblood *et al.*, DOE/ER-0313/20, 81 (1997).
- [25] H. Kishimoto *et al.*, Proc. ACCM-2000, II, 733 (2000).
- [26] M. Kamioka *et al.*, J. Phys. Chem. 90, 5727 (1986).
- [27] T. Noda *et al.*, Fusion Eng. Des. 41, 173 (1998).
- [28] T. Noda *et al.*, J. Nucl. Mater. *to be published*.
- [29] T. Noda, J. Plasma Fusion Res. 70, 628 (1994).
- [30] T. Noda *et al.*, *7th China-Japan Symp.*, Lanzhou, August, (2002).



の だ てつ じ
野 田 哲 二

昭和48年北大博士課程応用化学専攻修了，工学博士。昭和48年金属材料技術研究所原子炉材料研究部，平成15年物質・材料研究機構材料研究所微小造形グループディレクター。主な研究分野は同位体化学，材料プロセス。趣味は水泳、散歩。2男4人家族。近況：ナノテクノロジープロジェクトセンターにてネットワーク企画担当。