

磁约束核聚变装置等离子体与壁相互作用研究简述

胡建生, 左桂忠, 王亮, 丁锐, 余耀伟, 张洋, 徐伟

(中国科学院合肥物质科学研究院等离子体物理研究所, 安徽合肥 230031)

摘要: 可控聚变能具有安全、清洁、燃料丰富等优点, 是解决人类未来能源问题的主要选择之一。在磁约束核聚变装置中, 来自高温等离子体的强热流、强粒子流与直接面对等离子体的器壁之间产生的强烈相互作用, 不仅会导致第一壁损伤, 产生杂质, 污染等离子体, 引起等离子体能量辐射损失与等离子体约束性能降低, 同时滞留在壁上的燃料粒子再循环直接影响等离子体密度控制。稳态控制等离子体与壁相互作用对于实现长脉冲高参数的等离子体至关重要, 其主要研究内容包括面对等离子体壁材料的选择及其表面处理以控制燃料粒子再循环与杂质产生, 控制来自等离子体的强粒子流和热流以减少壁材料损伤, 以及发展高效冷却结构以快速移除沉积在壁上的高热负载等。经过数十年发展, 特别在我国 EAST 超导托卡马克上, 研究了石墨、钨、铍、钼等壁材料与结构, 发展了壁表面清洗与涂覆改性技术, 提出了多种控制等离子体热流的先进方法, 初步开展了流动液态金属壁的研究, 取得了重要进展, 有效控制等离子体与壁相互作用, 促进了长脉冲高参数等离子体的实现与性能提高。针对具有更高热负荷、更长脉冲以及高能量中子辐照等特点的长时间不间断运行的未来聚变堆, 等离子体与壁相互作用稳态控制仍然面临严峻挑战。

关键词: 磁约束核聚变; 等离子体与壁相互作用; EAST 超导托卡马克

中图分类号: O53; TL631.2 **文献标识码:** A **doi:** 10.3969/j.issn.0253-2778.2020.09.001

引用格式: 胡建生, 左桂忠, 王亮, 等. 磁约束核聚变装置等离子体与壁相互作用研究简述[J]. 中国科学技术大学学报, 2020, 50(9): 1193-1217.

HU Jiansheng, ZUO Guizhong, WANG Liang, et al. Brief review of the interactions between plasma and walls in magnetic controlled fusion devices[J]. Journal of University of Science and Technology of China, 2020, 50(9): 1193-1217.

Brief review of the interactions between plasma and walls in magnetic controlled fusion devices

HU Jiansheng, ZUO Guizhong, WANG Liang, DING Rui, YU Yaowei, ZHANG Yang, XU Wei

(Institute of Plasma Physics, Hefei Institutes of Physical Science, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China)

Abstract: Controllable fusion energy, with its advantages of safety, cleanness and abundant fuel source, is considered one of the main alternatives for humans to solve the energy problem in the future. In a

收稿日期: 2020-06-20; **修回日期:** 2020-07-25

基金项目: 国家杰出青年科学基金(11625524), 国家重点研发计划项目(2017YFA0402500)资助。

作者简介: 胡建生(通讯作者), 中国科学院等离子体物理研究所研究员, 国家杰出青年科学基金获得者, 国家“万人计划”科技创新领军人才, 中科院关键技术人才, 国家重点研发计划项目负责人。获安徽省创新争先奖、中科院院长优秀奖、安徽省优秀博士论文奖、IOP 出版集团 2018 年中国作者论文高引奖, 并作为骨干获得国家科技进步奖创新团队奖、中科院杰出科技成就奖等奖项。1994 年在西安交通大学物理电子与真空器件专业获得学士学位, 1998 年在等离子体所核能科学与工程专业获得硕士学位, 2008 年在等离子体所等离子体物理专业获得博士学位。长期从事磁约束核聚变等离子体与壁相互作用研究, 发表 160 多篇 SCI 论文, 其中以第一或者通讯作者在 Phys. Rev. Lett., Nucl. Fusion, J. Nucl. Mater. 等核心期刊上发表论文七十多篇。E-mail: hujs@ipp.ac.cn



magnetic confinement fusion device, the high heat and particle flux released from high temperature plasma would strongly interact with the plasma-facing components (PFCs). The interaction would damage the PFCs and produce impurities that degrade plasma confinement. Meanwhile, the increased recycling of the fuel particles trapped on the walls would affect the control of plasma density. The control of the interaction between the plasma and walls is of vital importance to the achievement of long pulse plasmas with high parameters. The research efforts in this area have mainly focused on the choice of suitable plasma facing materials, effective treatment of PFCs surface, reduction of particle and heat flux released from plasma, and increasing heat exhaust with the help of developing efficient cooling structures of PFCs. After decades of research, especially in EAST superconducting tokamak in China, a series of great advances have been made. The various wall materials, such as graphite, tungsten, beryllium and molybdenum, have been studied; a few effective methods for wall surface cleaning and coating have been developed; a variety of advanced methods to reduce the heat flux released from plasma have been successfully explored; various structures of PFCs to increase heat exhaust have been designed and tested. The results of these investigations have been successfully explored in EAST, effectively promoting the achievement of the world record of high confinement mode plasma with long durations, more than 100 s. The control of the interaction between plasma and walls is still facing big challenges for the future fusion reactors with a high energy neutron irradiation, a much higher heat load and much longer plasma pulse than that in the present tokamaks.

Key words: magnetic controlled fusion; interaction between plasma and walls; EAST superconducting tokamak

0 引言

爱因斯坦的质能方程指出质量和能量是可以相互转化的,太阳和氢弹都是氢原子通过核聚变反应损失质量而释放能量.太阳是依靠自身的巨大重力在芯部形成高压力和高温,为核聚变提供稳定的反应环境.氢弹也是利用核聚变释放能量,只是能量难以约束和控制.为了和平利用核能,人们提出了磁约束核聚变的概念,利用强磁场将等离子体约束在装置空间中,以避免高温等离子体直接与壁材料接触.经过了长时间的理论和实验研究,当前磁约束核聚变研究的主流主要分为托卡马克和仿星器两类研究装置^[1-2].

托卡马克主要是由外部线圈产生的环形磁场约束等离子体的一种磁约束核聚变研究装置.在等离子体实验中,首先通过中心螺线管的电磁线圈在装置中产生环向电场击穿并加热等离子体,同时利用外部的高功率射频波、中性束等加热手段产生高温高压等离子体.托卡马克等离子体的约束并不仅仅只是依靠环形磁场,还必须同时使用极向磁场来实现等离子体的压力和磁力的平衡.托卡马克中的极向磁场主要是由环形等离子体电流自身产生的.环向磁场和极向磁场共同形成了一个沿着装置环形的

螺旋型磁场^[3].

托卡马克高温等离子体真空室中,面向等离子体的部件通常被称为第一壁部件.第一壁部件接收来自等离子体的高能粒子的轰击.早期圆形截面托卡马克使用限制器来确定等离子体边界,限制器表面位置决定了等离子体的最外闭合磁面(last closed flux surface, LCFS).限制器主要将等离子体与材料的相互作用局限在限制器区域内,避免来自等离子体的高能粒子对其他第一壁材料的损伤,减轻杂质返流、缓解杂质对等离子体的污染^[1].由于限制器直接与等离子体接触,限制器表面产生的杂质以及材料放气等会直接进入等离子体,导致等离子体杂质和粒子再循环升高.此外,等离子体的热负荷直接沉积在限制器表面,并且随着托卡马克装置加热功率和运行参数的提高,限制器表面的热负荷越来越大,易导致限制器表面材料严重的腐蚀、熔化并产生杂质,直接污染等离子体.

偏滤器的概念最早由德国 Spitzer 等在 20 世纪 50 年代提出,并逐渐得到了广泛的应用,并发展了 D 形截面托卡马克,通过磁场控制可以改变等离子体拉长比与三角形变.等离子体电流与外部同向的极向场线圈电流共同产生了极向磁场为零的 X 点,磁力线通过 X 点的面被称为分界面,也是 LCFS.

LCFS 内部的磁面都是闭合的,其外侧的磁面都是开口的,被称为刮削层(scrape-off layer, SOL).从芯部等离子体跨越磁力线的高能粒子通过 LCFS 进入 SOL,沿磁力线流向偏滤器靶板.也就是说偏滤器是利用外部磁场控制等离子体的 LCFS,并将等离子体与壁材料相互作用的位置远离 LCFS.偏滤器材料表面释放的杂质在返回 LCFS 之前,会被电离并受等离子体流的冲刷而回到偏滤器材料表面,从而实现过滤杂质、排出粒子的功能^[3].

在托卡马克运行中,边界高温等离子体与第一壁之间会产生强烈的相互作用.一方面高温等离子体的强粒子流对壁材料的强烈轰击后,会在材料表面产生反射、滞留、脱附等过程,最终部分粒子会返回等离子体,形成再循环;在目前氦为燃料的托卡马克装置中,通过吸附、离子注入,以及与材料表面溅射出来的粒子共同沉积等方式滞留在材料表面的燃料粒子,参与再循环返回到等离子体中,影响等离子体密度控制,严重时甚至导致等离子体破裂;在未来氦运行的聚变堆装置中,放射性氦在材料的滞留与渗透不仅导致燃料损失,影响燃料燃烧效率,也会带来严重的环境问题.同时材料表面由于强粒子流和强热流的轰击,也会导致材料的溅射、起弧、熔化、升华及起泡等,产生的杂质会进入等离子体并引起功率辐射、燃料稀释等作用,进而引起等离子体的不稳定,甚至导致等离子体破裂.在长脉冲稳态运行的未来聚变堆中,高温等离子体长期轰击及中子长期辐照将会造成的材料大量腐蚀,甚至开裂、起泡、起绒,产生缺陷、肿胀等,直接导致性能降低与材料损伤等,这些都会降低第一壁使用寿命.因此,托卡马克边界等离子体需要提供很好的热绝缘环境,同时又能够阻止杂质进入芯部等离子体;第一壁材料也需要在长时间能够耐受来自芯部等离子体的强热流和强粒子流的轰击^[4].

因此,磁约束核聚变装置中第一壁材料的选择尤为重要,经过多年的发展,由于石墨材料存在耐热强度不足、滞留率过高、在核聚变环境中易活化等问题,逐渐被金属材料替代^[4],目前广泛研究的金属材料主要包括钨、钨和铍,ITER 已经确定使用钨作为偏滤器材料、铍作为第一壁材料^[5].为了降低等离子体中的杂质辐射,核聚变研究装置需要采用表面清洗技术和表面涂层技术,清除第一壁表面吸附的各种杂质以及装置运行中滞留的燃料粒子,或者通过表面涂层技术改变与等离子体作用的材料属性,从

而获得低杂质水平和低再循环水平的壁条件.常用的表面清洗技术包括烘烤和放电清洗,涂层技术主要使用与等离子体兼容性好的硅、硼、锂等低 Z 材料.此外,为了降低第一壁的高热流和粒子流,特别是偏滤器区域打击点附近的热流,发展出了多种控制等离子体热流的方法,主要包括辐射偏滤器、边界磁拓扑结构改变、新概念偏滤器增加磁展宽等,针对边界局域模 ELM 导致的瞬态热负荷,已经发展出了共振磁扰动、主动加料或者杂质注入等方式实现了有效的缓解.

虽然目前托卡马克等离子体与壁相互作用研究取得了显著进展,发展了系列新方法、新技术,但是还难以满足未来氦运行的聚变堆发展需求.未来聚变堆将面临大剂量 14 MeV 中子辐照、极高热负荷(几十甚至几百 MW/m² 的稳态热流、百量级 MJ/m² 的瞬态高热负荷)、长时间高参数等离子体不间断运行、氦的循环利用与安全等问题,对等离子体与壁相互作用的稳态控制提出了新的挑战,主要包括如何发展抗中子辐照、长时间承受更高热负荷的材料与结构,以及氦的清除与循环利用.针对这些问题,目前已提出了一些解决方案,并开展了一些探索性实验.

本文将从第一壁材料的选择、偏滤器结构设计以及第一壁清洗与涂层、等离子体热流控制技术几个方面,简要介绍托卡马克装置等离子体与壁相互作用研究现状与发展趋势,并着重介绍我国国家大科学装置 EAST 全超导托卡马克相关研究成果.

1 面对等离子体的第一壁材料选择

随着托卡马克磁约束聚变装置的不断升级,等离子体与第一壁材料的相互作用逐渐变强,尤其在未來聚变堆装置中,第一壁材料将长时间直接面对等离子体,承受高热负荷冲击、等离子体辐照以及 14 MeV 中子辐照,如图 1 所示.由此引起壁材料的损伤及腐蚀加剧,严重影响聚变装置的运行安全,第一壁材料是制约受控聚变发展的“瓶颈”之一^[3-4].

在第一壁材料选择方面,主要考虑以下几个方面:①杂质的产生,避免冷却及稀释等离子体,需要优先考虑低物理或化学溅射及低 Z 韧致辐射的材料.②等离子体沉积热量的移除,避免温度积累,减少材料腐蚀,需要优先考虑热性能好、熔点温度高的材料.③氦滞留及再循环,这与等离子体密度控制、氦自持燃烧、未来聚变堆发电的经济性密切相关.另

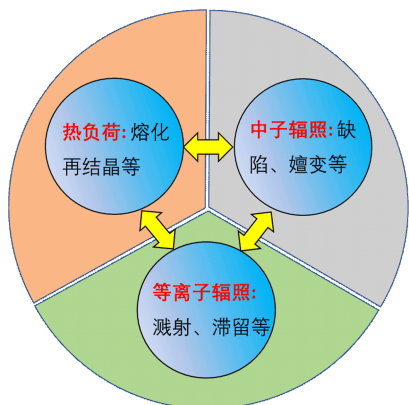


图 1 磁约束核聚变堆中高温等离子体沉积在第一壁材料上的主要负载

Fig. 1 Main load of high temperature plasma deposited on the first wall materials in magnetically confined fusion device

外,氚具有放射性,其通过同位素交换损伤有机物,通过衰变释放的 β 粒子引起的材料化学键的断裂等,直接影响未来聚变堆装置及人员的安全.④材料腐蚀、灰尘产生、中子辐照损伤等影响第一壁寿命与等离子体性能. D-T 聚变反应产生的高能中子及伽马射线也将对有机材料产生损伤及引起金属材料的活化.

根据第一壁材料的形态,偏滤器可分为固态和液态两种形式. 固态偏滤器的第一壁材料主要选用碳、铍和钨材料,表 1 列出了典型的固态壁材料物理属性及优缺点. 常用于液态偏滤器研究的首选材料为低 Z、易熔、与等离子体兼容性好的锂,也有人提出采用锡、锂锡合金等来降低氚的滞留与材料蒸发,另外常温下为液体的镓铟锡合金经常用于实验模拟.

碳作为一种低 Z 材料,尤其碳纤维材料(CFC)具有良好的热性能、低辐射能量损失、与等离子体兼容性好等优点而被广泛实验. 20 世纪 70 年代后期 PLT 装置第一次用碳基限制器替代了 W 限制器,随后国际上主要托卡马克装置均开展了碳壁实验,取得了丰富的研究成果,极大提高了等离子体约束性能与长脉冲运行能力. TFTR 装置在锂壁处理的碳壁条件下的 D-T 运行中,实现了超级等离子体放电(supershot),粒子温度高达 10~45 keV,劳逊判据三乘积超过 $10^{21} \text{ m}^{-3} \text{ keV}$,能量约束时间达到 330 ms^[6-8]. 我国 HT-7 装置采用碳化硅涂层的石墨材料作为限制器材料,利用硼涂敷技术,实现了 400 s 的准稳态限制器等离子体^[9]. EAST 装置 2006 年建成后直到 2014 年,第一壁及偏滤器均采用碳化硅涂

层的石墨材料,利用硼或者锂涂敷技术,实现了长达 400 s 长脉冲偏滤器等离子体,以及在 2012 年创下当时国际记录的大于 30 s 的高约束模等离子体^[10]. 至今,国际上仍然采用 CFC 材料作为第一壁/偏滤器材料的装置有美国 DIII-D, NSTX 和韩国 KSTAR 等. 然而,碳材料的腐蚀及其再沉积导致的氢同位素的滞留将严重影响粒子的再循环及等离子体的密度控制,影响装置的经济有效的运行;在未来装置中氚滞留还会带来严重的安全问题和环境问题^[4]. 这些导致以碳作为面对等离子体的第一壁材料存在一些问题,如需要长时间壁处理、腐蚀快导致寿命有限及大量灰尘产生、在中子辐射下物理和机械性能降低、在高热负载下轰击下的破裂损伤、氚滞留严重导致的安全问题等,不适宜作为未来聚变堆的第一壁材料.

表 1 典型固态第一壁材料的物理属性及其主要优点和缺点(数据主要来自百度百科)

Tab. 1 The main physical properties of typical solid first wall materials and their advantages and disadvantages				
	铍(Be)	碳(C)	钼(Mo)	钨(W)
原子序数	4	6	42	74
质量数(amu)	9. 01	12. 11	95. 95	183. 84
热导率 (W/m·K)	190	200~500	138	140
熔点(K)	1500	>2500 (subl.)	2896	3605
热膨胀系数 (10 ⁻⁶ K ⁻¹)	11. 5	0~4	4. 8	4. 5
比热容 (J/kg·K)	1825	709	251	134
中子辐照行为	脆性增加、物理和化学肿胀 属性退化		活化	位错、空洞、嬗变、活化
电离能 (kJ/mol)	1 st : 899. 5 2 nd : 1757. 1	1 st : 1086. 5 2 nd : 2352. 6	1 st : 684. 3 2 nd : 1560	1 st : 770 2 nd : 1700
主要优点	低原子序数、耐热冲击性好、与等离子体兼容性好		低腐蚀 低燃料滞留	低腐蚀 低燃料滞留
主要缺点	易腐蚀	燃料滞留高、易腐蚀	易活化	易活化

铍(Be)的主要优点是低的原子序数、热导大、吸氧能力好、低辐射能量损失、低的 T 滞留等. 使用 Be 作为第一壁材料的装置有 ISX-B^[11], UNITOR

以及JET^[12]. JET装置通过进行Be涂覆,发现氧的比例被降低到可忽略的水平. 随后,将第一壁材料换成Be瓦, C杂质成分降低5倍. 在高功率长脉冲限制器模式放电下,成功实现等离子体有效电荷数 $Z_{\text{eff}} < 1.5$,以及等离子体密度极限的提升. 在2001年和2004年发布的ITER设计报告中,铍均被列入ITER的第一壁材料^[13],主要由于其低Z(与等离子体兼容性好)和高的吸氧特性^[13,14]. 然而,由于Be具有较低的熔化温度(1 560 K)、潜在的有毒性、相对高的溅射率,一般只用于能流密度不高的等离子体第一壁^[4]. 铍在边界局域模(ELMs)和等离子体破裂引起的高瞬热负荷下的腐蚀将缩短第一壁的寿命^[14]. 另外,在中子辐照下会因晶体的结构变化和嬗变反应(H, D, T, He)而引起铍的肿胀(氦泡)和性能的变化,使其在聚变堆中的应用受到一定限制^[15].

金属钨(W)材料具有高熔点、高热导、低热膨胀系数、低溅射率,以及低燃料粒子滞留量等优异性能,被认为是未来聚变装置中最有前景的面对等离子体材料(PFM),ITER已经确定纯钨作为偏滤器材料. 图2展示了各大装置中钨第一壁的结构或模型件. 目前,EAST已通过升级改造,实现了ITER-like结构的上钨偏滤器,取得了丰硕的实验成果,包括创世界纪录的百秒高约束模(H-mode)等离子体、电子温度达到一亿摄氏度的高温等离子体等具有里程碑意义的创新成果,其下偏滤器也将于近年升级为钨偏滤器,拟实现全金属壁运行,为未来ITER运

行提供坚实的物理支持. 德国的ASDEX-Upgrade(AUG)^[16-17]和欧盟的JET^[18]装置也实现了全钨壁或钨偏滤器的运行. JET实验表明,实验后钨偏滤器主体没发现明显的损伤,在ITER类似热负载下,钨表面的腐蚀深度低于 $2\text{ }\mu\text{m}$. 同时,钨壁下灰尘的生成量比碳壁下低两个量级,燃料粒子滞留降低20倍. 2016年,DIII-D装置在下偏滤器的不同极向位置沿环向安装了两道同位素组分不同钨环,用以研究钨杂质的输运和迁移的相关物理^[19-20]. 法国的WEST装置目前已经完成了ITER-like下钨偏滤器面对等离子体单元的测试与实验;下一步将完成全W/Cu monoblock结构升级,主要测试具有ITER类似的热负载及长脉冲等离子体放电条件下的W/Cu monoblock工作状况,以支持ITER钨壁的战略目标^[21]. 但是,钨材料也存在明显的缺点:钨作为PFM不可避免地受到来自等离子体高粒子流和热流的轰击,引起氦滞留、表面起泡、熔化再结晶、强度和韧性降低、抗热冲击能力降低等. 另外,钨作为高Z金属,等离子体对其容忍的含量很低($< 50\text{ ppm}$)、产生的重杂质易在等离子体芯部聚集,不仅会导致等离子体能量的损失,还易引起等离子体不稳定,甚至破裂^[22]. 另外,在未来聚变堆高能中子辐照时,钨会产生铼(Re)、钽(Ta)、锇(Os)等嬗变元素,同时发生辐照肿胀、韧脆转变温度(DBTT)升高,辐照诱导偏析(RIS)等效应. 这些都严重影响钨材料在未来聚变堆中的应用.

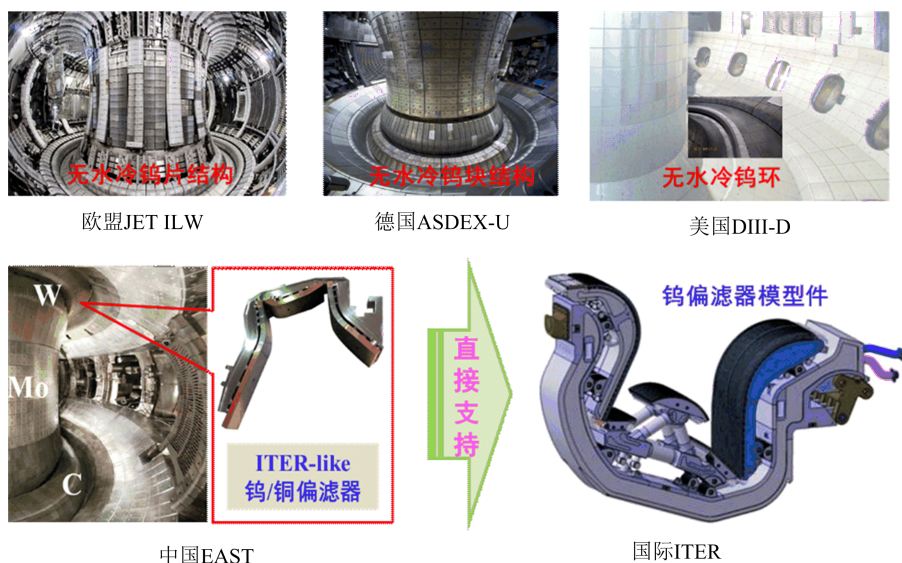


图2 磁约束聚变装置中的钨第一壁结构或设计模型件

Fig. 2 Tungsten wall structures or model in various magnetically confined fusion devices

为提高钨基材料的服役(力学性能及抗热冲击)性能,国内外科研院所通过添加纳米氧化物颗粒(La_2O_3 , Y_2O_3),碳化物颗粒(TiC , ZrC),以及添加 W 纤维增强/韧的 W 复合材料,有效提高了 W 材料的断裂韧性和热冲击性能^[23-28]. 另外,通过合金化,如添加 Re 元素,能有效提高 W 材料的抗中子辐照性能.

和传统的固体材料相比较,第一壁采用流动的液态金属表面主要有以下优点:具有自我更新能力、使用寿命长、高热负荷的输运能力以及抗中子辐照损伤等^[20]. 目前,国内外在液态金属壁材料研究方面,主要研究锂、锡、镓及锂锡合金,表 2 列出了典型的液态壁材料物理属性及优缺点. 其中,液态金属锡、镓及锂锡合金相对于液态锂具有更低的蒸发速率及燃料滞留率的优点;目前在 FTU^[29] 和 TJ-II^[30-31] 装置上已开展了液态金属锡或锂锡的实验研究,实验验证了液态金属锡限制器可有承受 18 MW/m^2 热负载;在温度低于 $1\,300\text{ }^\circ\text{C}$ 下,液态锡

表 2 典型液态第一壁材料的主要物理属性及其主要优点和缺点(数据主要来自百度百科)

Tab. 2 The main physical properties of typical liquid first wall materials and their advantages and disadvantages

	锡(Sn)	镓(Ga)	锂(Li)
原子序数	50	31	3
质量数(amu)	118.7	69.7	6.9
熔点(K)	505	302	453
沸点(K)	2878	2477	1615
密度(kgm^{-3})	7300	5910	534
热导率($\text{Wm}^{-1}\text{K}^{-1}$)	40	55	45
比热容($\text{J/kg}\cdot\text{K}$)	250	380	4300
电离能(10^6 J/g)	1 st : 84.1	1 st : 40.4	1 st : 3.61
	2 nd : 167.6	2 nd : 138.0	2 nd : 50.6
	3 rd : 349.3	3 rd : 206.6	3 rd : 82
	熔点低、沸点高、工作温度窗口大、蒸发率相对低、低氢滞留	熔点低、沸点高工作温度窗口大、蒸发率相对低、低氢滞留	熔点低、比热大、吸附性好、与等离子体兼容性好
主要优点			氢滞留高、易被氧等污染,安全性差、工作温度窗口小
主要缺点	与等离子体兼容性差	与等离子体兼容性差	

的蒸发可以忽略. 然而,由于锡是相对高 Z 的材料,等离子体对其容忍度低,含量要小于 0.055% . 而对于液态金属锂而言,锂的容忍度可以达到 20% . 综合考虑这些材料的原子序数、熔点、沸点、热导率、比热容等,液态锂是相对理想的材料,作为目前液态金属研究的热点^[32].

锂作为一种具有强化学活性的低 Z 第一壁材料,与等离子体具有较好的兼容性,可以有效地控制杂质粒子,降低粒子再循环,提高等离子体约束性能^[33-36]. 通过使用液态锂限制器/偏滤器,CDX-U/LTX 装置证明了液态锂对氢同位素的持续抽除效果,获得了平坦的电子温度剖面分布,实现边界电子温度 $>200\text{ eV}$ ^[35]. FTU 装置通过使用毛细结构液态锂限制器,发现了在装置底部形成了一个环形的锂辐射环,有效地“隔离了”限制器与等离子体^[36]. 在 T-11M 和 NSTX 装置上,通过使用液态锂限制器和偏滤器,分别实现了第一壁表面热负荷降低 $\sim 80\%$ ^[37] 和 50% ^[38]. 在等离子体所的 HT-7 及 EAST 装置上,开展了不同类型的静态及流动的液态锂限制器实验,特别在 EAST 上采用我们发明的直接利用装置纵场($\sim 2\text{ T}$)的内置电磁泵驱动的流动液态锂限制器,实现了液态锂壁的持续流动,并首次在高约束等离子体中开展试验,为国际首例,如图 3 所示. 实验发现液态锂与不同加热功率等离子体兼容性良好,不仅可以有效降低等离子体与壁相互作用,控制杂质产生与粒子再循环,并且可以有效缓解甚至消除因等离子体强流不稳定性导致的极高热负荷,初步证实了流动液态锂壁的可行性^[39-42]. 在 EAST 开展的流动的液态锂壁实验中,观察到锂进入等离子体后形成极向不对称的锂辐射幔,屏蔽了来自等离子体的热流,有效地缓解了等离子体的热流对偏滤器靶板表面的腐蚀及损伤^[40],如图 4 所示. 如果加上液态锂的循环再利用技术,不仅可以解决第一壁寿命问题,还有望解决氙的循环利用问题^[33]. 所以,流动液态锂可为磁约束聚变发展提供新的科学手段,在未来聚变堆中有望作为抗中子辐照的、耐高热负荷冲击的、自我表面修复的偏滤器的可选方案,越来越被聚变界重视^[34]. 但是,相对于液态金属锡和镓,液态锂壁的应用也面临三大难题:1) 液态锂中氙滞留问题;2) 装置泄漏工况下,锂的污染问题;3) 液态锂操作温度窗口小($200\sim 450\text{ }^\circ\text{C}$),高温引起锂的蒸发加剧,污染等离子体;这些都是液态锂在未来聚变堆中应用急需解决的关键问题.

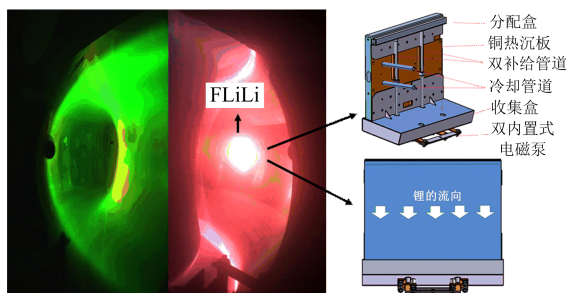


图3 EAST 流动液态锂限制器 (FLiLi)
等离子体放电及限制器结构图

Fig. 3 Photos of plasma discharge during flowing liquid lithium limiter (FLiLi) operation, and structure drawings of FLiLi

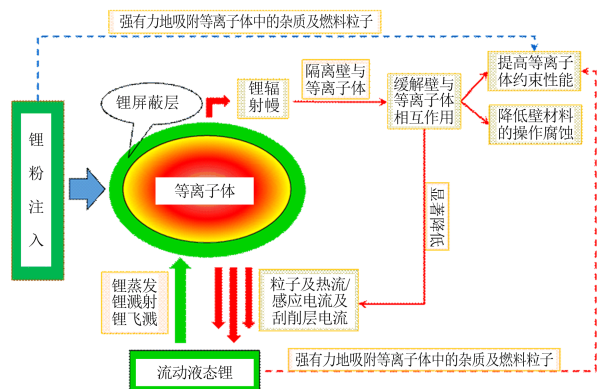


图4 锂改善等离子体性能原理简图

Fig. 4 The principle diagram of plasma performance improvement by lithium

相对于固态壁材料,液态金属第一壁也有显著的缺点。首先是液态金属导电流体在聚变堆里,当被超高热负荷轰击或者受到电磁场力的作用时,会蒸发、溅射或喷射到等离子体中去,污染等离子体。当这种事件发生到一定程度时,会导致等离子体的破裂^[43-44]。另外,很重要的一点是液态金属的流动控制问题。在聚变装置复杂的电磁环境下,流动的液态金属受到电磁场力对流体有阻碍作用,即所谓的磁流体力学效应,这限制了液态金属的流动及热流的移除。为此,科学家提出了一种基于锂的非日冕辐射效应的液态锂辐射偏滤器(active radiative liquid-lithium divertor,ARLLD)的概念^[45-46],希望解决未来聚变装置超强热负荷的问题。日本原子能机构的 Shimada 教授和日本核融合研究院的 Hirooka 教授提出了一种主动对流的液态金属偏滤器(actively convected liquid metal divertor, ACLMD)的概念^[22],可以解决液态金属流动及热移除的问题。即将在意大利建设的欧洲聚变装置 DTT (Divertor Tokamak Test),已确定开展液态锂偏滤器试

验^[47-50],计划利用锂的辐射降低偏滤器靶板的热流,利用分级差分腔室减少锂对等离子体的污染。

2 偏滤器位形与结构的研究

偏滤器是当前托卡马克装置最重要的部件之一,偏滤器必须具备两个基本功能:(a)排来自高温等离子体的粒子和热流及未来核聚变产生的氦灰;(b)有效地屏蔽来自第一壁材料产生的杂质,降低对等离子体的污染。偏滤器位形与结构的设计主要集中在以下两点:①降低打击点区域单位面积的热负荷,②增强偏滤器的粒子排出能力以及偏滤器的封闭性,降低偏滤器区域中性粒子的返流^[3]。

当前偏滤器研究的重点问题之一是如何设计先进的位形与结构,从偏滤器设计角度降低靶板单位面积上的热负荷。主要的研究途径是从偏滤器 X 点附近到偏滤器靶板的有限范围内,通过改变磁场位形、扩展磁面在偏滤器靶板上沉积的宽度,从而扩大等离子体热流在靶板上的沉积面积,降低局部的热负荷。此外,在原 X 点附近或离开原 X 点有限距离内形成一个或多个新的 X 点,分散等离子体热流沉积,增加热流沉积区域。

按 X 点的数量,偏滤器可以分为:单零结构、双零结构以及多零结构。通过增加 X 点数量,增强偏滤器对热负荷的排出能力,降低打击点区域单位面积的热负荷,但是 X 点数量增多后,偏滤器结构更为复杂,工程设计难度也增大,系统建造成本显著上升。近年来,针对未来聚变堆装置的超高热负荷问题,相继提出了一些关于偏滤器位形与结构设计的新概念,主要包括:雪花偏滤器、超级 X 偏滤器、X 点靶板偏滤器、X 偏滤器以及鱼尾偏滤器等。

雪花偏滤器(SFD)概念 2007 年由 Ryutov 提出,现有装置的极向场线圈有能力形成 SFD 或近似 SFD 位形,已在 TCV, DIII-D, NSTX, EAST, MAST 上开展了相关研究^[51],由于 TCV 装置具有极灵活的极向场线圈,比较容易开展各类等离子体形状和偏滤器磁位形的实验研究,实验显示 SFD 位形能够减小几倍的热流层里的峰值热流分布。

超级 X 偏滤器(SXD)概念 2009 年由 Valanju 和 2010 年由 Kotschenreuther 提出,利用安放专用的极向场线圈,延长偏滤器腿,从而展宽热流层,由于远离原 X 点,对主等离子体影响小,此概念已准备在 MAST 和 DIII-D 装置上实施和开展实验研究^[52]。

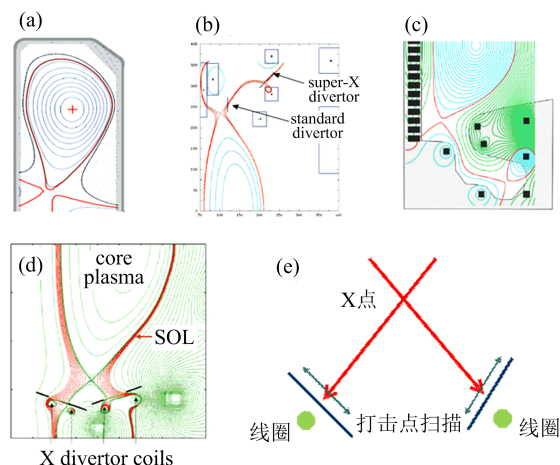
X 点靶板偏滤器 (XPT) 概念 2013 年由 Labombard 提出, 在外侧偏滤器长腿上又增加一个 X 点, 把一条热流通过附加的 X 点再分成几条热流, 增加打击点和充气辐射冷却, 减小靶板上的热流密度, 采用此方案的装置称之为 Alcator-DX^[53]. X 偏滤器概念 2007 年由 Kotschenreuther 提出, 在偏滤器靶板后安放 2 个线圈, 展宽热流层, 减小靶板上热沉积区的热负荷^[54], 已在 HL-2A 装置上实现.

JET 装置在 2006 年开始开展了打击点摆动实验^[55], 通过控制等离子体 X 点摆动带动打击点摆动, 扩展热流层在偏滤器靶板上的沉积区域, 减小靶板单位面积上的热流强度. 其主要是通过磁面和位置控制程序控制 X 点摆动, 由 X 点摆动带动打击点摆动. 在 2015~2016 年实验期间继续研究了打击点摆动对热负荷的控制效果^[56], 结果显示通过打击点摆动 5.4 cm, 偏滤器靶板的温升能够下降一半, 装置能够在 30 MW 加热功率 (10 MW 辐射功率) 条件下连续运行 5 s, 偏滤器靶板温度处于可控状态. 该方法已经成为 JET 装置控制偏滤器热负荷的常规方法, 并且模拟分析显示在 40 MW 更高加热功率条件下, 将打击点摆动区域增大到 6 cm, 仍然能够保证偏滤器温度处于可控状态.

EAST 装置在 2012 年开展了长脉冲、准稳态等 离子体实验, 为了获得 400 s 放电, 减小偏滤器靶板表面温度, 减少靶板热出气及杂质产生, 采用移动等 离子体位置方法, 改变偏滤器上打击点位置, 扩展热流沉积区域, 等离子体磁位形在上单零-双零-下单 零之间来回变动, 20 s 一个周期, 控制偏滤器靶板温度, 减小偏滤器靶板的热负荷和靶板局部区域温度过高的影响^[57]. EAST 托卡马克从 2019 年开始安 装了控制偏滤器打击点摆动对应的线圈, 将这种偏 滤器结构命名为“鱼尾偏滤器”, 并开展了大量的实 验研究, 结果显示偏滤器的热流宽度得到了有效的 拓展, 鱼尾偏滤器对偏滤器单位面积的热负荷具有 明显的缓解作用, 进一步的实验优化和数据分析还 在进行中^[58-59]. 图 5 展示了不同装置上偏滤器的 设计.

3 第一壁材料表面清洗技术的研究

高约束高参数等离子体的获得必须以良好的第 一壁条件为基础, 托卡马克装置运行对第一壁条件 的要求是低杂质水平和低再循环水平^[60]. 前者需要 清除掉第一壁表面吸附的各种杂质, 从而降低等离



(a) 雪花偏滤器 (SFD), (b) 超级 X 点偏滤器 (SX), (c) X 点靶板偏滤器 (XPT), (d) X 偏滤器, (e) 鱼尾偏滤器

图 5 各种偏滤器结构

Fig. 5 Different divertor structures

子体运行过程中壁表面杂质的释放; 后者要求降低 第一壁表面的粒子滞留, 并增强第一壁对燃料粒子 的抽气能力. 清除第一壁表面的杂质和滞留粒子的 常用方法包括烘烤和放电清洗.

通过对壁材料的高温烘烤, 壁表面吸附的杂质 粒子在高温烘烤中获得能量, 与壁表面结合能较弱 的杂质粒子获得了超过结合能的能量之后, 就能够 从壁表面脱附. 杂质粒子从壁材料表面的脱附速率 与杂质粒子的浓度、壁表面的温度关系密切, 为了 获得洁净的壁条件, 通常使用高温烘烤, 增强杂质 从壁材料表面的脱附. 由于烘烤系统相对简单, 而且对第一壁材料的烘烤比较均匀, 因此高温烘烤 是托卡马克装置最基本的清洗手段. 但是由于超导 托卡马克内部结构复杂, 考虑到装置超导磁体的冷 却与安全问题, 烘烤温度受到了很大的限制, 通常 在 200~350 °C 之间. 对于结合能较高的杂质粒子 (>2.5 eV), 高温烘烤难以清除, 高温烘烤之后这 些杂质粒子仍然吸附在材料表面, 这导致了真空室 能够得到很好的极限真空, 但是在高能粒子的轰 击条件下仍然有大量的杂质粒子释放^[4].

为了进一步改善壁条件, 通常在高温烘烤的同 时进行放电清洗. 放电清洗是通过各种加热方式产 生等离子体, 其中的高能粒子对第一壁表面的轰 击能够将能量传递给壁表面吸附的杂质粒子, 这些 杂质粒子获得的能量超过它们与壁表面的结合能 之后, 就会从壁表面脱附出去, 从而实现杂质清除 的目的. 从等离子体的获得或加热方式来区分, 当前 托卡马克主要的放电清洗方式包括: 直流辉光放电 清洗

(DC-GDC)、离子回旋放电清洗(ICRF-DC)、电子回旋放电清洗(ECRF-DC)、泰勒放电清洗以及螺旋波放电清洗(HWP-DC)等。

直流辉光放电清洗是托卡马克最成熟的放电清洗方式,通常使用氦气或氖气作为工作气体,在装置内部安装电极作为阳极,第一壁作为阴极,通过施加高压击穿气体产生辉光等离子体,离子在电场的作用下流向第一壁材料,并且在阴极鞘层的加速下获得更高的离子能量,这些高能粒子轰击第一壁材料,实现对杂质粒子的清除。使用活性气体如氖气作为工作气体的情况下,由于工作气体与杂质粒子会产生化学反应增强粒子脱附,能够提高对杂质的清除效率,但是工作气体本身也会在清洗过程中在第一壁表面产生滞留。由于整个装置第一壁都是阴极,辉光放电对整个真空室第一壁的清洗相对均匀,而且辉光系统结构简单,因此辉光放电成为了托卡马克最基本和最常用的放电清洗方法,但是由于直流辉光放电仅依靠有限的电场和鞘层电位对离子加速,离子获得的能量有限,通常在 $5\sim 10\text{ eV}$ 之间。EAST超导托卡马克通常在真空室密封后,通过较长时间的高温烘烤并结合辉光放电清洗,清除掉壁表面吸附的水汽和氢气等杂质,获得洁净的壁条件。经过长时间 $200\text{ }^{\circ}\text{C}$ 左右的烘烤,以及几百小时氖、氦交替辉光清洗,EAST等离子体真空室极限真空可以达到 $2\times 10^{-6}\text{ Pa}$ 。

虽然直流辉光放电是一种简单有效的壁清洗技术,将在ITER装置上使用,但是由于难以在强磁场环境中使用,为了避免超导托卡马克反复退磁/励磁,提高超导磁体寿命,需要发展与强磁场相兼容的放电清洗手段。其中离子回旋放电清洗、电子回旋放电清洗和螺旋波放电清洗等都是射频放电,利用射频波在磁场的辅助下加热等离子体,可以在强磁场环境中工作,特别适合用于超导托卡马克装置等离子体运行期间的壁清洗。为此,早在20世纪90年代,HT-7装置率先发展了离子回旋放电清洗方法,经过多年发展及EAST装置的实验,采用氦、氖、氧及混合气体等工作气体,开展了大量实验研究,实现了对轻杂质和氢同位素快速、有效地清除,并使用氧化技术清除碳共沉积层,系统地揭示了环境参数、工作气体、壁材料对清洗效果的影响规律和物理机理,为未来超导托卡马克高效运行奠定了基础^[61-62]。

相比于直流辉光放电,射频放电清洗具有更高的加热功率,离子能够获得更高的能量。但是在强磁

场条件下,离子受磁场约束,实际上能够清洗第一壁表面的是通过电荷符合交换而产生的中性的粒子,这些粒子的能量与加热功率、工作气体的压强等都具有密切的关系,Tore Supra结果显示在离子回旋放电清洗中最高的中性粒子能量能够达到 50 keV ^[63-64]。同时由于射频放电兼容强磁场,在超导托卡马克装置上得到了广泛的应用,而且离子回旋放电清洗已经成为ITER的备选清洗方式之一。离子回旋清洗等离子体低场侧的密度高于高场侧,从而导致清洗不够均匀^[61,63-65]。EAST托卡马克通过施加垂直场,有效抑制了等离子体的 $E\times B$ 的漂移,提高了等离子体的均匀性和清洗均匀性,对氢的清除效率提高了 32% ^[66],如图6所示。

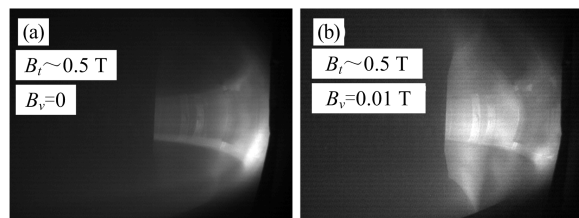


图6 EAST垂直场下的ICRF清洗等离子体

Fig. 6 ICRF discharge cleaning plasmas under vertical magnetic field in EAST

另外,在HT-7,TEXTOR,TRIAM-1M,JT-60U,Alcator-Mod,KSTRR等装置上都开展了大量的电子回旋放电清洗的实验研究。由于电子回旋射频波加热主要集中在共振层附近,导致等离子体非常局域,因此难以实现对第一壁的全面均匀清洗^[67-70]。HT-7装置分别通过扫描磁场,能够周期性地改变电子回旋等离子体的沉积位置,从而实现较为全面的放电清洗^[71]。EAST托卡马克在2018年成功发展了螺旋波放电清洗,射频波通过螺旋波天线激发等离子体,在天线位置沿环向形成了稳定的等离子体,如图7所示,实现了对杂质和壁滞留粒子的有效清除^[72]。

根据当前表面清洗的研究情况来看,强磁场条件下、高效率的放电清洗是面向未来聚变堆研究的重点,离子回旋放电清洗由于清除效率高、清洗相对均匀,可能是未来聚变堆的备选方案。直流辉光放电清洗由于系统结构简单、清洗全面均匀,将和烘烤一起成为聚变堆运行前的重要壁处理手段。利用托卡马克装置欧姆场击穿的脉冲式放电清洗能够获得较高的杂质清除效率,泰勒等通过优化清洗参数能够显著提高对水汽的清除效果,因此被命名为“泰勒放电清洗”,脉冲式泰勒放电由于需要对欧姆场线圈进

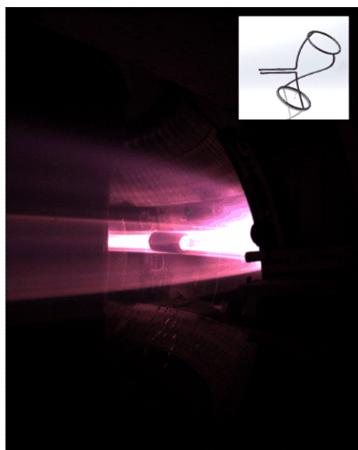


图 7 EAST 螺旋波放电清洗等离子体, 右上角为螺旋波天线
Fig. 7 Helical wave plasmas for discharge cleaning in EAST, the helical antenna is shown in the top right corner

行频繁地充放电而容易导致线圈老化, 因此难以得到广泛应用^[73]. 螺旋波放电清洗由于需要螺旋型的中空天线, 天线必须放置在真空室中心区域, 因此螺旋波天线必须设计成可移动的形式, 在清洗过程中送入真空室中心, 清洗结束后收回, 避免影响主等离子体实验, 因此螺旋波放电清洗的应用受到了一定限制.

4 第一壁材料表面涂覆技术的发展

一般情况下, 仅仅通过清洗不足以大幅提高等离子体性能. 为了进一步提高第一壁与高温等离子体兼容性, 改善粒子再循环, 控制杂质产生, 还需要在第一壁上涂覆一层低 Z 材料, 达到对器壁表面成分及性质改变. 涂覆的方式主要有物理气相沉积、化学气相沉积、弹丸注入及低参数等离子辅助沉积, 目前在国内外聚变装置中广泛使用的是低参数的等离子体辅助化学气相沉积技术^[65]. 在等离子体辅助化学气象沉积技术中, 辉光等离子体和离子回旋等离子体常被用来作为辅助等离子体, 而常用于辅助放电的工作气体是氦气. 德国尤里希研究中心的 TEXTOR 团队首先提出了在氦辉光等离子体中加入含有碳、硼及硅元素的活性气体, 利用辉光等离子体将这些活性气体电离后沉积在面向等离子体的器壁表面上, 从而达到对第一壁表面改性(碳化^[74]、硼化^[75]、硅化^[76,77])的壁处理效果. 到了 20 世纪 90 年代中期, 由于低 Z 材料锂的优越的对氦与杂质的吸附特性与易蒸发的特点, 锂化壁处理也逐步被人们选为一种重要壁处理方式.

壁表面涂覆技术的工作原理主要是在辉光等离

子体中用于壁处理的工作气体分子部分被电离后, 并且通过第一壁、限制器及偏滤器的阴极鞘层加速, 最终沉积在面向等离子体第一壁表面上, 进而成膜. 碳化壁处理主要采用的工作气体是氘化甲烷(CD_4), 硼化壁处理使用的工作气体有乙硼烷(B_2H_6)、氘化乙硼烷(B_2D_6)^[75]、三甲基硼烷($\text{B}(\text{CD}_3)_3$)^[78,79]等, 还有固态的癸硼烷($\text{B}_{10}\text{H}_{14}$)^[80]、氘化癸硼烷($\text{B}_{10}\text{D}_{14}$)、碳硼烷($\text{C}_2\text{B}_{10}\text{H}_{12}$)^[81]等材料则需要通过加热蒸发的形式进入到辉光等离子体中, 其中碳硼烷相对于其他含硼材料毒性最低. 硅化壁处理主要使用的工作气体有氘化硅烷(SiD_4)^[76]及乙硅烷(Si_2D_6)^[77]. 锂化壁处理主要使用单质锂, 主要是通过蒸发、粉末/颗粒注入、流动液态金属等形式.

1984 年 TEXTOR 团队首次提出在聚变装置内第一壁表面全部涂覆碳材料, 从而达到对第一壁材料改性的目的, 碳化壁处理曾经在国际上多个装置上开展了实验, 如 ASDEX^[82], JET^[83], JIPP T II-U^[84], DIII-D^[85]及 Heliotron-E^[86]等. 通过在第一壁表面涂覆一层洁净的碳质材料, 可以有效降低等离子体中金属杂质的含量, 实现了以电磁波加热为主导的等离子体性能突破性进展^[87], 主要体现在较低的有效 Z_{eff} 水平和低的总辐射功率($P_{\text{rad}}/P_{\text{heat}} = 0.2 \sim 0.4$). 此外, 碳化壁处理后的等离子体中氧杂质含量下降了 5~8 倍, 然而这种效果非常短暂, 在大约 20 炮的放电之后氧杂质含量又增加了 2~3 倍. 但是由于碳材料是多孔型结构, 因此会导致出现严重的氢富集, 导致氢的再循环更为严重.

1989 年 TEXTOR 团队首次发表了在托卡马克装置中开展硼化壁处理的结果^[75], 并逐渐被众多聚变装置所采纳, 如 ASDEX^[88], TCA^[89], TFTR^[90], DIII-D^[91], JT-60 U^[80], Tore Supra^[92], W7-AS^[93], Repute-I^[94]及 EAST 等. 硼化壁处理的效果主要体现在三个方面: 抑制高 Z 金属从器壁的释放; 降低等离子体中低 Z 杂质含量; 降低氢及其同位素再循环水平. TEXTOR 上的硼化实验结果表明等离子体中碳、氧杂质含量下降了 3 倍, 有效电荷数 Z_{eff} 小于 2, 有效提高了密度极限^[78]. DIII-D 上硼化壁处理有效提高第一壁的吸气能力, 促进了高性能的 VH-模等离子体的获得^[95]. JET-60 U 通过硼化壁处理有效降低再循环水平, 进而促进了高性能的 β_{pol} -H 模获得^[96]. 然而, 大部分的硼材料具有毒性, 因此在操作的过程中需要有特别的安全措施及使用

特制的设备。

与硼化壁处理类似,硅化壁处理同样可以抑制高 Z 金属,降低等离子体中低 Z 杂质,降低氢及其同位素再循环。TEXTOR上的实验结果表明硅化壁处理后的氧杂质含量仅为硼化壁处理后的氧杂质含量的一半,这主要是由于硅对氧具有更强的吸附性^[65]。TEXTOR上硅化后的密度极限比硼化后的密度极限高了30%^[70],硅化后的壁吸气能力相对于硼化壁处理提高5~10倍^[65]。然而硅化后的等离子体辐射功率却相对较高,这主要是由于硅化使用的是中 Z 的硅材料。

锂化壁处理在国内外众多聚变装置中得到了广泛的应用,包括TFTR^[97],TJ-II^[98],LTX^[99],NSTX^[100],JIPPT-11U^[101],HL-1M^[102],HT-7^[103],EAST^[104]。TFTR是首个采用锂作为壁处理材料的聚变装置,采用弹丸注入等离子体中消融电离后,沉积在限制器表面。通过锂化壁处理,TFTR上D-T运行实现了超级等离子体放电(supershot),粒子温度高达10~45 keV,劳逊判据三乘积超过 $10^{21} \text{ m}^{-3} \text{ keV}$,能量约束时间达到330 ms^[97]。NSTX通过锂化壁处理有效降低了边界再循环水平,缓解了边界局域模(ELMs),最终实现了可重复的ELM完全抑制的放电^[105]。HL-1M通过锂化壁处理有效降低了碳、氧杂质含量,相对于硅化壁处理下降了10%~30%,辐射功率下降了30%~50%^[106]。HT-7锂化壁处理后等离子体密度控制更加容易,氢再循环明显下降,碳杂质明显降低^[103]。TJ-II锂化壁处

理后有效抑制了等离子体中杂质含量,降低了边界氢再循环水平,实现了密度良好控制,极大提高了氢/氦等离子体的运行区间^[98]。

EAST自2009年首次开展锂化壁处理后,大力发展锂化壁处理技术,发展了放电间隙锂化壁处理系统、实时锂粉播撒系统、实时锂弹丸注入系统以及流动液态锂系统等。为提高锂膜在装置内的覆盖面积,EAST从最初的一套锂化系统发展到现在的三套系统。同时不断优化锂化系统的窗口位置,目前三套锂化系统对称的均布在D、J、O水平窗口,每两套系统间隔约为120°。为提高锂膜在装置内径向的均匀性,锂蒸发坩埚通过波纹管伸到装置中心 $R \sim 1.9 \text{ m}$ 处。为提高锂膜在装置内环向分布的均匀性,不断优化坩埚设计,从最初的单孔向上蒸发型坩埚到目前的三蒸发孔坩埚,大大提高了锂膜在器壁上的均匀性^[107]。锂化壁处理已经发展为EAST上常规壁处理技术,有效降低了等离子体中低 Z 和高 Z 杂质含量、边界再循环水平以及 $H/(H+D)$,为EAST获得创世界纪录的百秒高约束模(H模),以及一亿摄氏度等离子体提供了基本保障。图8展示了EAST在锂化壁处理基础上获得的百秒高约束模等离子体放电。从图中可以看出在百秒H模放电中 D_α 线辐射强度控制良好,没有出现明显的增强,甚至在60 s之后出现下降的迹象。与此同时在#73999炮中,芯部高 Z 杂质钨及钼控制良好,未出现明显的聚芯现象,特别是钨杂质控制在10 ppm以内,促进了该长脉冲放电的获得。

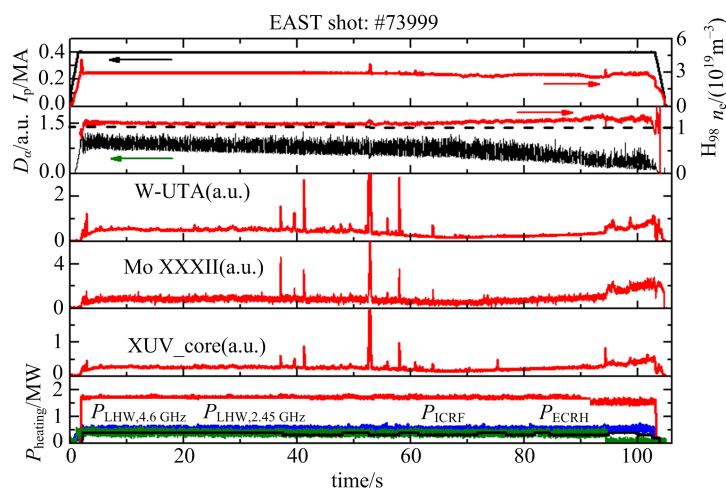


图8 EAST百秒H模放电中再循环及杂质演化

Fig. 8 The evolution of fuel recycling and impurities during over 100 seconds H-mode discharge in EAST

由于锂化镀膜在一天的放电过程中会受到等离子体的不断轰击,锂膜对杂质、再循环的控制能力会

逐渐减弱。因此,EAST上发展了一套炮间锂化壁处理系统,该系统通过一个可远程控制旋转的挡板将

坩埚蒸发口遮住,在两炮放电的间隙打开挡板,开展锂化壁处理,用于补充并恢复器壁上退化的锂膜^[108].此外,EAST 还发展了一套实时锂粉播撒系统,该系统可以在等离子体放电中实时从上偏滤器间隙向等离子体播撒锂粉,锂粉在刮削层内充分电

离后,沿着磁力线运动,沉积在器壁表面上,达到壁处理效果.图 9 展示了两炮典型的有锂粉播撒与无锂粉播撒的放电对比.从图中可以看出,有锂粉播撒的红色炮号 #73914 的高 Z 钨杂质和钼杂质降低了 ~50%,同时芯部的辐射功率也下降了 ~50%.

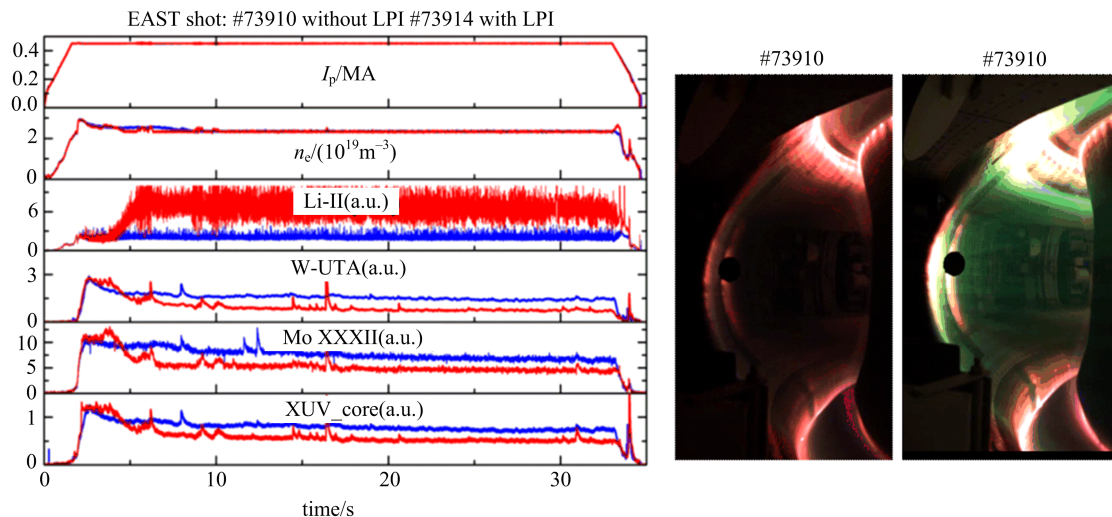


图 9 实时锂粉播撒抑制高 Z 杂质效果及等离子体放电图片对比

Fig. 9 Effective control of tungsten and molybdenum impurities by real-time lithium injection, and photos of plasma discharges w/o lithium injection

5 等离子体热流控制技术的发展

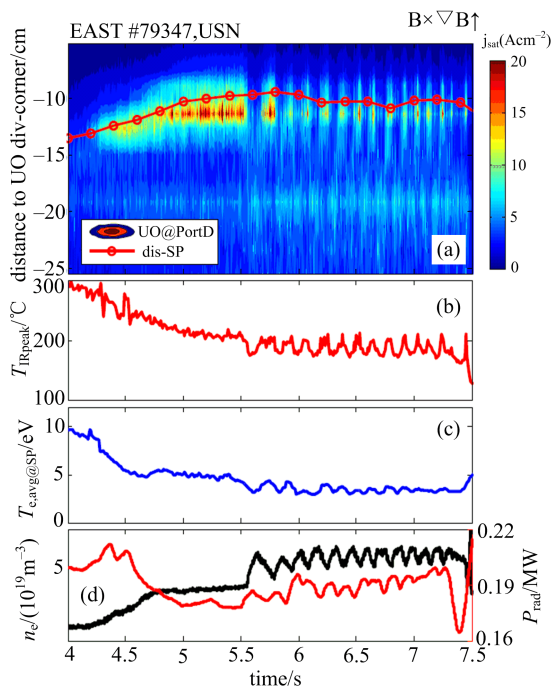
5.1 等离子体稳态热流控制

托卡马克中心的热与粒子向外通过闭合磁面,进入具有开放磁力线的刮削层,在沿着磁力线的平行输运和垂直于磁力线的垂直输运的竞争下,最终到达偏滤器区域,给偏滤器靶板带来极高的热流^[109],导致等离子体放电清洗区域非常有限,通常打击点附近的高热负荷沉积区的极向宽度只有几厘米.偏滤器热流是限制高功率长脉冲运行最关键的偏滤器物理量,极高的热流轰击到偏滤器靶板将给靶板材料带来严重的损伤,影响等离子体的稳定维持、杂质粒子的产生继而返流,破坏主等离子体性能,严重时甚至导致破裂^[110].对高功率运行的托卡马克和未来聚变堆,偏滤器靶板的稳态热流远超当前材料能够承受的极限,因此必须加以主动控制.

当前,国际上稳态热流的控制方法主要有如下几类:1)辐射偏滤器辅助达到的偏滤器脱靶^[111-113],这是当前国际聚变界普遍认可的将来聚变堆最有可能应用的方法;2)边界磁拓扑结构的改变引起打击点撕裂,进而有效增大偏滤器热流沉积区域从而降低峰值热流^[114-115];3)利用先进新概念偏滤器位形

如雪花偏滤器^[116-117]、Super-X 偏滤器^[118],引起边界磁平衡位形的改变,有效增加磁展宽进而达到降低热负荷的目的.

对辐射偏滤器和等离子体脱靶的研究,当前国际上有多项先进托卡马克在开展这项工作,主要为德国 ASDEX-Upgrade,美国 DIII-D,中国 EAST,欧洲 JET.这几个装置相继实现了高约束模式下的等离子体脱靶或较高的偏滤器辐射,达到了降低靶板稳态热流的效果,最近几年的工作焦点集中在脱靶或高辐射份额的反馈控制上,均取得了较大的进展.以我国全超导托卡马克 EAST 为例,基于这项技术,近几年相继实现了辐射功率^[119]、偏滤器粒子流^[113]、偏滤器电子温度^[120]、偏滤器靶板温度^[121]等多种控制手段下的偏滤器稳态热流有效反馈控制.图 10 给出了 EAST 利用偏滤器靶板探针测量的粒子流反馈实现高约束模等离子体脱靶控制的一个典型放电.从图中可以清晰地看出,当偏滤器区域进入脱靶状态后,稳态热流和靶板的电子温度都得到了较好的控制.理论模拟方面,EAST 团队利用 SOLPS-ITER 专门针对 EAST 实验中使用的氦和氩杂质注入的辐射偏滤器行为开展了系统的模拟研究^[122-123],并与辐射偏滤器物理实验结果进行了分析和比较,为物理实验提供了重要参考.



(a) 上下偏滤器靶板离子饱和流密度时空分布, (b) 靶板打击点附近峰值温度, (c) 靶板打击点附近探针测量的平均电子温度, (d) 线平均密度和总辐射功率的演化。

图 10 EAST 装置 H-mode 放电等离子体脱靶反馈控制实验结果

Fig. 10 The results of feedback control of plasma detachment in EAST H-mode discharge

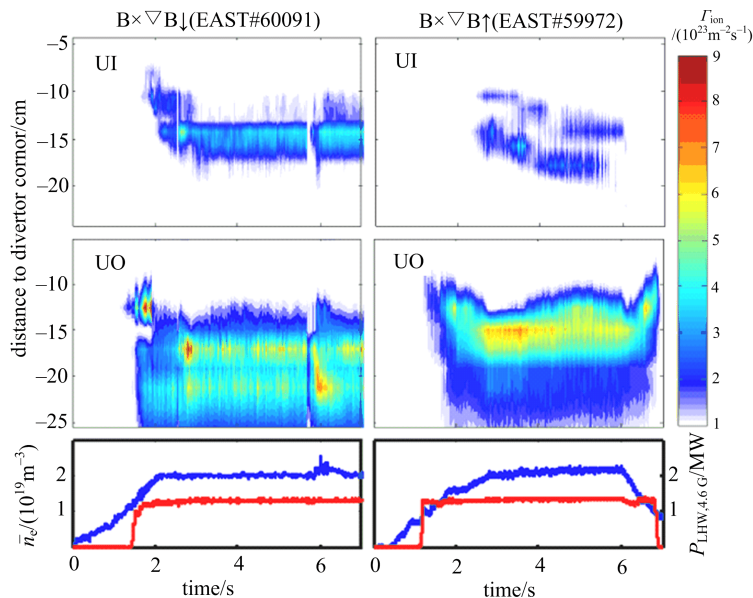


图 11 不同磁场方向时,偏滤器靶板打击点撕裂的内外不对称性对比

Fig. 11 A comparison on the in-out asymmetry during divertor strike point splitting under different magnetic field direction

5.2 等离子体不稳定导致的瞬态热流控制

等离子体的瞬态热流主要来自于等离子体破裂、垂直位移事件(VDEs)和边界局域模(ELM)。这里主要介绍控制 ELM 引起的瞬态热流方面的研究

托卡马克边界磁拓扑的改变,目前主要有两种技术手段:①共振磁扰动线圈(RMP)技术^[114],②低杂波(LHW)在刮削层中形成螺旋电流丝进而改变边界磁拓扑结构^[124]。EAST 近年来在这两种方法的使用上均取得了较大的进展。利用低杂波电流驱动(LHCD)与超声分子束注入(SMBI)相结合,通过改变到达偏滤器的粒子流来控制偏滤器靶板表面的热流分布,成功验证其对偏滤器靶板的热与粒子沉积的三维作用及其主动控制,为控制热流、实现高性能长脉冲运行提供了一条可能的新途径^[125]。近期的物理研究表明,这种三维拓扑结构改变引起的撕裂严格依赖于磁场方向。图 11 给出不同磁场方向下上下偏滤器内外靶板粒子通量分布,可以明显地看出打击点撕裂引起的等离子体与壁相互作用区域的展宽。在上单零位形,线平均密度和低杂波功率基本一致(密度 $2.2 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$, $P_{\text{LHW}@4.6\text{GHz}} = 1.2 \text{ MW}$)时,顺场条件下第二打击点优先出现在外靶板,反场条件下第二个打击点优先出现在内靶板,说明不同磁场方向对于 LHW 在边界产生的磁扰动影响不一样,且在顺场时磁通管指向内靶板,反场时更倾向于指向内靶板。打击点区域的拓展有效降低了靶板的稳态热流。

进展。

国际热核聚变实验堆(ITER)的一大科学目标就是在高约束模式(H 模)的基本运行模式下,实现氦聚变功率为 500 MW 和增值因子 $Q \geq 10$ 的等

离子体放电^[126]. H 模边界附近形成一个大的压力梯度以及因此形成的自举电流携带的自由能会激发边界局域模(ELM)不稳定性,从而使能量以脉冲方式周期性地向外释放^[127-128]. ELM 特别是第一类 ELM 导致的抛向偏滤器靶板的巨大瞬态热脉冲会强烈地损坏偏滤器靶板和面向等离子体部件,减少靶板的使用寿命. 根据目前结果外推,ITER 单次 ELM 可释放高达 20 MJ 的能量,引起偏滤器靶板峰值能量密度高达 11 MJ/m²,是钨金属靶板可承受值(0.5 MJ/m²)的 20 多倍^[129]. 边界局域模控制特别是第一类边界局域模的控制已经成为 ITER 关心的最重要的科学问题之一.

最近的十几年间,国内外已经发展了多种边界局域模的控制手段. 其中主要包括:外加共振磁扰动(RMP)^[114]、弹丸注入^[130-131]、超声分子束(SMBI)^[132-133]、垂直位移扰动^[134]、锂杂质注入和锂壁处理^[135-136]、射频波注入^[115]等控制手段,相关研究也取得了重要的研究进展. 这些手段对于边界局域模的主动控制,以及对小或无边界局域模运行区的探索并最终解决靶板的瞬态热负荷问题都具有重要意义.

利用共振磁扰动控制 ELM 是近几年来国际磁

约束聚变界最活跃的研究领域之一,也是 ITER 上将要采用的 ELM 控制手段之一. 2004 年 DIII-D 报道了利用外加共振磁扰动实现了对第一类边界局域模的有效控制. 之后,在 JET, MAST, AUG, NSTX, KSTAR, EAST 等装置上都相继取得了完全抑制或者有效缓解的控制效果,进一步拓展了有效控制的运行区. 这一研究也极大地推动了托卡马克中的三维物理研究的快速发展. 但目前的结果还存在很大的局限性,特别是对于低动量注入的低旋转下的边界局域模控制,仅仅在 EAST 上初步实现了完全抑制的结果,依然存在巨大的挑战. 边界局域模的控制机理也依然存在很多疑问.

各种加料和杂质注入手段也被各大装置证明是比较有效的方法之一,弹丸注入也是 ITER 选择的边界局域模控制手段之一. 表 3 给出了粒子注入控制边界局域模的研究现状. 在 ASDEX-U 和 NSTX 托卡马克上使用弹丸注入和加料手段,也观测到了对边界局域模的主动控制效果. 在 HL-2A 托卡马克上在超声分子束加料和杂质注入对边界台基区研究方面也取得了系列结果^[133]. 对于这些控制手段的物理理解以及结果对大装置的外推还存在很大的不确定性.

表 3 粒子注入控制边界局域模的研究现状

Tab. 3 Current research status on the ELM control by particle injection

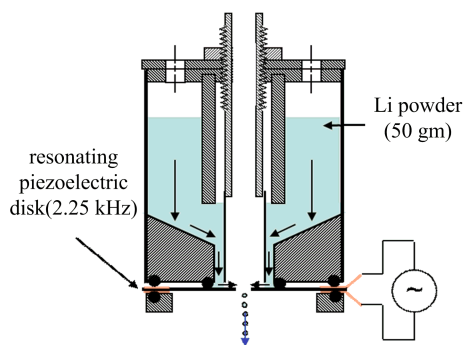
	燃料弹丸注入(PI)	超声分子束注入(SMBI)	锂壁及锂注入(Li)
ELM 控制	JET, AUG, DIII-D JT-60U, EAST	HL-2A, EAST KSTAR, AUG	NSTX, DIII-D, EAST
优点	增加 ELM 频率、降低 ELM 对靶板热冲击	系统简单易操作;抑制 ELM 或者控制 ELM 频率	系统简单、参数易调节;锂与等离子体兼容性好
问题	结构复杂、参数不易调节;物理机制尚需研究	未来装置高参数下控制 ELM 效果还不确定	锂对 ELM 的缓解机制尚不完全清楚

诸多实验已经证实,锂化壁及锂颗粒注入能够实现对 ELM 的主动控制. 在 NSTX 装置上,锂化壁处理降低了边界再循环,使得压力梯度峰值及自举电流剖面内移,改善电流驱动的 Kink/peeling 不稳定性,随着锂使用量的增加,逐渐实现 ELM 的完全抑制^[105,135,137,138]. 但是,ELM 抑制导致杂质聚芯及放电终止. 在 EAST 装置上,最早发展了锂粉播撒系统和锂球注入系统,如图 12 所示,并开展了锂注入控制 ELM 实验. 利用锂粉注入获得创纪录的长达 18 s 完全抑制 ELM 的 H 模等离子体^[140],利用锂球注入可以 100% 触发小幅度可控 ELM^[141],如

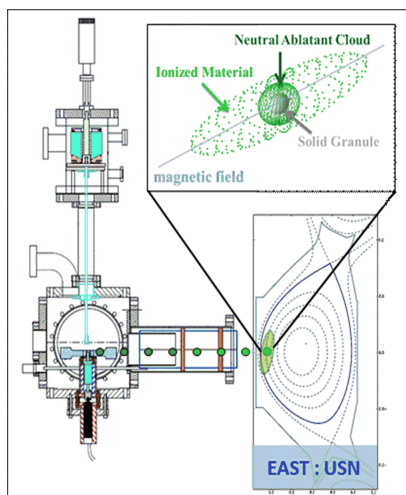
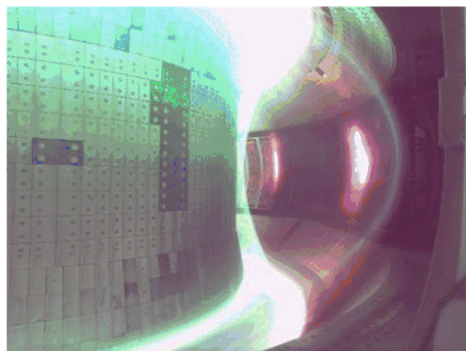
图 13 所示. 实验发现,锂粉注入增加了边界有效电荷数,提高边界碰撞率,增强了边界准相干模(ECM),提供了能量和粒子径向输运通道,进而不会产生杂质聚芯现象,维持完全抑制 ELM 的稳态 H 模运行^[140]. 参考 EAST 实验结果,采用同样的系统, DIII-D 装置通过锂粉注入获得了间歇式的 ELM 抑制 H 模^[139]. 在 ELM 抑制期间,等离子体的约束显著改善,台基宽度及 H98 显著增加;同时,在 ELM 抑制期间,边界存在一种扰动模式(BCM),能够有效地增加边界粒子输运,从而避免了杂质的聚芯. 虽然通过锂的应用能够实现 ELM 有效缓解,但

是在锂缓解 ELM 的机制上,国内外仍存在较大争议;在 DIII-D 装置并未观察到锂降低边界再循环,而且 EAST 装置也发现当再循环没有降低之前已获得 ELM 抑制效果,这些与 NSTX 装置上解释的

通过锂降低再循环,从而引起边界自举电流剖面内移致稳的机制不同,内在的物理机制及影响因素需要进一步探索.



(a) 锂粉播撒系统



(b) 锂球注入系统

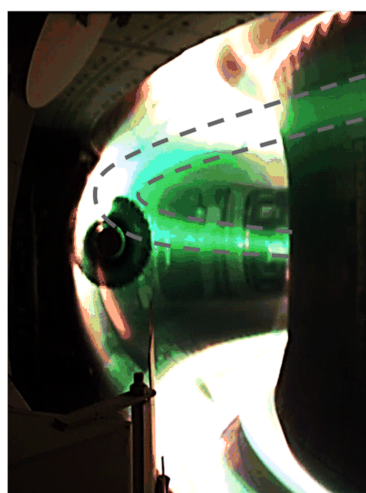


图 12 EAST 锂注入控制 ELM 的主要系统

Fig. 12 Particle injection systems for ELM control

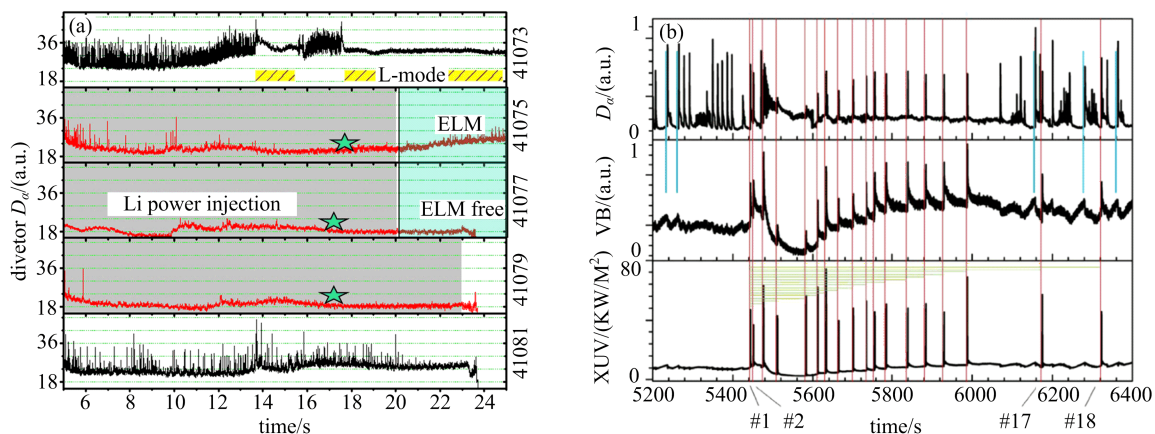


图 13 EAST 锂粉播撒完全抑制 ELM(a)及锂球注入触发小幅度可控 ELM(b) ^[140,141]

Fig. 13 Fully ELM suppression using lithium powder drop (a) and ELM pacing using lithium granule injection (b)

在锂粉注入成功实现 ELM 抑制的基础上,进一步开展了硼粉注入实验(硼粉尺寸 $50 \sim 200 \mu\text{m}$, 纯度 $>99.9\%$), 实现了在多种运行条件下对 ELM 的有效抑制, 如图 14 所示. 在 ELM 抑制期间没有出现杂质聚芯现象, 芯部钨杂质含量和其他杂质含量保持平稳, 没有出现密度逐步爬升现象, 密度能够

良好控制. 另外, 硼粉注入期间, 等离子体储能和约束因子未出现明显退化现象, 甚至有所改善. 已有实验参数区间说明, 硼粉注入可以在更低碰撞率条件下抑制 ELM, 硼粉注入抑制 ELM 可以实现稳态长脉冲放电, 能够开发为一种无 ELM 的基本运行模式, 为 EAST 和 ITER 提供参考.

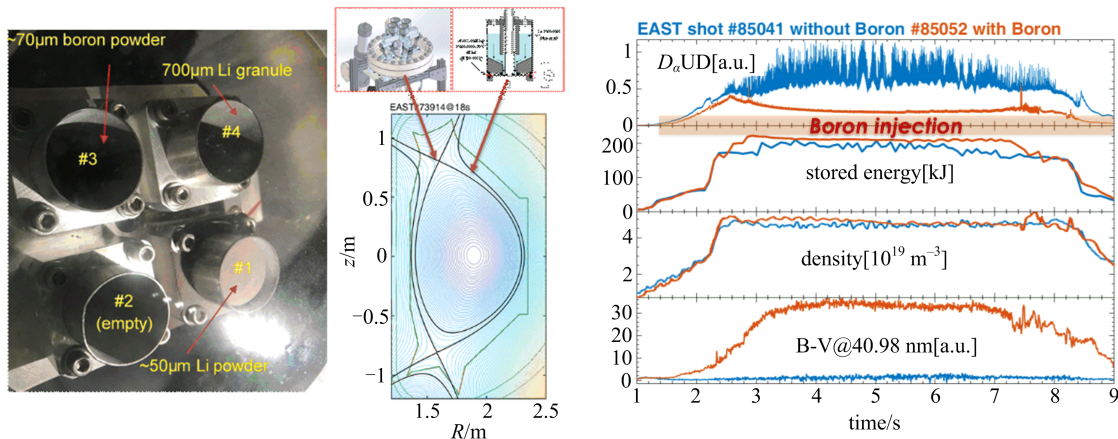


图 14 EAST 新杂质注入设备及硼粉注入控制 ELM 控制的效果

Fig. 14 Schematic of four-channel impurity powder dropper on EAST, and ELM control using boron powder injection

6 等离子体与壁相互作用模拟研究

托卡马克装置中等离子体与壁相互作用过程极为复杂, 模拟和实验相结合的研究是更深入理解其主要物理过程的有效手段, 从而为 PWI 的缓解和控制提供支持. 由于 PWI 模拟涉及的物理过程较多, 因此针对不同的物理问题, 国际上开发了多种不同类型的模拟程序, 如边界等离子体基本过程、偏滤器热流、材料腐蚀与沉积等等.

目前国际上的边界等离子体输运程序主要模拟刮削层中的等离子体粒子和能量输运以及内壁的作用过程, 从而获得边界的重要等离子体参数如电子和离子温度密度分布、杂质和辐射的分布, 偏滤器靶板热流和粒子流等等. 相关模拟程序有 B2^[142], EDGE2D^[143], UEDGE^[144], SOLEDGE^[145-146], TECXY^[147]等, 这些程序都是基于假设环向对称的二维流体程序, 对仿星器和环向不对称情况的模拟则可用三维流体程序 EMC3^[148,149]. 虽然不同流体程序的具体模拟细节有所不同, 但它们的基本物理模型很相似: 不考虑单个粒子的运动, 而是把等离子体整体视为流体, 并通过同时求解沿着磁力线和横越磁力线方向的粒子、能量、动量守恒方程来建立边界等离子体参数的分布. 其沿磁力线方向采用了经典输运模型, 而径向输运系数由于其不确定性往往

需要通过人为的假设, 这给模拟计算带来了较大的不确定性. 对守恒方程的求解需给定一些边界条件, 如最外闭合磁面处的等离子体密度、从芯部进入边界的功率、偏滤器靶板处的等离子体流速等. 由于边界等离子体有大量的中性粒子和等离子体相互作用, 因此在模拟研究中通常会把边界流体程序与蒙特卡罗中性粒子输运程序相互耦合, 如 NIMBUS^[150], EIRENA^[151]等, 这样可以更准确地描述边界的物理作用过程. 目前在国际上用的最广泛的耦合程序有 B2-EIRENA 程序包, 也被称作 SOLPS 程序^[152-154]. 边界等离子体程序已被广泛应用于世界上不同托卡马克装置偏滤器设计及边界等离子体物理的模拟. 除了模拟主等离子体的行为, 边界流体程序还可模拟壁材料腐蚀和杂质输运过程. 其在杂质输运模型方面也使用了流体近似的方法求解守恒方程, 同时考虑了杂质在迁移过程中造成的辐射损失等作用对背景等离子体参数的改变. 但是, 流体程序假设杂质离子为流体的方法准确性还有待考量, 且在壁材料腐蚀和沉积方面的计算较为简单, 因此大部分模拟结果只能定性地描述实验现象.

在壁材料腐蚀、杂质输运和再沉积方面的模拟主要是基于蒙特卡罗方法的程序 ERO^[155-156], BBQ^[157], EDDY^[158-159], WBC^[160-161], DIVIMP^[162-163]等. 这类程序的基本物理模型为: 面向等离子体材料 (PFM) 受

等离子体中不同粒子的轰击,材料表面被腐蚀并产生杂质粒子,程序对杂质粒子的迁移过程进行追踪,粒子在等离子体中被分解、电离等形成带电粒子,带电粒子在等离子体中会受电磁力、等离子体带来的摩擦力、横越磁力线扩散等作用,在经过一段时间的输运之后,杂质粒子可能会回到 PFM 表面并对材料造成再腐蚀等.模拟计算可以给出 PFM 表面的腐蚀与沉积速率分布、等离子体杂质浓度和辐射损失等信息.除了由腐蚀产生的杂质以外,也可以根据研究需求模拟主动注入杂质的输运和沉积过程^[164-165].蒙特卡罗程序的主要特点是通过计算给定时间步长杂质的位置和速度等信息,从而追踪杂质粒子在等离子体中的迁移过程.杂质带电粒子的迁移一般使用回旋轨道模型或导心运动模型.由于在实际 PWI(plasma-wall interactions)过程中,杂质粒子数非常多,计算资源和时间有限,在程序中一般采用测试粒子近似方法代替实际的大量粒子.目前这些程序已被广泛应用于不同托卡马克装置的 PWI 研究,包括 TEXTOR^[155], EAST^[166-167], JET^[168-169], DIID^[156,161], Tore Supra^[157], ASDEX-U^[163-164], ITER^[170-171]等.模拟工作进展主要分为三个方面,一是对当前托卡马克相关实验进行模拟,解释实验现象并深入分析其物理机制,同时验证程序的可靠性,比如,利用 ERO 程序模拟分析了在 EAST 上开展的样品辐照实验,并与实验测得的腐蚀和沉积分布进行对比^[166];另一方面对未来聚变装置进行模拟预测,如对 ITER 第一壁的腐蚀与沉积分布的模拟评估^[170-171];再就是不同模拟程序间的互相对比和验证,例如采用 EDDY 和 ERO 程序对相同实验的模拟结果进行对比研究^[158].这些蒙特卡罗模拟程序都需要给定的背景等离子体作为输入参数,且大多未考虑杂质对背景等离子体的影响.背景等离子体一般根据实验诊断数据建立,或者通过边界等离子体输运程序获得,或者如 DIVIMP 程序的背景等离子体也可以利用洋葱皮模型(OSM)计算,但是背景等离子体的变化会给模拟结果带来较大的不确定性.

上述模拟程序主要用于研究等离子体稳态情况,但是托卡马克中 H 模条件下爆发的边缘局域模(ELM)会产生较高的瞬态热流和粒子流,从而会大大加剧壁材料的腐蚀.大型磁流体程序 BOUT++^[172-173]可用于 ELM 的产生机制及输运的模拟,同时可以分析边界湍流特性,但是程序目前

还未考虑等离子体与壁的相互作用过程以及等离子体中杂质的输运情况.对于 ELM 期间壁材料的腐蚀和沉积,此前曾使用蒙特卡罗程序假设在一定背景等离子体条件开展了计算^[174],但基于稳态假设的模拟与实际瞬态事件不太吻合.一维自由流模型(FSM)可以描述 ELM 在刮削层的输运^[175],结合偏滤器靶板上的探针和红外线机诊断数据,能够反演 ELM 的输运过程,进而可计算出 ELM 期间偏滤器靶板材料的总腐蚀情况.但是目前的模拟计算结果所基于的假设过多,还需要进一步考虑多种作用过程相互影响的机制.

目前对于托卡马克中 PWI 各种复杂物理过程的理解需要不同类型的程序开展研究,但是不同程序都有各自的侧重点,且都有些根本的缺点,未来需要将不同程序结合起来,同时考虑不同物理过程,才能更加深入理解不同物理机制,从而更为准确地对未来聚变堆的 PWI 过程进行预测.

7 结论

磁约束核聚变装置中等离子体与壁相互作用方面经过多年的研究,在第一壁材料选择、偏滤器结构设计、壁表面清洗和涂覆、等离子体热流控制以及模拟分析等方面都取得了重要进展,极大地促进了磁约束核聚变的发展.典型表现以下几个方面:(I)第一壁材料方面,开展了基于固态第一壁(碳、铍、钨等)及液态第一壁(锂、锡、锂锡等)在聚变装置中的实验研究及验证工作,对材料性能、等离子体与壁材料相互作用以及等离子体性能的影响等都有很好的认知.(II)采用偏滤器结构比限制器结构更能够控制杂质并提高对粒子的排出能力,同时通过对偏滤器结构的逐步优化实现了偏滤器靶板热流的有效缓解.(III)壁表面清洗方面,离子回旋放电清洗由于兼容强磁场并且清除效率高,更适用于未来聚变堆强磁场条件下的杂质和壁滞留的清除,高效率的清洗还需要提高清洗功率和增强均匀性.(IV)第一壁表面涂覆方面,目前的研究结果表明硅、硼、锂等材料都能够有效控制杂质、提升等离子体性能、拓展等离子体运行区间,尤其是锂涂覆技术,促进了 EAST 托卡马克装置在高参数长脉冲 H 模运行中获得突破性进展.(V)热流控制方面,针对 ITER 聚变堆的高功率燃烧等离子体运行状态,在热流控制方面也取得了很大的进展,发展出多种有效的热流控制和缓解的新技术和新方法,主要包括针对稳态热负荷

控制的辐射偏滤器、边界磁拓扑结构改变以及新概念偏滤器等,以及针对 ELM 导致的瞬态热负荷控制的共振磁扰动、主动加料等方法。(VI)等离子体与壁相互作用模拟方面,目前已经发展了针对边界等离子体基本过程、偏滤器热流、材料腐蚀与沉积以及边界局域模 ELM 的产生机制及输运过程的多种模拟程序,同时可以分析边界湍流特性等,对理解等离子体与壁材料的相互作用具有重要作用。

在未来聚变堆燃烧等离子体环境中,等离子体与壁材料相互作用更为复杂,当前磁约束核聚变研究装置的运行参数与聚变堆仍有很大差距,当前的研究成果距离聚变堆的实际应用仍有很大差距。针对未来聚变堆燃烧等离子体对于等离子体与壁材料相互作用的更高要求,需要进一步开展深入的理论和实验研究,为聚变堆的稳态、高参数、燃烧等离子体运行奠定基础。在未来氦氘聚变反应堆中,第一壁材料将长时间承受更高热负荷冲击、更高温度等离子体辐照以及强中子辐照,对第一壁材料的寿命、性能等都提出了极大的挑战,如何发展能长时间抗强粒子和热流轰击的、抗中子辐照的钨基材料及其偏滤器结构,以及深入研究流动液态金属壁的全过程循环运行尤为关键。为此,如同抗中子辐照的钨基材料发展一样,欧美国家已确定液态金属壁作为未来聚变堆第一壁研究的战略之一,我国也已部署了相关研究。与此同时,需要深入研究面向聚变堆环境的多种方法的综合应用,统筹发展控制来自等离子体、沉积在偏滤器靶板上的稳态及瞬态高热热负荷的技术和方法,实现与高温燃烧等离子体高效兼容。提高离子回旋放电清洗均匀性和杂质清除效率,提高涂层寿命或者采用低 Z 材料的实时注入,稳态控制杂质产生,减少氦的滞留及稳态控制粒子再循环也非常关键。铍将被用作 ITER 低热负荷区第一壁材料,可以有效控制杂质及粒子再循环对等离子体影响,但其在未来聚变堆中抗中子辐照及其腐蚀性能仍然需要评估。在模拟方面,需要深入理解涉氦、涉中子的等离子体与壁相互作用的各种复杂物理过程,结合多种程序开展多物理过程的综合模拟分析,以实现未来聚变堆的 PWI 过程的准确预测,为未来聚变堆设计提供理论依据。

EAST 装置作为世界上首个与 ITER 结构相似的全超导托卡马克,等离子体与壁相互作用研究一直处于国际前列,研发并实验了与类似 ITER 设计的钨偏滤器,离子回旋壁处理技术以及先进的锂涂

覆技术已经成为 EAST 常规运行技术,极大改善了等离子体中杂质水平,有效控制粒子再循环,推动 EAST 不断获得创世界纪录的研究成果,实现了百秒高约束模以及 20 s 以上电子温度达到一亿摄氏度等。同时,提出并发展了多种偏滤器热流控制先进技术,部署了针对未来聚变堆装置的流动液态锂壁的前瞻性探索实验,为未来聚变堆发展储备了先进方法与技术支持。EAST 将以实现一亿摄氏度一千秒等离子体运行,以及十兆瓦量级加热的百秒高约束模等离子体为主要目标,长时间稳定控制等离子体与壁相互作用既是一个巨大挑战,同时也是一个重要研究机遇,有望取得更多国际领先的研究成果。

参考文献(References)

- [1] 朱士尧. 核聚变原理[M]. 合肥:中国科学技术大学出版社, 1992.
- [2] 石秉仁. 磁约束聚变:原理与实践[M]. 北京:原子能出版社, 1999.
- [3] WESSON J. Tokamaks[M]. 3rd Edition. Oxford: Oxford University Press, 2004.
- [4] FEDERICI G, BIEL W, GILBERT M R, et al. European DEMO design strategy and consequences for materials[J]. Nuclear Fusion, 2017, 57(9): 092002.
- [5] ITER Organization. ITER: The way to new energy [EB/OL]. [2020-05-01]. <https://www.iter.org>.
- [6] STRACHAN J D. Studies of global energy confinement in TFTR supershots[J]. Nuclear Fusion, 1994, 34(7): 1017-1038.
- [7] MANSFIELD D K, STRACHAN J D, BELL M G, et al. Enhanced performance of deuterium-tritium-fueled supershots using extensive lithium conditioning in the Tokamak-Fusion-Test-Reactor [J]. Physics of Plasmas, 1995, 2(11): 4252-4256.
- [8] BUDNY R V. Comment on Li pellet conditioning in tokamak fusion test reactor[J]. Physics of Plasmas, 2011, 18(9): 092506.
- [9] WAN B. Recent experiments in the EAST and HT-7 superconducting tokamaks[J]. Nuclear Fusion, 2009, 49(10): 104011.
- [10] GUO H Y, LI J, WAN B N, et al. Recent advances in long-pulse high-confinement plasma operations in Experimental Advanced Superconducting Tokamak[J]. Physics of Plasmas, 2014, 21(5): 056107.
- [11] MIODUSZEWSKI P K, EDMONDS P H, BUSH C E, et al. The beryllium limiter experiment in ISX-B [J]. Nuclear Fusion, 1986, 26(9): 1171-1192.
- [12] MARTINELLI A P, PEACOCK A T, BEHRISCH R. Deuterium trapping and impurity collection on a

- 1990 JET Be belt limiter [J]. Journal of Nuclear Materials, 1992, 196-198: 729-734.
- [13] BARABASH V, EATON R, HIRAI T, et al. Summary of beryllium qualification activity for ITER first-wall applications [J]. Physica Scripta, 2011, T145: 014007.
- [14] KUPRIYANOV I, POREZANOV N, NIKOLAEV G, et al. Study of beryllium damage under ITER-relevant transient plasma and radiative loads [J]. Fusion Science and Technology, 2014, 66 (1): 171-179.
- [15] ULRICKSON M, AKIBA M, VIEIDER G, et al. Selection of plasma facing materials for ITER[C]// Proceedings of 16th International Symposium on Fusion Engineering. IEEE, 1995, 1: 394-398.
- [16] KALLENBACH A, AGUIAM D, AHO-MANTILA L, et al. Overview of ASDEX Upgrade results [J]. Nuclear Fusion, 2017, 57(10): 102015.
- [17] ZOHN H, ANGIONI C, ARSLANBEKOV R, et al. Overview of ASDEX Upgrade results [J]. Nuclear Fusion, 2003, 43(12): 1570-1582.
- [18] LITAUDON X, ABDUALLEV S, ABHANGI M, et al. Overview of the JET results in support to ITER [J]. Nuclear Fusion, 2017, 57(10): 102001.
- [19] ABRAMS T, DING R, GUO H Y, et al. The inter-ELM tungsten erosion profile in DIII-D H-mode discharges and benchmarking with ERO plus OEDGE modeling [J]. Nuclear Fusion, 2017, 57(5): 056034.
- [20] EKSAEVA A, BORODIN D, ROMAZANOV J, et al. Surface roughness effect on Mo physical sputtering and re-deposition in the linear plasma device PSI-2 predicted by ERO2.0 [J]. Nuclear Materials and Energy, 2019, 19: 13-18.
- [21] FIRDAOUSS M, DESGRANGES C, HERNANDEZ C, et al. Overview of the different processes of tungsten coating implemented into WEST tokamak [J]. Fusion Engineering and Design, 2017, 124: 207-210.
- [22] SHIMADA M, HIROOKA Y. Actively convected liquid metal divertor [J]. Nuclear Fusion, 2014, 54 (12): 122002.
- [23] LEE D, UMER M A, RYU H J, et al. The effect of HfC content on mechanical properties HfC-W composites [J]. International Journal of Refractory Metals & Hard Materials, 2014, 44: 49-53.
- [24] ZHANG T, WANG Y, ZHOU Y, et al. High temperature electrical resistivities of ZrC particle-reinforced tungsten-matrix composites [J]. International Journal of Refractory Metals & Hard Materials, 2010, 28(4): 498-502.
- [25] TEAGUE M C, HILMAS G E, FAHRENHOLTZ W G. Reaction processing of ultra-high temperature W/Ta₂C-based cermets [J]. Journal of the American Ceramic Society, 2009, 92(9): 1966-1971.
- [26] 陈勇, 吴玉程, 于福文, 等. 机械合金化制备 TiC/W 纳米晶复合粉体的烧结特性 [J]. 机械工程材料, 2007, 31(7): 4-7.
- CHEN Yong, WU Yucheng, YU Fuwen, et al. Sintering property of TiC/W nanocomposite powders prepared by mechanical alloying [J]. Materials for Mechanical Engineering, 2007, 31(7): 4-7.
- [27] FUKUDA M, HASEGAWA A, NOGAMI S, et al. Microstructure development of dispersion-strengthened tungsten due to neutron irradiation [J]. Journal of Nuclear Materials, 2014, 449(1-3): 213-218.
- [28] FUKUDA M, HASEGAWA A, TANNO T, et al. Property change of advanced tungsten alloys due to neutron irradiation [J]. Journal of Nuclear Materials, 2013, 442(1-3): S273-S276.
- [29] VERTKOV A, LYUBLINSKI I, ZHARKOV M, et al. Liquid tin limiter for FTU tokamak [J]. Fusion Engineering and Design, 2017, 117: 130-134.
- [30] TABARES F L, OYARZABAL E, MARTIN-ROJO A B, et al. Experimental tests of LiSn alloys as potential liquid metal for the divertor target in a fusion reactor [J]. Nuclear Materials and Energy, 2017, 12: 1368-1373.
- [31] TABARES F L, OYARZABAL E, TAFALLA D, et al. Comparative studies of liquid metals for an alternative divertor target in a fusion reactor [J]. Physica Scripta, 2017, T170: 014054.
- [32] COENEN J W, DE TEMMERMAN G, FEDERICI G, et al. Liquid metals as alternative solution for the power exhaust of future fusion devices: Status and perspective [J]. Physica Scripta, 2014, T159: 014037.
- [33] ONO M, JAWORSKI M A, KAITA R, et al. Recent progress in the NSTX/NSTX-U lithium programme and prospects for reactor-relevant liquid-lithium based divertor development [J]. Nuclear Fusion, 2013, 53 (11): 113030.
- [34] ZAKHAROV E, BLANCHARD W, KAITA R, et al. Low recycling regime in ITER and the LiWall concept for its divertor [J]. Journal of Nuclear Materials, 2007, 363: 453-457.
- [35] BOYLE D P, MAJESKI R, SCHMITT J C, et al. Observation of flat electron temperature profiles in the Lithium Tokamak Experiment [J]. Physical Review Letters, 2017, 119(1): 015001.
- [36] APICELLA M L, APRUZZESE G, MAZZITELLI G, et al. Lithization of the FTU tokamak with a critical amount of lithium injection [J]. Plasma Physics and

- Controlled Fusion, 2012, 54(3): 035001.
- [37] MIRNOV S V, AZIZOV E A, EVTIKHIN V A, et al. Experiments with lithium limiter on T-11M tokamak and applications of the lithium capillary-pore system in future fusion reactor devices[J]. Plasma Physics and Controlled Fusion, 2006, 48(6): 821-837.
- [38] GRAY T K, CANIK J M, MAINGI R, et al. The effects of increasing lithium deposition on the power exhaust channel in NSTX[J]. Nuclear Fusion, 2014, 54(2): 023001.
- [39] ZUO G Z, HU J S, MAINGI R, et al. Results from an improved flowing liquid lithium limiter with increased flow uniformity in high power plasmas in EAST[J]. Nuclear Fusion, 2019, 59(1): 016009.
- [40] ZUO G Z, HU J S, MAINGI R, et al. Mitigation of plasma-material interactions via passive Li efflux from the surface of a flowing liquid lithium limiter in EAST[J]. Nuclear Fusion, 2017, 57(4): 046017.
- [41] HU J S, ZUO G Z, REN J, et al. First results of the use of a continuously flowing lithium limiter in high performance discharges in the EAST device[J]. Nuclear Fusion, 2016, 56(4): 046011.
- [42] REN J, ZUO G Z, HU J S, et al. A flowing liquid lithium limiter for the Experimental Advanced Superconducting Tokamak[J]. Review of Scientific Instruments, 2015, 86(2): 023504.
- [43] WHYTE D G, EVANS T E, WONG C P C, et al. Experimental observations of lithium as a plasma-facing surface in the DIII-D tokamak divertor[J]. Fusion Engineering and Design, 2004, 72(1-3): 133-147.
- [44] ALLAIN J P, WHYTE D G, BROOKS J N. Lithium erosion experiments and modelling under quiescent plasma conditions in DIII-D[J]. Nuclear Fusion, 2004, 44(5): 655-664.
- [45] ONO M, MAJESKI R, JAWORSKI M A, et al. Liquid lithium loop system to solve challenging technology issues for fusion power plant[J]. Nuclear Fusion, 2017, 57(11): 116056.
- [46] ONO M, JAWORSKI M A, KAITA R, et al. Liquid lithium applications for solving challenging fusion reactor issues and NSTX-U contributions[J]. Fusion Engineering and Design, 2017, 117: 124-129.
- [47] RIDOLFINI V P, AMBROSINO R, CHMIELEWSKI P, et al. Perspectives for the liquid lithium and tin targets in the Italian Divertor Test Tokamak (I-DTT) divertor[J]. Nuclear Fusion, 2019, 59(12): 126008.
- [48] NALLO G F, MAZZITELLI G, SAVOLDI L, et al. Self-consistent modelling of a liquid metal box-type divertor with application to the divertor tokamak test facility: Li versus Sn[J]. Nuclear Fusion, 2019, 59(6): 066020.
- [49] NALLO G F, CARLI S, CARUSO G, et al. Modeling the lithium loop in a liquid metal pool-type divertor[J]. Fusion Engineering and Design, 2017, 125: 206-215.
- [50] MADDALUNO G, MARZULLO D, MAZZITELLI G, et al. The DTT device: Divertor solutions for alternative configurations including liquid metals[J]. Fusion Engineering and Design, 2017, 122: 341-348.
- [51] LABOMBARD B, MARMAR E S, IRBY J, et al. X-point target divertor concept and the Alcator DX high power divertor test facility[C]// 55th Annual Meeting of the APS Division of Plasma Physics. College Park, MD: American Physical Society, 2013.
- [52] KOTSCHENREUTHER M, VALANJU P, MAHAJAN S, et al. The super X divertor (SXD) and a compact fusion neutron source (CFNS)[J]. Nuclear Fusion, 2010, 50(3): 035003.
- [53] LABOMBARD B. New insights on boundary plasma turbulence and the quasi-coherent mode in Alcator C-Mod using a Mirror Langmuir Probe[C]// 55th Annual Meeting of the APS Division of Plasma Physics. College Park, MD: American Physical Society, 2013.
- [54] KOTSCHENREUTHER M, VALANJU P M, MAHAJAN S M, et al. On heat loading, novel divertors, and fusion reactors[J]. Physics of Plasmas, 2007, 14(7): 072502.
- [55] AMBROSINO G, MARCO A, DE TOMMASI D, et al. Plasma strike-point sweeping on JET Tokamak with the eXtreme Shape Controller[J]. IEEE Transactions on Plasma Science, 2008, 36(3): 834-840.
- [56] SILBURN S A, MATTHEWS G F, CHALLIS C D, et al. Mitigation of divertor heat loads by strike point sweeping in high power JET discharges[J]. Physica Scripta, 2017, T170: 014040.
- [57] GUO H Y, LI J, GONG X Z, et al. Approaches towards long-pulse divertor operations on EAST by active control of plasma-wall interactions[J]. Nuclear Fusion, 2014, 54(1): 013002.
- [58] ZHANGX D, ZHANG Y, QIAN J P, et al. Fishtail divertor: Swing strike point for active control of heat load on divertor plant[C]// IAEA Second Technical Meeting on Divertor Concepts, Suzhou. Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 2017.
- [59] ZHANG X D, XIAO B J, LUO G N, et al. Fishtail divertor: A new divertor concept on EAST for active control of heat load on divertor plate[C]// 26th IAEA Fusion Energy Conference; IAEA-CN-234. Vienna,

- Austria: International Atomic Energy Agency, 2016.
- [60] DE LA CAL E, GAUTHIER E. Review of radio frequency conditioning discharges with magnetic fields in superconducting fusion reactors[J]. Plasma Physics and Controlled Fusion, 2005, 47(2): 197-218.
- [61] HU J S, LI J G, WANG X M, et al. The first results of O-ICR experiments to remove re-deposited layers and hydrogen in the HT-7 superconducting tokamak [J]. Plasma Physics and Controlled Fusion, 2005, 47 (8): 1271-1286.
- [62] HU J S, LI J G, ZHAO Y P, et al. Oxidation wall conditionings on HT-7 and EAST superconducting tokamaks[J]. Journal of Nuclear Materials, 2011, 415 (1): S1054-S1057.
- [63] GAUTHIER E, DE LA CAL E, Beaumont B, et al. Wall conditioning technique development in Tore Supra with permanent magnetic field by ICRF wave injection [J]. Journal of Nuclear Materials, 1997, 241: 553-558.
- [64] DE LA CAL E, GAUTHIER E. First-wall cleaning and isotope control studies by D-2 ICRF conditioning in Tore Supra with a permanent magnetic field [J]. Plasma Physics and Controlled Fusion, 1997, 39(7): 1083-1099.
- [65] WINTER J. Wall conditioning in fusion devices and its influence on plasma performance[J]. Plasma Physics and Controlled Fusion, 1996, 38(9): 1503-1542.
- [66] YU Y, HU J, ZHAO Y, et al. ICRF (ion cyclotron range of frequencies) discharge cleaning with toroidal and vertical fields on EAST[J]. Plasma Physics and Controlled Fusion, 2011, 53(1): 015013.
- [67] ITAMI K, HONG S H, BAE Y S, et al. Wall-conditioning plasmas by ECRF heating in KSTAR[J]. Journal of Nuclear Materials, 2013, 438: S930-S935.
- [68] HANADA K, JOTAKI E, SAKAMOTO M, et al. Wall conditioning using 2.45 GHz ECR-DC on superconducting tokamak TRIAM-1M [J]. Fusion Engineering and Design, 2001, 54(1): 79-86.
- [69] USHIGUSA K, SEKI M, SUGANUMA K, et al. Electron cyclotron resonance discharge cleaning by using LHRF system on JT-60U [J]. Fusion Engineering and Design, 1999, 45(2): 137-144.
- [70] NACHTRIEB R T, LABOMBARD B L, TERRY J L, et al. Electron cyclotron discharge cleaning (ECDC) experiments on Alcator C-Mod[J]. Journal of Nuclear Materials, 1999, 266-269: 896-900.
- [71] YU Y W, GAO X, HU J S, et al. ECR discharge cleaning and followed He GDC on HT-7 tokamak[J]. Journal of Nuclear Materials, 2009, 390-391: 1051-1054.
- [72] WAN B N, LIANG Y, GONG X Z, et al. Recent advances in EAST physics experiments in support of steady-state operation for ITER and CFETR [J]. Nuclear Fusion, 2019, 59(11): 112003.
- [73] OREN L, TAYLOR R J. Trapping and removal of oxygen in tokamaks [J]. Nuclear Fusion, 1977, 17 (6): 1143-1151.
- [74] WINTER J. Carbonization in tokamaks[J]. Journal of Nuclear Materials, 1987, 145: 131-144.
- [75] WINTER J, ESSER H G, KONEN L, et al. Boronization in TEXTOR [J]. Journal of Nuclear Materials, 1989, 162: 713-723.
- [76] SAMM U, BOGEN P, ESSER G, et al. Plasma edge physics with siliconization in TEXTOR[J]. Journal of Nuclear Materials, 1995, 220: 25-35.
- [77] VONSEGGERN J, WINTER J, GROBUSCH L, et al. Properties of thin a-C/Si: H coatings applied to TEXTOR [J]. Journal of Nuclear Materials, 1995, 220-222: 677-681.
- [78] WINTER J, ESSER H G, REIMER H, et al. Borontrimethyl-B(CH₃)₃: A less hazardous substance for boronization [J]. Journal of Nuclear Materials, 1990, 176-177: 486-489.
- [79] BOUCHER C, MARTIN F, STANSFIELD B L, et al. Comparison of three boronization techniques in TdeV [J]. Journal of Nuclear Materials, 1992, 196: 587-591.
- [80] SAIDOH M, HIRATSUKA H, ARAI T, et al. A boronization system in the JT-60U Tokamak: Application of a new method using a less hazardous substance[J]. Fusion Engineering and Design, 1993, 22(3): 271-275.
- [81] ALIMOV V K, BOGOMOLOV D B, CHURAEVA M N, et al. Characterization of a-B/C: H films deposited from different boron containing precursors [J]. Journal of Nuclear Materials, 1992, 196: 670-675.
- [82] FUSSMANN G. Impurity production and plasma performance in ASDEX discharges with ohmic and auxiliary heating [J]. Journal of Nuclear Materials, 1987, 145: 96-104.
- [83] COAD J P, BEHRINGER K H, DIETZ K J. Glow-discharge carbonization in JET[J]. Journal of Nuclear Materials, 1987, 145: 747-750.
- [84] NODA N, HORI Y, MASAI K, et al. Study on in-situ carbon coating in JIPP T-IIU [J]. Journal of Nuclear Materials, 1987, 145: 709-712.
- [85] JACKSON G L, WINTER J, LIPPMANNS, et al. Carbonization of the DIII-D tokamak [J]. Journal of Nuclear Materials, 1990, 176: 311-318.

- [86] International Atomic Energy Agency. Plasma physics and controlled nuclear fusion research 1986 [C]// Proceedings of an International Conference, Kyoto, 13-20 Nov. 1986. Vienna, Austria; International Atomic Energy Agency, 1986.
- [87] WOLF G H, BAY H L, BERTSCHINGER G, et al. Properties, control and ICR-heating of the plasma in TEXTOR[J]. Plasma Physics and Controlled Fusion, 1986, 28(9A): 1413-1428.
- [88] SCHNEIDER U, POSCHENRIEDER W, BESSENRODTWEBER PALS M, et al. Boronization of ASDEX[J]. Journal of Nuclear Materials, 1990, 176: 350-356.
- [89] HOLLENSTEIN C, DUVAL B P, DEWIT T D, et al. Cold boronization in TCA [J]. Journal of Nuclear Materials, 1990, 176: 343-349.
- [90] DYLLA H F, BELL M G, HAWRYLUK R J, et al. Effects of boronization of the 1st wall in TFTR[J]. Journal of Nuclear Materials, 1990, 176: 337-342.
- [91] JACKSON G L, WINTER J, BURRELL K H, et al. Boronization in DIII-D [J]. Journal of Nuclear Materials, 1992, 196: 236-240.
- [92] GAUTHIER E, GRISOLIA C, GROSMAN A, et al. Boronization in Tore Supra[J]. Journal of Nuclear Materials, 1992, 196: 637-641.
- [93] GRIGULL P, BEHRISCH R, BRAKEL R, et al. The impact of boundary plasma conditions on the plasma performance of the Wendelstein 7-AS stellarator[J]. Journal of Nuclear Materials, 1992, 196: 101-112.
- [94] SHINOHARA S, YAMAGISHI K, OHDACHI S, et al. First results of boronization in REPUTE-1 RFP [J]. Journal of the Physical Society of Japan, 1992, 61 (9): 3030-3033.
- [95] SAIBENE G, ROSSI A, MONK R D, et al. Review of vacuum vessel conditioning procedures at JET and their impact on plasma operation[J]. Journal of Nuclear Materials, 1995, 220: 617-622.
- [96] HIGASHIJIMA S, SUGIE T, KUBO H, et al. Impurity and particle recycling reduction by boronization in JT-60U [J]. Journal of Nuclear Materials, 1995, 220: 375-379.
- [97] KUGEL H W, GORMAN J, JOHNSON D, et al. Development of lithium deposition techniques for TFTR[C]// 17th IEEE/NPSS Symposium on Fusion Engineering. IEEE, 1997, 2: 869-872.
- [98] TABARES F L, OCHANDO M A, MEDINA F, et al. Plasma performance and confinement in the TJ-II stellarator with lithium-coated walls [J]. Plasma Physics and Controlled Fusion, 2008, 50 (12): 124051.
- [99] MAJESKI R, BERZAK L, GRAY T, et al. Performance projections for the lithium tokamak experiment (LTX) [J]. Nuclear Fusion, 2009, 49 (5): 055014.
- [100] KUGEL H W, MANSFIELD D, MAINGI R, et al. Evaporated lithium surface coatings in NSTX [J]. Journal of Nuclear Materials, 2009, 390-391: 1000-1004.
- [101] SUGAI H, TOYODA H, NAKAMURA K, et al. Wall conditioning with lithium evaporation [J]. Journal of Nuclear Materials, 1995, 220: 254-258.
- [102] PENG L L, WANG E Y, ZHANG N M, et al. Improvement of plasma performance with wall conditioning in the HL-1M tokamak [J]. Nuclear Fusion, 1998, 38(8): 1137-1147.
- [103] ZUO G Z, HU J S, LI J G, et al. First results of lithium experiments on EAST and HT-7[J]. Journal of Nuclear Materials, 2011, 415(1): S1062-S1066.
- [104] SUN Z, HU J S, ZUO G Z, et al. Influence of lithium coatings with large-area coverage on EAST plasma performance [J]. Fusion Engineering and Design, 2014, 89(12): 2886-2893.
- [105] MAINGI R, KAYE S M, SKINNER C H, et al. Continuous improvement of H-Mode discharge performance with progressively increasing lithium coatings in the National Spherical Torus Experiment [J]. Physical Review Letters, 2011, 107 (14): 145004.
- [106] 王明旭, 张年满, 王志文, 等. HL-1M 装置内壁锂化实验进展[J]. 真空与低温, 2001, 7(1): 7-10.
WANG Mingxu, ZHANG Nianman, WANG Zhiwen, et al. Experiment of in-situ Li-coating in HL-1M Tokamak[J]. Vacuum and Cryogenics, 2001, 7 (1): 7-10.
- [107] XU W, SUN Z, ZUO G, et al. Impact of novel lithium coating apparatus on plasma behavior improvement in Experimental Advanced Superconducting Tokamak [J]. Chinese Journal of Vacuum Science and Technology, 2018, 38 (4): 284-289.
- [108] XU W, HU J S, ZUO G Z, et al. A new developed in-between shots lithium evaporation coating system for improving plasma performance in EAST [J]. Fusion Engineering and Design, 2018, 133: 142-147.
- [109] LOARTE A, LIPSCHULTZ B, KUKUSHKIN A S, et al. Chapter 4: Power and particle control [J]. Nuclear Fusion, 2007, 47(6): S203-S263.
- [110] PITTS R A, CARPENTIER S, ESCOURBIAC F, et al. A full tungsten divertor for ITER: Physics issues and design status[J]. Journal of Nuclear Materials,

- 2013, 438: S48-S56.
- [111] KALLENBACH A, BERNERT M, EICH T, et al. Optimized tokamak power exhaust with double radiative feedback in ASDEX Upgrade[J]. Nuclear Fusion, 2012, 52(12): 122003.
- [112] LEONARD A W, MAHDAVI M A, LASNIER C J, et al. Scaling radiative divertor solutions to high power in DIII-D [J]. Nuclear Fusion, 2012, 52(6): 063015.
- [113] WANG L, GUO H Y, DING F, et al. Advances in plasma-wall interaction control for H-mode operation over 100 s with ITER-like tungsten divertor on EAST [J]. Nuclear Fusion, 2019, 59(8): 086036.
- [114] EVANS T E, MOYER R A, BURRELL K H, et al. Edge stability and transport control with resonant magnetic perturbations in collisionless tokamak plasmas[J]. Nature Physics, 2006, 2(6): 419-423.
- [115] LIANG Y, GONG X Z, GAN K F, et al. Magnetic topology changes induced by lower hybrid waves and their profound effect on edge-localized modes in the EAST Tokamak[J]. Physical Review Letters, 2013, 110(23): 235002.
- [116] RYUTOV D D. Geometrical properties of a “snowflake” divertor[J]. Physics of Plasmas, 2007, 14(6): 064502.
- [117] CALABRO G, XIAO B J, CHEN S L, et al. EAST alternative magnetic configurations: Modelling and first experiments [J]. Nuclear Fusion, 2015, 55(8): 083005.
- [118] VALANJU P M, KOTSCHENREUTHER M, MAHAJAN S M, et al. Super-X divertors and high power density fusion devices[J]. Physics of Plasmas, 2009, 16(5): 056110.
- [119] WU K, YUAN Q P, XIAO B J, et al. Achievement of radiative feedback control for long-pulse operation on EAST[J]. Nuclear Fusion, 2018, 58(5): 056019.
- [120] ELDER D. DIVIMP-SOLPS investigation of the mechanism causing impurity accumulation near the midplane along the separatrix [C]//PSI-2020 International Conference, Jeju, Korea, 2020.
- [121] CHEN M W, GONG X Z, GAN K F, et al. Detachment plasma achieved based on active temperature feedback system in EAST[J]. Nuclear Fusion, 2020, 60(7): 076009.
- [122] LIU X J, WANG L, DENG G Z, et al. Modeling study of the onset density for divertor detachment on EAST [J]. Physics of Plasmas, 2019, 26(10): 102510.
- [123] CHEN J, YANG Z, COSTER D, et al. Experimental investigation and SOLPS-ITER modeling of Ne-seeded radiative divertor H-modes plasma on EAST [J]. Physics of Plasmas, 2019, 26(5): 052501.
- [124] LIANG Y, GONG X Z, GAN K F, et al. Magnetic topology changes induced by lower hybrid waves and their profound effect on edge-localized modes in the EAST Tokamak[J]. Physical Review Letters, 2013, 110(23): 235002.
- [125] LI J, GUO H Y, WAN B N, et al. A long-pulse high-confinement plasma regime in the Experimental Advanced Superconducting Tokamak [J]. Nature Physics, 2013, 9(12): 817-821.
- [126] SHIMADA M, CAMPBELL D J, MUKHOVATOV V, et al. Chapter 1: Overview and summary [J]. Nuclear Fusion, 2007, 47(6): S1-S17.
- [127] ZOHN H. The physics of edge localized modes (ELMs) and their role in power and particle exhaust [J]. Plasma Physics and Controlled Fusion, 1996, 38(8): 1213-1223.
- [128] ZOHN H. Edge localized modes (ELMs) [J]. Plasma Physics and Controlled Fusion, 1996, 38(2): 105-128.
- [129] LOARTE A, HUIJSMANS G, FUTATANI S, et al. Progress on the application of ELM control schemes to ITER scenarios from the non-active phase to DT operation[J]. Nuclear Fusion, 2014, 54(3): 033007.
- [130] LANG P T, CONWAY G D, EICH T, et al. ELM pace making and mitigation by pellet injection in ASDEX Upgrade[J]. Nuclear Fusion, 2004, 44(5): 665-677.
- [131] LANG P T, ALPER B, BUTTERY R, et al. ELM triggering by local pellet perturbations in type-I ELMy H-mode plasma at JET[J]. Nuclear Fusion, 2007, 47(8): 754-761.
- [132] XIAO W W, DIAMOND P H, KIM W C, et al. ELM mitigation by supersonic molecular beam injection: KSTAR and HL-2A experiments and theory[J]. Nuclear Fusion, 2014, 54(2): 023003.
- [133] XIAO W W, DIAMOND P H, ZOU X L, et al. ELM mitigation by supersonic molecular beam injection into the H-mode pedestal in the HL-2A tokamak [J]. Nuclear Fusion, 2012, 52(11): 114027.
- [134] GERHARDT S P, AHN J W, CANIK J M, et al. First observation of ELM pacing with vertical jogs in a spherical torus [J]. Nuclear Fusion, 2010, 50(6): 064015.
- [135] MAINI R, OSBORNE T H, LEBLANC B P, et al. Edge-localized-mode suppression through density-profile modification with lithium-wall coatings in the National Spherical Torus Experiment [J]. Physical Review Letters, 2009, 103(7): 075001.

- [136] MAINGI R, HU J S, SUN Z, et al. ELM elimination with Li powder injection in EAST discharges using the tungsten upper divertor [J]. Nuclear Fusion, 2018, 58(2): 024003.
- [137] MAINGI R, BOYLE D P, CANIK J M, et al. The effect of progressively increasing lithium coatings on plasma discharge characteristics, transport, edge profiles and ELM stability in the National Spherical Torus Experiment [J]. Nuclear Fusion, 2012, 52(8): 083001.
- [138] MANSFIELD D K, KUGEL H W, MAINGI R, et al. Transition to ELM-free improved H-mode by lithium deposition on NSTX graphite divertor surfaces [J]. Journal of Nuclear Materials, 2009, 390-391: 764-767.
- [139] OSBORNE T H, JACKSON G L, YAN Z, et al. Enhanced H-mode pedestals with lithium injection in DIII-D [J]. Nuclear Fusion, 2015, 55(6): 063018.
- [140] HU J S, SUN Z, GUO H Y, et al. New steady-state quiescent high-confinement plasma in an Experimental Advanced Superconducting Tokamak [J]. Physical Review Letters, 2015, 114: 055001.
- [141] MANSFIELD D K, ROQUEMORE A L, CARROLL T, et al. First observations of ELM triggering by injected lithium granules in EAST [J]. Nuclear Fusion, 2013, 53(11): 113023.
- [142] SCHNEIDER R, BRAAMS B, REITER D, et al. Extensions of B2 for the simulation of ASDEX-Upgrade scrape-off layer plasmas [J]. Contributions to Plasma Physics, 1992, 32(3-4): 450-455.
- [143] HARTING D, GROTH M, BEURSKENS M, et al. Simulation of tungsten sputtering with EDGE2D-EIRENE in low triangularity L-mode JET ITER like wall configuration [J]. Journal of Nuclear Materials, 2013, 438: S480-S483.
- [144] WIGRAM M R K, LABOMBARD B, UMANSKY M V, et al. Performance assessment of long-legged tightly-baffled divertor geometries in the ARC reactor concept [J]. Nuclear Fusion, 2019, 59(10): 106052.
- [145] BUFFERAND H, CIRAOLLO G, MARANDET Y, et al. Numerical modelling for divertor design of the WEST device with a focus on plasma-wall interactions [J]. Nuclear Fusion, 2015, 55(5): 053025.
- [146] MAO R, FEDORCZAK N, CIRAOLLO G, et al. Impact of an alternative divertor configuration on plasma detachment: Pure deuterium simulations using the SOLEDGE2D-EIRENE edge transport code for HL-2M scenarios [J]. Nuclear Fusion, 2019, 59(10): 106019.
- [147] CHMIELEWSKI P, ZAGORSKI R, IVANOVA-STANIK I, et al. TECXY simulations of multi-species impurity seeding in DEMO reactor [J]. Contributions to Plasma Physics, 2018, 58(6-8): 773-780.
- [148] FENG Y, SARDEI F, KISSLINGER J, et al. 3D edge modeling and island divertor physics [J]. Contributions to Plasma Physics, 2004, 44(1-3): 57-69.
- [149] XIE T, DAI S Y, ZUO G Z, et al. EMC3-EIRENE modelling of edge plasma and impurity emissions compared with the liquid lithium limiter experiment on EAST [J]. Nuclear Fusion, 2018, 58(10): 106017.
- [150] COSTER D P, BONNIN X, CORRIGAN G, et al. Benchmarking Tokamak edge modelling codes [J]. Journal of Nuclear Materials, 2005, 337(1-3): 366-370.
- [151] REITER D, BAELMANS M, BORNER P. The EIRENE and B2-EIRENE codes [J]. Fusion Science and Technology, 2005, 47(2): 172-186.
- [152] DU H, SANG C, WANG L, et al. SOLPS5.1 analysis of detachment with drifts and gas pumping effects in EAST [J]. Plasma Physics and Controlled Fusion, 2016, 58(8): 085006.
- [153] SANG C, DU H, ZUO G, et al. SOLPS modeling of lithium transport in the scrape-off layer during real-time lithium injection on EAST [J]. Nuclear Fusion, 2016, 56(10): 106018.
- [154] SI H, GUO H Y, XU G S, et al. Modeling the effect of divertor closure on plasma detachment for new divertor design of EAST by SOLPS [J]. Plasma Physics and Controlled Fusion, 2019, 61(9): 095007.
- [155] KIRSCHNER A, PHILIPPS V, WINTER J, et al. Simulation of the plasma-wall interaction in a tokamak with the Monte Carlo code ERO-TEXTOR [J]. Nuclear Fusion, 2000, 40(5): 989-1001.
- [156] DING R, STANGEBY P C, RUDAKOV D L, et al. Simulation of gross and net erosion of high-Z materials in the DIII-D divertor [J]. Nuclear Fusion, 2016, 56(1): 016021.
- [157] CORRE Y, GUNN J, PEGOURIE B, et al. Plasma flow and carbon production and circulation with the ergodic divertor of Tore Supra [J]. Nuclear Fusion, 2007, 47(2): 119-134.
- [158] OHYA K, KIRSCHNER A. Modeling of erosion and deposition by the Monte Carlo codes EDDY and ERO [J]. Physica Scripta, 2009, T138: 014010.
- [159] OHYA K. Dynamic simulation of erosion and redeposition on plasma-facing materials [J]. Physica Scripta, 2006, T124: 70-75.

- [160] BROOKS J N. Modeling of sputtering erosion/redeposition: Status and implications for fusion design [J]. Fusion Engineering and Design, 2002, 60(4): 515-526.
- [161] BROOKS J N, ELDER J D, MCLEAN A G, et al. Analysis of a tungsten sputtering experiment in DIII-D and code/data validation of high redeposition/reduced erosion[J]. Fusion Engineering and Design, 2015, 94: 67-71.
- [162] STANGEBY P C, ELDER J D. Calculation of observable quantities using a divertor impurity interpretive code, DIVIMP [J]. Journal of Nuclear Materials, 1992, 196: 258-263.
- [163] XUEREB A, GROTH M, KRIEGER K, et al. DIVIMP-B2-EIRENE modelling of C-13 migration and deposition in ASDEX Upgrade L-mode plasmas [J]. Journal of Nuclear Materials, 2010, 396(2-3): 228-233.
- [164] AHO-MANTILA L, AIRILA M I, WISCHMEIER M, et al. Modelling of (CH₄)-C-13 injection and local carbon deposition at the outer divertor of ASDEX Upgrade[J]. Physica Scripta, 2009, T138: 014019.
- [165] DING R, KIRSCHNER A, BORODIN D, et al. Modelling of local carbon deposition from methane and ethene injection through graphite and tungsten test limiters in TEXTOR [J]. Plasma Physics and Controlled Fusion, 2010, 52(4): 045005.
- [166] DING R, PITTS R A, BORODIN D, et al. Material migration studies with an ITER first wall panel proxy on EAST [J]. Nuclear Fusion, 2015, 55(2): 023013.
- [167] XIE H, DING R, KIRSCHNER A, et al. ERO modelling of tungsten erosion and re-deposition in EAST L mode discharges [J]. Physics of Plasmas, 2017, 24(9): 092512.
- [168] BORODIN D, BREZINSEK S, MIETTUNEN J, et al. Determination of Be sputtering yields from spectroscopic observations at the JET ITER-like wall based on three-dimensional ERO modelling [J]. Physica Scripta, 2014, T159: 014057.
- [169] KIRSCHNER A, MATVEEV D, BORODIN D, et al. Modelling of the material transport and layer formation in the divertor of JET: Comparison of ITER-like wall with full carbon wall conditions [J]. Journal of Nuclear Materials, 2015, 463: 116-122.
- [170] BORODIN D, KIRSCHNER A, CARPENTIER-CHOUCHANA S, et al. ERO code benchmarking of ITER first wall beryllium erosion/re-deposition against LIM predictions [J]. Physica Scripta, 2011, T145: 014008.
- [171] BROOKS J N, ALLAIN J P, ROGNLIEN T D. Erosion/redeposition analysis of the ITER first wall with convective and non-convective plasma transport [J]. Physics of Plasmas, 2006, 13(12): 122502.
- [172] ZHU Y R, LI Z Y, CHAN V S, et al. Achieving a robust grassy-ELM operation regime in CFETR [J]. Nuclear Fusion, 2020, 60(4): 046014.
- [173] XU X Q, LI N M, LI Z Y, et al. Simulations of tokamak boundary plasma turbulence transport in setting the divertor heat flux width [J]. Nuclear Fusion, 2019, 59(12): 126039.
- [174] KIRSCHNER A, TSKHAKAYA D, BREZINSEK S, et al. Modelling of plasma-wall interaction and impurity transport in fusion devices and prompt deposition of tungsten as application [J]. Plasma Physics and Controlled Fusion, 2018, 60(1): 014041.
- [175] GUILLEMAUT C, METZGER C, MOULTON D, et al. Experimental validation of an analytical kinetic model for edge-localized modes in JET-ITER-like wall [J]. Nuclear Fusion, 2018, 58(6): 066006.