

# 国际热核试验堆第一壁材料的研究进展

丁孝禹<sup>1</sup>, 李浩<sup>1</sup>, 罗来马<sup>1,3</sup>, 黄丽枚<sup>1</sup>, 罗广南<sup>2</sup>, 咎祥<sup>1,3</sup>, 朱晓勇<sup>1,3</sup>, 吴玉程<sup>1,3</sup>

(1. 合肥工业大学材料科学与工程学院, 合肥 230009; 2. 中科院等离子体物理研究所, 合肥 230031;  
3. 安徽省有色金属材料与加工工程实验室, 合肥 230009)

**摘要:** 受控热核聚变能是未来最有希望的能源之一, 有效利用这种聚变能还有诸多技术难题, 其关键问题之一是国际热核试验堆第一壁材料的选用。综述了面向等离子体材料的性能及选择, 重点分析了铍、碳基材料、钨作为第一壁材料的研究进展与发展趋势。

**关键词:** 国际热核试验堆; 聚变能; 第一壁材料; 钨

中图分类号: TG146.1 文献标志码: A 文章编号: 1000-3738(2013)011-0006-06

## Progress in Research of International Thermonuclear Experimental Reactor First Wall Materials

DING Xiao-yu<sup>1</sup>, LI Hao<sup>1</sup>, LUO Lai-ma<sup>1,3</sup>, HUANG Li-mei<sup>1</sup>, LUO Guang-nan<sup>2</sup>,  
ZAN Xiang<sup>1,3</sup>, ZHU Xiao-yong<sup>1,3</sup>, WU Yu-cheng<sup>1,3</sup>

(1. College of Material Science and Engineering, Hefei University of Technology, Hefei 230009, China;  
2. Institute of Plasma Physics, Chinese Academic of Sciences, Hefei 230031, China;  
3. Laboratories of Nonferrous Metal Material and Processing Engineering of Anhui Province, Hefei 230009, China)

**Abstract:** Controlled thermonuclear fusion energy is one of the most promising energy sources in the future. To make use of the fusion energy, there are still many technical problems. One of the most critical issues is the selection of international thermonuclear experimental reactor first wall materials. The performance and selection of plasma facing materials are reviewed, and focusing on the analysis of research progress and development trends of beryllium, carbon-based materials and tungsten as a first wall material.

**Key words:** international thermonuclear experimental reactor (ITER); fusion energy; first wall material; tungsten

## 0 引言

能源是人类活动的物质基础, 而化石燃料等传统能源的存量有限, 在可预见的未来即将枯竭, 而且其带来了严峻的环境问题。作为其替代能源的再生能源包括太阳能、风能、潮汐能、生物能等, 虽有很多优点, 但也存在效率很低等问题。裂变能存在着环境和安全问题, 且裂变资源铀的储量有限, 只能作为一种过渡性能源。受控热核聚变能是一种理想的清

洁能源, 几乎不会带来放射性污染等环境问题, 其燃料氘大量存在于海水之中, 被认为是可有效解决人类未来能源需求的主要途径。经过国际间的不懈努力, 产生聚变能的科学可行性已在磁约束聚变装置托卡马克 (Tokamak) 上得到了证实。在 20 世纪 80 年代设立了国际热核试验堆计划 (ITER), 并在 21 世纪初确定了 ITER 的设计概要, 这标志着热核聚变技术从基础研究阶段进入了工程可行性阶段<sup>[1-4]</sup>。

但是, 若要有效利用这种聚变能还存在诸多技术难题, 其关键问题之一就是面向高温等离子体的第一壁结构材料的选择, 即面向等离子体材料 (PFMs) 的选择, PFMs 是在磁约束可控热核聚变反应装置中直接面对等离子体的第一壁 (FW) 和偏滤器、限制器的装甲材料。目前, 世界上已有的材料中

收稿日期: 2012-09-12; 修订日期: 2013-06-16

基金项目: 国际热核聚变试验堆 (ITER) 计划专项资助项目 (2010GB109004); 国家大学生创新项目 (201210359013);  
国家自然科学基金青年资助项目 (51204064)

作者简介: 丁孝禹 (1990-), 男, 河南信阳人, 硕士研究生。

通讯作者: 罗来马副教授; 吴玉程教授

还没有任何一种材料能够完全胜任第一壁的工作要求。欧盟、日本、美国等对 PFM<sub>s</sub> 进行了较深入的研究,并建立了相关数据库,我国的相关研究起步较晚。

在 PFM<sub>s</sub> 中,一般分为低原子序数材料和高原子序数材料。低原子序数材料包括石墨、硼、锂和铍等,高原子序数材料包括钨和钼等。目前 PFM<sub>s</sub> 的研究热点主要有钨、碳基材料(石墨、C/C 复合材料)和铍等。为给相关研究人员提供参考,作者主要对以上几种材料的研究现状和发展趋势进行了综述。

## 1 等离子体与第一壁的相互作用

等离子体与第一壁的相互作用(PMI)是指由于磁场对等离子体约束的不完全性,一些带电粒子由于碰撞、反常输运等机制在垂直于磁面方向上作漂移和扩散运动,直至接触器壁并与其发生作用;此外,中性原子、中子、光子不受磁场约束,直接作用到器壁上<sup>[5]</sup>。PMI 可以产生两个方面的结果,一是粒子流和能量流轰击器壁产生杂质,杂质进入主约束区,对等离子体约束和其品质产生不利影响。杂质的产生机制有物理溅射、解吸、蒸发、化学溅射、起弧、表面起泡、氢在晶界析出等。二是粒子流和能量流轰击器壁,造成第一壁材料损伤,主要表现为 PFM<sub>s</sub> 的溅射腐蚀和热腐蚀、辐照损伤。

## 2 PFM<sub>s</sub> 的性能要求

在热核聚变装置中,聚变等离子体的边缘与 PFM<sub>s</sub> 有着强烈的冲刷作用,PFM<sub>s</sub> 的主要功能是有有效控制进入等离子体的杂质,有效传递辐射到材料表面的热量,保护非正常停堆时其它部件因受等离子体轰击而损坏。根据 PFM<sub>s</sub> 的工作状态,它需要满足以下几方面的设计要求,才能保证聚变装置的正常运行<sup>[1]</sup>。

(1) 良好的导热性、抗热冲击性和高熔点。从这点而言,石墨和钨是最佳选择。由于聚变反应堆在正常运行过程中,PFM<sub>s</sub> 要受到等离子体的直接冲刷,承受很大的热负荷,承受高热负荷的特性直接关系到装置能否安全运行<sup>[6-9]</sup>。

(2) 低的溅射产额,即由物理溅射、化学溅射和辐照增强升华所产生的杂质数量要低,以减少杂质对等离子体的污染和保证等离子体的品质。从这点来看,钨和钼等难熔金属较好。

(3) 氢(氘、氚)再循环作用低,即氢(氘、氚)应具有较低的吸、放气性。如果 PFM<sub>s</sub> 中含有大量的氢,那么这些氢就会在等离子体放电过程中进入等离子体,造成氢循环,并逐渐加强,这种现象对聚变反应很不利,一定要尽力避免。

(4) 低的放射性,由于 D-T 反应(氘和氚反应)产生的高能中子使 PFM<sub>s</sub> 在被辐照损伤的同时也被放射化,因此 PFM<sub>s</sub> 要具有低的放射性<sup>[10]</sup>。文献<sup>[11]</sup>给出了一些低放射性元素(碳、铬、钨、钒、钽、钛、锰、硅、硼)和受限元素(铌、钼、镍、铜)。

钨及钨基材料具有高熔点、高热导率、低溅射产额和高自溅射阈值、低蒸气压和低氚滞留性能,成为最具应用前途的一类 PFM<sub>s</sub>。据此,ITER 已确定了一条从铍/碳/钨到钨,最后变成全钨的路线<sup>[12-13]</sup>。EAST(中国核聚变实验装置东方超环)也确定了约 3 a 后逐步从现在的全碳到碳/钨的过渡,最后全部变成全钨的发展方向。在以后的 ITER 堆型设计中,全钨概念已经成为共识<sup>[14-15]</sup>。表 1<sup>[16]</sup>给出了几种热门候选材料在 600 °C 下的基本性能。

## 3 PFM<sub>s</sub> 的选择

PFM<sub>s</sub> 的选择是一项非常具有挑战性的工作,铍、碳基材料以及钨是目前最为热门的候选材料。表 2<sup>[17]</sup>给出了 ITER EDA 研发项目正在研发的 PFM<sub>s</sub>,下面重点介绍。

表 1 几种 PFM<sub>s</sub> 在 600 °C 的基本性能  
Tab. 1 Basic properties of several PFM<sub>s</sub> at 600 °C

材料	原子序数	熔点 /°C	密度 /( $\text{g} \cdot \text{cm}^{-3}$ )	热导率 /( $\text{W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$ )	热胀系数 / $10^{-5} \text{K}$	弹性模量 /GPa	使用温度 /°C	自溅射率 (1 000 °C)	氚滞留率 /%
石墨	6		1.8~2.1	90~300	4.5	8.2~28.0	室温~2 000	>1	>1(辐照后)
碳纤维复合材料	6		1.8	100~400	1.5	11.3	室温~2 000	>1	>1(辐照后)
铍	4	1 284	1.85	96	18.4	200	室温~1 000	<1	<1
钨	74	3 400	19.25	176	4.5	370	室温~1 000	<1(100 eV)	<1

表 2 ITER EDA 研发项目正在研究的 PFMs

Tab. 2 Plasma facing materials grades being under investigation in accordance with ITER EDA R&amp;D program

材料	欧盟	日本	法国	美国
铍	S-65-C	S-65-C	DShG-200 TShG-56 TR-30 S-65-C	S-65-C
碳基材料	SEP NS31(CFC+Si) SEP N31 Dunlop P120 SEP NS11(CFC+Si) SEP N112	MFC-1 CX-2002U NIC-01 B,Si-doped CFC		
钨	W-1La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> W-5Re	W/Cu 梯度 W-Y	烧结钨 钨单晶 W-Re-Mo-HfC	烧结钨 W-Li, W-Al W/Cu 梯度

### 3.1 铍

铍具有低的原子序数、高的热导率以及与等离子体适应性好、比强度大、弹性模量高、对等离子体污染小、可作为氧吸收剂、中子吸收截面小且散射截面大等优点,从而使得其被选为 ITER 中的 PFMs<sup>[18-20]</sup>。自从铍在欧洲联合环(JET)使用并取得成功后,铍作为一种低原子序数的 PFMs 而备受关注。铍材料中 S-65-C 的 BeO 和金属杂质含量低,高温下具有良好的延展性;DShG-200 具有很高的热应力抗力;TR-30 具有很高的辐照抗力;TShG-56 性能适中。

另外, S-65C, DShG-200, TShG-56, TShGT 均具有较好的裂纹萌生抗力<sup>[17]</sup>。

铍虽然具有很多优点,但缺点也很明显,如熔化温度低(1 284 °C)、蒸气压高、物理溅射产额高、抗溅射能力差、寿命短<sup>[21]</sup>。在中子辐照的条件下,会引发铍晶体结构的变化及性能变化,如导热率降低,尤其是在低辐照温度(70 °C)、高辐照剂量(32 dpa)的条件下,将会导致其热导率急剧下降,从 200 W · (m · K)<sup>-1</sup> 降到 35 W · (m · K)<sup>-1</sup><sup>[22]</sup>。这些缺点限制了它的应用,并且它的抗热冲击性能也是一个备受关注的问题。钱蓉晖<sup>[23]</sup>利用高功率扫描电子束加热模拟聚变装置中的高热负荷对铍材料进行热冲击试验,发现热冲击能量密度超过 2 MJ · m<sup>-2</sup> 时,铍开始出现明显的熔化,在 9.62 MJ · m<sup>-2</sup> 热冲击能量密度以内形成的烧蚀坑深度不超过 150 μm,并且材料因升华和飞溅有微量的质量损失。另外,铍

具有毒性,空气中其含量超过 1 mg · m<sup>-3</sup>,就会使人染上铍肺病<sup>[24]</sup>。

### 3.2 碳基材料

碳基材料具有低原子序数、高热导率和高抗热震能力,在高温时能保持一定的强度,与等离子体具有良好的相容性以及对接卡马克装置中异常事件(包括等离子体破裂、边缘区域模)具有高承受能力。在 ITER 中,等离子体破裂和慢瞬态过程给 PFMs 带来了极高的热负荷,具有高热导率(20 °C 时为 300 W · m<sup>-1</sup> · K<sup>-1</sup>, 800 °C 时为 145 W · m<sup>-1</sup> · K<sup>-1</sup>)的碳纤维复合材料(CFC)作为 PFMs 在该方面具有显著优势。在与等离子体直接接触的区域(如偏滤器垂直靶和收集板)目前只能使用 CFC,因为其在高功率运行条件(慢瞬态和破裂)下也不会熔化,具有很高的剥蚀寿命,并且在高热流密度下具有优异的热力学性能。此外,碳基材料的应用在各大装置中具有丰富的试验数据和经验。因此,碳基材料是近 10 a 来 PFMs 的首选材料,广泛应用于国内外大多数托卡马克试验装置中<sup>[25-27]</sup>。

但是,碳基材料存在两大缺陷。一是抗溅射能力差、化学腐蚀率较大,其在 800 K 附近具有很强的化学溅射,在 1 200 K 以上又表现出辐照增强的升华现象。这都使碳的腐蚀急剧增加,从而造成碳杂质在试验装置中泛滥,使等离子体品质下降。二是其孔隙率较高,约为 19%(体积分数),这使得其对氦和氙具有较高的吸附性,这对氦、氙燃烧待产离子体产生了严重影响。到目前为止,还没有一种碳基

材料能解决这个问题。另外,对于目前 ITER 偏滤器的设计,中子辐射主要影响 CFCs 的热导率<sup>[28]</sup>,因此,需要更多的数据去研究受辐照 CFCs 的热反应。

最早使用的碳基材料是高纯石墨,随着核聚变研究的深入,纯石墨材料已不能满足使用需求。一些学者从降低材料的原子序数和提高抗氧化能力出发,研究了掺杂石墨材料<sup>[29-30]</sup>。他们向石墨中加入的硼、钛和硅等元素有效抑制了化学溅射现象,并提高了材料的力学性能、热性能和真空性能;在  $8 \text{ MW} \cdot \text{m}^{-2}$  的热流冲击下材料表面无损伤,且热导率无明显下降。但掺杂石墨后,材料的热导率较低,不能很好地适应新一代托卡马克装置。吴俊雄<sup>[31]</sup>等制备了三维 CFC,其强度和热导率大大高于石墨的,在室温下,热导率达到  $300 \text{ W} \cdot (\text{m} \cdot \text{K})^{-1}$  以上,热膨胀系数低,耐热冲击性好,可用于 ITER 中热载很高的局部位置。

为了提高传统 CFCs 的抗化学腐蚀能力,降低氙滞留,法国 NET 团队开发了硅掺杂的 CFCs (SEP NS31)<sup>[28-32]</sup>; Tonen 开发了 SiC 掺杂 CFCs<sup>[28]</sup>。掺杂能减少氙滞留,降低化学腐蚀,但同时会导致材料的热导率轻微下降。

### 3.3 钨

相对于低原子序数材料,高原子序数的 PFM<sub>s</sub> 有望达到较高的使用寿命,在聚变研究的早期,PFM<sub>s</sub> 通常采用钼、钨等高原子序数金属制备。经过多年的试验研究,钼逐渐被淘汰,钨作为偏滤器的 PFM<sub>s</sub> 一直被关注。金属钨具有高的熔点 ( $3683 \text{ }^\circ\text{C}$ ) 和热导率,而且对氦和氙的吸附量极小,仅为石墨的 1/10; 另外,其放射性低、抗溅射能力强、不与氢反应、具备高的抗等离子体冲刷能力等,从目前的研究来看,钨是最有前景的 PFM<sub>s</sub><sup>[33-36]</sup>。

但是,钨作为高原子序数材料,杂质容忍度低(比碳杂质小 2~3 个数量级),抗热震能力、物理溅射和辐照效应较差。当离子能量大于 100 eV 时,钨-钨的自溅射产额将大于 1,所以钨只能用于能量低于这一水平的聚变系统中。并且,钨为重金属,容易引起物理溅射而污染等离子体。近些年来,随着人们对托卡马克边缘等离子体物理的深入理解,以及等离子体约束水平的提高和偏滤器位形的发展,等离子体边缘的温度已经降到钨发生物理溅射的临界温度以下,这使得钨的溅射产额大大降低,从而使钨作为 PFM<sub>s</sub> 又重新被重视,成为第一壁材料研究

的重点。

作为将来工程化应用的 PFM<sub>s</sub>, 纯钨所面临的加工难、韧脆转变温度高以及再结晶温度低等缺点也必须得以解决。采用合金化(如钨铼合金)、弥散强化(如添加氧化物  $\text{La}_2\text{O}_3$ )、复合化等手段可以有效改善钨基材料的某些性能,特别是碳化物、碳纳米管、钨丝等材料的复合化<sup>[37]</sup> 以及优化制备工艺(如刘凤等通过等通道转角挤压法制备致密度高、韧性优异、大尺度块体超细晶/纳米晶钨<sup>[38-39]</sup>) 有可能提高钨材料的热力学性能和抗粒子辐照性能; 热加工和冷加工手段的实施,将使钨的性能显著提高。

在钨中加入稀土进行固溶强化是目前有效提高钨合金材料性能的一种方法。与纯钨相比,钨铼合金有着更高的强度和再结晶温度、更好的切削性能、更低的韧脆转变温度以及更好的抗肿胀能力<sup>[17]</sup>, 但是经中子辐射后它的脆性增大<sup>[17]</sup>, 而且加入稀土后其热导率下降,增加了成本。

$\text{La}_2\text{O}_3$  氧化物弥散强化钨基材料是利用弥散的超细氧化物阻碍位错运动,从而提高钨基材料在高温下的力学性能以及室温强度和韧性。国内外研究最为广泛和成熟的是将  $\text{La}_2\text{O}_3$  作为弥散相加入到钨材料中,用以提高蠕变、热冲击、机械加工和热拉伸性能。种法力<sup>[40]</sup> 等通过粉末冶金方法制备了  $\text{La}_2\text{O}_3$  弥散增强钨合金,并对其进行了电子束热负荷性能研究,结果表明,此合金能承受  $6 \text{ MW} \cdot \text{m}^{-2}$  的热负荷,已经考虑将其作为高原子序数材料用于偏滤器的护甲和热核聚变装置的挡板<sup>[37]</sup>。

虽然氧化物具有最好的抗氧化烧蚀性能,但是在高温等离子体冲刷时它的熔点较低,为了进一步提高钨合金的高温性能,研究人员向钨中加入具有更高熔点的碳化物,如 TiC、ZrC 等,制备了碳化物增强钨基复合材料。相对于 ZrC 来说, TiC 颗粒对钨基体有更好的高温增强效果。日本在 TiC 颗粒弥散增强超细晶钨基复合材料方面做得最好。Kurishita 等<sup>[41-43]</sup> 通过高能球磨、热等静压以及后续热锻和热轧工艺制备了粒径小于  $1 \mu\text{m}$  的 W-0.5%TiC 材料,其抗弯强度可达到  $1.6 \sim 2 \text{ GPa}$ 。经中子辐照后,细小的 TiC 颗粒与基体形成了 K-S 关系<sup>[43]</sup>, 但这种关系并不是由辐照引起的,而是在原始结构中已经存在。说明 TiC 弥散颗粒在中子辐照时是比较稳定的,这种 K-S 关系增强了抗辐照性能。文献<sup>[43]</sup> 给出了纯钨和 W-0.3TiC 材料经中子辐照后缺陷的尺寸分布,纯钨中缺陷的平均半径

和数量密度分别为  $3.3 \text{ nm}$  和  $3\ 600 \mu\text{m}^{-3}$ , 而 W-0.3TiC 的则分别为  $2.9 \text{ nm}$  和  $2\ 700 \mu\text{m}^{-3}$ , 这表明 W-0.3TiC 的抗辐射性能优于纯钨的<sup>[43]</sup>。

近年来对超细晶/纳米晶的研究发现,它不仅表现出了优异的延展性,还表现出了良好的抗辐照肿胀和抗辐照脆化性能,纳米材料自修复机制为纳米材料抗辐照性能提供了理论依据。因此,通过适当的方法获得超细晶/纳米晶钨将提高钨的延展性和抗辐照性能,拓展其使用范围,从而使之可以满足聚变堆 PFM<sub>s</sub> 的使用要求。目前,可采用多种工艺制备超细晶/纳米晶钨,而且部分工艺已经开始对钨在聚变堆中的应用进行了探索。能实现深度塑性变形的等通道转角挤压法因能制备致密度高、韧脆性能优异、大尺度的块体超细晶/纳米晶钨,而在聚变材料的开发中展现出了广阔的前景,然而对其在聚变堆 PFM<sub>s</sub> 的应用方面还需全面研究<sup>[38]</sup>。

#### 4 结束语

钨、碳基材料以及钨是目前最为热门的 PFM<sub>s</sub> 的候选材料。三种材料各具特点。钨基材料被认为是未来托卡马克中最可能全面使用的 PFM<sub>s</sub>; 其缺点是存在高原子序数杂质辐射以及低温脆性、再结晶脆性和中子辐射脆化等。因此,有必要对钨基 PFM<sub>s</sub> 进行强化研究。对钨的强化手段主要有固溶强化、细晶强化及第二相颗粒弥散强化等。除了上述热门的候选材料外,寻找和开发新的用于未来核聚变装置的 PFM<sub>s</sub> 也是一项重要的挑战和工作。

#### 参考文献:

- [1] 周张健,钟志宏,沈卫平,等. 聚变堆中面向等离子体材料的研究进展[J]. 材料导报,2005,19(12):5-8.
- [2] 万元熙. 磁约束核聚变研究现状和前景展望[J]. 现代物理知识,1999,11(5):17-19.
- [3] 邱励俭. 核聚变研究 50 年[J]. 核科学与工程,2001,21(1):29-38.
- [4] 刘丹华,谌继明,吴继红,等. 国际热核实验堆第一壁材料 CuCrZr 合金及其与不锈钢焊接接头的力学性能[J]. 机械工程材料,2009,33(3):46-49.
- [5] 陈勇,吴玉程. 面对等离子体钨基复合材料的制备及其性能研究[M]. 合肥:合肥工业大学出版社,2008:1-164.
- [6] TOMOAKI H. Japanese universities' activities for PFC development and PMI studies[J]. Fusion Engineering and Design, 1998,39/40:439-444.
- [7] 朱士尧. 核聚变原理[M]. 合肥:中国科学技术大学出版社,1992:1-520.
- [8] TANABE T, WADA M, OHGO T, *et al.* Applications of tungsten for plasma limiters in TEXTOR[J]. Journal of Nuclear Materials,2000,283/287:1128-1133.
- [9] RUBEL M, TANABE T, PHILIPS V, *et al.* Graphite-tungsten twin limiters in studies of material mixing process on high heat flux components[J]. Journal of Nuclear Materials,2000,283/287:1089-1093.
- [10] 汪京荣. 核聚变与国际热核聚变实验堆[J]. 稀有金属快报,2002(10):1-5.
- [11] 李云凯,纪康俊. 聚变堆等离子体面对材料[J]. 材料导报,1999,13(3):3-5.
- [12] SHIMADA M, COSTLEY A E, FEDERICI G, *et al.* Overview of goals and performance of ITER and strategy for plasma-wall interaction investigation[J]. Journal of Nuclear Materials,2005,337/339:808-815.
- [13] BOLT H, BARABASH V, FEDERICI G, *et al.* Plasma facing and high heat flux materials-needs for ITER and beyond[J]. Journal of Nuclear Materials,2002,307/311:43-52.
- [14] BOLT H, BARABASH V, KRAUSS W, *et al.* Materials for the plasma-facing components of fusion reactors[J]. Journal of Nuclear Materials,2004,329/333:66-73.
- [15] 吕广宏,罗广南,李建刚. 磁约束核聚变托卡马克等离子体与壁相互作用研究进展[J]. 中国材料进展,2010,29(7):42-48.
- [16] 许增裕. 聚变材料研究的现状和展望[J]. 原子能科学技术,2003,37(增1):105-110.
- [17] BARABASH V, AKIBA M, MAZUL I, *et al.* Selection, development and characterization of plasma facing materials for ITER[J]. Journal of Nuclear Materials,1996,233/237:718-723.
- [18] CONN R W, DOERNER R P, WON J. Beryllium as the plasma-facing material in fusion energy systems-experiments, evaluation, and comparison with alternative materials[J]. Fusion Engineering and Design,1997,37(4):481-513.
- [19] PATEL B, PARSONS W. Operational beryllium handling experience at JET[J]. Fusion Engineering and Design,2003,69(1/4):689-694.
- [20] DEKSNIS E B, PEACOCK A T, ALTMANN H, *et al.* Beryllium plasma-facing components: JET experience[J]. Fusion Engineering and Design,1997,37(4):515-530.
- [21] BARABASH V, FEDERICI G, WU C H, *et al.* Material/plasma surface interaction issues following neutron damage[J]. Journal of Nuclear Materials,2003,313/316:42-51.
- [22] 钱蓉晖. 面对等离子体材料钨的抗热冲击性能[J]. 核材料与工程,1999,19(1):57-60.
- [23] 张小锋,刘维良,郭双全,等. 聚变堆中面向等离子体材料的研究进展[J]. 科技创新导报,2010(3):118-119.
- [24] RAFFRAY A R, FEDERICI G, BARABASH V, *et al.* Beryllium application in ITER plasma facing components[J]. Fusion Engineering and Design,1997,37:261-286.
- [25] 宋进仁,翟更大,刘朗. 聚变装置用石墨材料的研究动向[J]. 新型碳材料,1996,11(3):27-30.
- [26] 王明旭,张年满,王志文,等. 等离子体与石墨及其涂层相互作用的研究[J]. 核聚变与等离子体物理,2000,20(1):31-36.

- [27] 王明旭,许增裕,谌继明,等. HL-2A 装置第一壁石墨组件研究[J]. 核聚变与等离子体物理,2004,24(1):24-28.
- [28] BARABASH V, AKIBA M, BONAL J P, *et al.* Carbon fiber composites application in ITER plasma facing components [J]. Journal of Nuclear Materials,1998,258/263:149-159.
- [29] 陈俊凌,李建刚,辜学茂,等. HT-7U 第一壁材料在 HT-7 装置中的辐照实验研究[J]. 核聚变与等离子体物理,2002,22(2):105-110.
- [30] GUO Q G, LI J G, NODA N, *et al.* Selection of candidate doped graphite materials as plasma facing components for HT-7U device[J]. Journal of Nuclear Materials,2003,313/316:144-148.
- [31] WU C H, ALESSANDRINI C, BONAL P, *et al.* Overview of EU CFCs development for plasma facing materials[J]. Journal of Nuclear Materials,1998,258/263:833-838.
- [32] WU C H, ALESSANDRINI C, MOORMANN R, *et al.* Evaluation of silicon doped CFCs for plasma facing material [J]. Journal of Nuclear Materials,1995,220/222:860-864.
- [33] NODA N, PHILIPPS V, NEU R. A review of recent experiments on W and high Z materials as plasma-facing components in magnetic fusion devices [J]. Journal of Nuclear Materials,1997,241/243:227-243.
- [34] DAVIS J W, BARABASH V R, MAKHANKOV A, *et al.* Assessment of tungsten for use in the ITER plasma facing components[J]. Journal of Nuclear Materials,1998,258/263:308-312.
- [35] SMID I, AKIBA M, VIEIDER G, *et al.* Development of tungsten armor and bonding to copper for plasma-interactive components[J]. Journal of Nuclear Materials,1998,258/263:160-172.
- [36] ROEDIG M, KUEHNLEIN W, LINKE J, *et al.* Investigation of tungsten alloys as plasma facing materials for the ITER divertor[J]. Fusion Engineering and Design,2002,61/62:135-140.
- [37] 朱玲旭,郭双全,张宇,等. 新型钨基面向等离子体材料的研究进展[J]. 材料导报,2011(15):42-45.
- [38] 刘凤,李强,罗广南,等. 超细晶/纳米晶钨—未来聚变堆面向等离子体材料[J]. 材料导报,2011(19):43-48.
- [39] 吴晓东,傅小明,戴起勋. 用活性氧化钨制取微纳米钨和碳化钨粉末工艺研究[J]. 机械工程材料,2005,29(3):52-54.
- [40] 种法力,陈勇,吴玉程,等. La<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 弥散增强钨合金面对等离子体材料及其高热负荷性能[J]. 材料科学与工程学报,2009,27(3):415-417.
- [41] ISHIJIMA Y, KURISHITA H, ARAKAWA H, *et al.* Microstructure and bend ductility of W-0.3 mass% TiC alloys fabricated by advanced powder-metallurgical processing[J]. Materials Transactions,2005,46(3):568-574.
- [42] KURISHITA H, MATSUO S, ARAKAWA H, *et al.* High temperature tensile properties and their application to toughness enhancement in ultra-fine grained W-(0-1.5)wt% TiC [J]. Journal of Nuclear Materials,2009,386/388:579-582.
- [43] KURISHITA H, AMANO Y, KOBAYASHI S, *et al.* Development of ultra-fine grained W-TiC and their mechanical properties for fusion applications[J]. Journal of Nuclear Materials,2007,367/370:1453-1457.

## 《冶金分析》2014 年征订启事

《冶金分析》由中国钢研科技集团有限公司和中国金属学会主办,国际钢铁工业分析委员会(ICA-SI)支持。自 1981 年创刊以来,《冶金分析》以高度的创新精神和严谨的科学态度,动态反映冶金领域分析测试新技术、新方法、先进经验,报导研究成果,发表综述文章,并介绍国内外冶金分析动态等。适合于冶金、矿山、石油、化工、机械、地质、环保、商检等部门技术人员和大专院校师生参考。《冶金分析》是中国科技论文统计源期刊、中国科学引文数据库的核心库期刊、全国中文核心期刊、美国“CA”千种表中国化工类核心期刊,并为美国工程索引 EI 数据库(自 1994)/SCOPUS 数据库(自 2009)、美国《剑桥科学文摘》、英国《皇家化学学会系列文摘》、中国知网(CNKI)、万方数据资源系统、中文科技期刊数据库等国内外知名数据库所收录。

据 2012 年版《中国科技期刊引证报告》(核心版),本刊 2011 年度影响因子为 0.717,在“冶金工

程技术”类期刊中名列第 4;在 1998 种中国科技核心期刊中,本刊综合评价总排名第 208。

《冶金分析》为月刊,大 16 开,单期页码为 80 页,定价 15.00 元,全年 12 期,180.00 元。全国各地邮局发行,如有漏订的单位和读者,请直接与编辑部联系。

国内统一刊号:CN11-2030/TF

国际标准刊号:ISSN1000-7571

国际 CODEN:YEFEEF

邮发代号:82-157 国外代号:1579M

京海工商广字第 8024 号

地址:北京海淀区学院南路 76 号;邮编:100081

网址: <http://www.chinamet.cn>;

电话:010-62182398/1032

E-mail: [yjfx@analysis.org.cn](mailto:yjfx@analysis.org.cn); [yjfx@china-journal.net.cn](mailto:yjfx@china-journal.net.cn)