

氦杂质注入条件下 CFETR 芯部钨杂质浓度的模拟研究

吴 樑¹ 徐国梁¹ 周一夫¹ 张传家¹ 毛世峰¹ 罗正平²
郭 勇² 彭学兵² 叶民友¹

1 (中国科学技术大学 核科学技术学院 合肥 230026)

2 (中国科学院等离子体物理研究所 合肥 230031)

摘要 由于低质量数材料不可接受的高腐蚀率以及氦共沉积的问题,未来聚变堆中更希望使用全钨壁。由于钨在芯部的高辐射冷却率,芯部的钨杂质浓度需要限制在非常低的水平(约 10^{-5})。中国聚变工程试验堆(China Fusion Engineering Test Reactor, CFETR)要求其高功率稳态运行,全钨壁是优先考虑的方案。为了估计全钨壁CFETR的芯部钨杂质浓度,用边界等离子体物理模拟软件SOLPS (Scrape-off Layer Plasma Simulation)对下单零偏滤器位形不同氦气(Ne)辐射杂质注入速率下模拟得到边界等离子体背景,再利用蒙特卡罗杂质输运程序DIVIMP (DIVertor and IMPurity)对钨杂质的输运进行了模拟。当Ne注入速率较低、靶板温度仍然较高时,即使仅考虑靶板为钨材料,芯部钨杂质浓度依然过高。当靶板峰值温度降低至约10 eV时,钨靶板对芯部钨杂质浓度的贡献降至可接受的水平;但当包含主等离子体室壁的贡献时,芯部钨杂质浓度仍然达到 10^{-4} 的水平。因此当Ne杂质注入速率较高时,过高的芯部钨杂质浓度主要来源于主等离子体室壁。未来的工作中需要进一步关注钨壁对芯部钨杂质浓度的影响。

关键词 中国聚变工程试验堆, DIVIMP, 等离子体与壁相互作用, 数值模拟, 钨杂质输运

中图分类号 TL62⁺7

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.010602

Simulation study of core W impurity concentration with Ne seeding for CFETR

WU Liang¹ XU Guoliang¹ ZHOU Yifu¹ ZHANG Chuanjia¹ MAO Shifeng¹ LUO Zhengping²
GUO Yong² PENG Xuebing² YE Minyou¹

1(School of Nuclear Science and Technology, University of Science and Technology of China, Hefei 230026, China)

2(Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China)

Abstract [Background] Due to unacceptable high erosion rate of low-Z material and the problem of tritium co-deposition, full-tungsten wall is expected for future fusion reactor. However, the core tungsten concentration has to be limited to very low level of 10^{-5} due to its the high radiative cooling rate. China fusion engineering test reactor (CFETR) requires high-power steady-state operation, full tungsten wall is preferred. [Purpose] This study aims to

国家自然科学基金(No.11375191、No.11305216)、国家磁约束核聚变能发展研究专项(No.2014GB110000)资助

第一作者: 吴樑, 男, 1993年出生, 2014年毕业于中国科学技术大学, 现为硕士研究生, 研究领域为等离子体与壁相互作用

通信作者: 毛世峰, E-mail: sfmao@ustc.edu.cn

收稿日期: 2017-04-19, 修回日期: 2017-06-01

Supported by National Natural Science Foundation of China (No.11375191, No.11305216), National Magnetic Confinement Fusion Science Program of China (No.2014GB110000)

First author: WU Liang, male, born in 1993, graduated from University of Science and Technology of China in 2014, master student, focusing on plasma-wall interaction

Corresponding author: MAO Shifeng, E-mail: sfmao@ustc.edu.cn

Received date: 2017-04-19, accepted date: 2017-06-01

evaluate the core tungsten concentration for CFETR with full tungsten wall. [Methods] Edge plasma simulation software scrape-off layer plasma simulation (SOLPS) is employed to simulate the edge plasma with different Ne seeding rates for the lower-single null configuration. With the simulated edge plasma as the background, Monte Carlo impurity transport code DIVertor and IMPurity (DIVIMP) is used to simulate the transportations of the impurity of tungsten. [Results] When the Ne seeding rate is low and the target temperature keeps high, the simulated core tungsten concentration is too high to be considered. The contribution of tungsten target becomes acceptable when the target temperature is lower to about 10 eV; however, when the main chamber tungsten wall is included, the core tungsten concentration is still at the level of 10^{-4} . [Conclusion] The tungsten source from main chamber wall is the main cause of high core tungsten concentration when seeding impurity rate is high. The influence of tungsten wall on the core tungsten impurity should be further focused in future work.

Key words CFETR, DIVIMP, Plasma-wall interaction, Numerical simulation, Tungsten impurity transport

由于铍、碳等低质量数材料的高腐蚀率对壁寿命的限制, 以及与氦的共沉积效应导致的氦滞留问题, 在未来的聚变堆中, 需要使用高质量数的材料作为面向等离子体材料^[1]。考虑到钨材料对于轻元素(D、T、He)物理溅射的高能量阈值以及良好的热机械性能, 目前被认为最有希望应用于未来聚变堆中^[2-3]。在 JET (Joint European Torus)^[4]、ASDEX-U (Axially Symmetric Divertor Experiment Upgrade)^[5]、EAST (Experimental Advanced Superconducting Tokamak)^[6]、DIII-D^[7]等实验装置中, 已经部分或全部将壁材料替换为钨。国际热核聚变实验堆(International Thermonuclear Experimental Reactor, ITER)目前已确定采用全钨偏滤器^[8]。由于在使用钨作为面向等离子体材料时会导致钨杂质的产生, 同时钨杂质在芯部仍未完全电离, 将具有强烈的辐射冷却作用, 因此必须限制芯部钨杂质浓度。对于反应堆级别的等离子体, 芯部钨浓度的限值约为 10^{-5} ^[9]。因此, 对于未来聚变堆而言, 寻找能够满足芯部钨杂质浓度限制的物理和工程设计方案是必须解决的关键问题之一。

为了验证聚变堆的工程可行性, 近年我国提出了中国聚变工程试验堆(China Fusion Engineering Test Reactor, CFETR)作为 ITER 与示范电站(Demonstration power plant, DEMO)的过渡, 其主要设计目标为聚变功率 50–200 MW、工作系数达到 0.3–0.5 以及验证氦自持^[10-12]。由于 CFETR 高功率稳态运行的需求, 使用全钨壁将是优先考虑的方案, 因此对芯部的钨杂质水平进行评估是必须的。

由于钨可能存在多种电离态, 现阶段难以通过多流体程序对各价态的钨进行模拟, 目前一般采用的方法是在固定的边界等离子体的背景上模拟钨杂质的输运。本文中所采用方案是基于边界等离子体物理模拟软件 SOLPS (Scrape-off Layer Plasma Simulation)^[13]得到的边界等离子体背景, 再利用蒙

特卡罗杂质输运程序 DIVIMP (DIVertor and IMPurity)^[14]进行钨壁溅射和钨杂质输运的模拟, 该方案已被广泛地应用于解释 ASDEX-U 和 JET 的实验结果以及预测 ITER 的钨杂质输运^[2,15-19]。Wang 等^[20]利用 SOLPS+DIVIMP 的方式模拟得到了 CFETR 在顶部充入 Ar 辐射杂质的条件下, 由于偏滤器靶板溅射产生的钨杂质所导致的芯部钨杂质水平。Ne 作为惰性气体, 比 Ar 具有更低的电荷数, 更加倾向于在刮削层中辐射功率, Ne 也常和 Ar 配合在形成更大的杂质辐射区。因此, Ne 也是 CFETR 以及未来聚变堆中备选的辐射杂质之一。

本文中考察了在偏滤器外挡板充入 Ne 辐射杂质的情况。在利用 SOLPS 计算得到的 CFETR 下单零偏滤器不同运行状态的边界等离子体背景上, 利用 DIVIMP 模拟了 CFETR 全钨壁条件下的钨杂质的溅射及输运过程, 得到了芯部的钨杂质浓度。通过与仅偏滤器靶板为钨时的结果对比, 明确了在高 Ne 注入速率条件下芯部钨杂质浓度主要来自主等离子体室壁溅射的贡献。

1 数值模拟设置

CFETR 的设计参数^[11]为大半径 $R=5.7$ m、小半径 $a=1.6$ m、纵场强度 $B_T=5.0$ T、等离子体电流 $I_p=10$ MA、拉长比 $\kappa \sim 2$ 、安全因子 $q_{95} \geq 3$ 、归一化等离子体比压 $\beta_N \sim 2$ 。偏滤器位形设计考虑了类似 ITER 的下单零偏滤器和先进雪花偏滤器等方案^[12,21-23]。按聚变功率 200 MW、辅助加热功率 100 MW 考虑, 假定芯部辐射功率为 40 MW, 进入刮削层的功率约 100 MW。采用全钨壁时, 由于缺少来自壁溅射的碳杂质, 为了降低到达偏滤器靶板的热流, 满足峰值热负荷低于 $10 \text{ MW} \cdot \text{m}^{-2}$ 的工程限制, 需要注入如 Ne、Ar 等辐射杂质。针对下单零偏滤器位形, 在不同的 Ne 杂质注入速率条件下, 基于 SOLPS 模拟得到了具有不同偏滤器运行状态的边界等离子体。

SOLPS 的计算网格如图 1 所示, 参考 ITER 的模拟参数设置^[24], 粒子扩散系数 $D_{\perp}=0.3 \text{ m}^2\cdot\text{s}^{-1}$, 电子/离子热扩散系数 $\chi_{\perp}=1.0 \text{ m}^2\cdot\text{s}^{-1}$ (注意目前的研究工作中等离子体边界的跨场输运系数一般根据实验结果反推得到, 还没有准确的预测模型, 改变跨场输运系数会改变刮削层宽度, 进而改变边界等离子体状态以及相应的钨杂质的输运, 因此进一步工作中还需要对此进行研究)。在芯部边界位置假定离子和电子各携带一半功率, 均为 50 MW, 固定芯部边界 D 离子密度为 $8.0\times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ 。充气位置选取在外挡板位置(图 1 中箭头位置), 同时充入 D_2 和 Ne, 其中 D_2 充气速度固定为 $6\times 10^{22} \text{ s}^{-1}$ (未充入杂质时外中平面 separatrix 电子密度达到 $2.3\times 10^{19} \text{ m}^{-3}$), Ne 注入速率分别取 $0.1\times 10^{21} \text{ s}^{-1}$ 、 $0.7\times 10^{21} \text{ s}^{-1}$ 、 $1.7\times 10^{21} \text{ s}^{-1}$ 以及 $2.1\times 10^{21} \text{ s}^{-1}$ 。

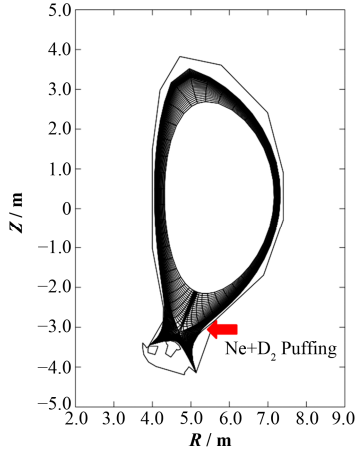


图 1 CFETR 标准下单零偏滤器位形计算网格 (96×36)
Fig.1 Computational grid of CFETR lower-single null divertor in SOLPS (96×36).

在 SOLPS 计算得到的背景等离子体, 可以利用 DIVIMP 进一步模拟钨壁的溅射及杂质输运, 得到相应的钨杂质的分布。

DIVIMP 最初的目标是模拟偏滤器中碳的溅射和输运, 因此仅能处理单个种类粒子对偏滤器靶板的溅射。在模拟中, 为了包含注入的 Ne 对偏滤器靶板的溅射, 根据 SOLPS 模拟得到的偏滤器靶板的各个价态的 D 和 Ne 的粒子流, 利用 Eckstein-Preus 公式^[25]给出的溅射产额, 计算得到钨靶板溅射通量并输入至 DIVIMP 进一步计算。粒子轰击偏滤器靶板的能量^[26]由式(1)得到:

$$E = 2T_i + 3ZT_e \quad (1)$$

式中: T_i 、 T_e 分别为背景等离子体的离子和电子温度; Z 为所计算粒子的电荷态。由于 SOLPS 模拟网格与壁间存在间隙, 为了估计主等离子体室壁溅射对芯部钨杂质浓度的影响, 参考 Geier 等^[15]对

ASDEX-U 的模拟工作, 假定温度和密度在 SOLPS 计算网格以外向壁指数衰减 (衰减长度取 80 mm), 从而可以按照靶板位置的处理方式估计第一壁钨的溅射通量。

杂质产生后, DIVIMP 利用 EIRENE 程序^[27]追踪中性粒子直至边界等离子体中电离。杂质离子的输运根据平行磁力线的受力以及垂直磁场方向的反常扩散进行追踪。平行磁场线的力主要包括杂质压强梯度力、背景等离子体摩擦力、电场力以及电子和离子的温度梯度力。垂直磁场方向的反常输运系数取为 $0.3 \text{ m}^2\cdot\text{s}^{-1}$ 。

对于靶板溅射的钨, 模拟中包含了快速再沉积效应。当钨的电离位置距离偏滤器靶板小于一个拉莫半径时, 将再沉积至靶板上。同时对于偏滤器靶板, 在模拟中也包含了钨的自溅射。但对于主等离子体室壁的模拟中未包含快速再沉积和自溅射。在目前的模拟研究中暂未包含电荷交换导致的中性粒子对偏滤器靶板和钨壁的溅射^[28]。

2 模拟结果与讨论

不同 Ne 杂质充气速率下内外靶板的热流密度分布如图 2(a)所示。可以看到, 当充入杂质质量较低时($0.1\times 10^{21} \text{ s}^{-1}$), 靶板上的热流密度非常高, 特别是内靶板的峰值热流密度超过了 $10 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$ 的工程限值。随着杂质注入速率的提升, 通过辐射带走的能量逐渐提高。注入速度达到 $0.7\times 10^{21} \text{ s}^{-1}$ 时, 内靶板的热流密度已显著下降。进一步提高杂质注入速率, 内外靶板的峰值热流密度降至 $5 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$ 以下, 说明了充入 Ne 杂质可以有效降低到达偏滤器靶板的热流。

图 2(b)给出了偏滤器内外靶板的电子温度分布, 随着 Ne 注入速度的提升, 电子温度的变化趋势与偏滤器靶板的热流密度一致。由温度分布可以看到, 杂质注入速率最低时, 内外靶板都处于低再循环的状态。Ne 注入速率为 $0.7\times 10^{21} \text{ s}^{-1}$ 时, 内靶板部分脱靶, 进一步增加杂质注入速率, 内靶板完全脱靶, 外靶板部分脱靶。注入速率达到 $2.1\times 10^{21} \text{ s}^{-1}$ 时, 外靶板几乎完全脱靶。

基于 SOLPS 得到的边界等离子体, 计算得到的 D 和 Ne 粒子轰击偏滤器靶板以及钨壁产生的钨杂质溅射通量密度分布如图 3(a)所示。可以看到钨杂质产生的主要位置在内外偏滤器靶板、顶部以及内外壁靠近等离子体的区域, 这与 Baelmans 等^[29]用 SOLPS 在扩展至壁的计算网格上对 ITER 的壁离子流通量模拟的结果的趋势一致。溅射通量密度峰值位置在偏滤器内外靶板, 由图 3(b)可以看出, 尽管

主等离子体室壁有着更大的面积,但总的溅射通量仍然要比靶板上总的溅射通量低。

偏滤器靶板处的溅射通量密度与靶板附近等离子体温度密切相关。当温度较高时(杂质注入速率 $0.1 \times 10^{21} \text{ s}^{-1}$),靶板溅射主要由 D 离子导致(如图 3(b), D 溅射通量约占靶板总溅射通量的 71.8%)。当注入速度为 $0.7 \times 10^{21} \text{ s}^{-1}$ 时,由于杂质离子量的增

加,温度较低的区域也开始出现明显的溅射,Ne 对靶板的溅射显著增加,已经超过 D 的贡献。进一步增加杂质注入速度,偏滤器靶板等离子体温度显著下降,靶板溅射通量密度显著下降。随着温度的降低,粒子轰击靶板的能量迅速下降, D 对靶板的溅射的贡献显著下降, Ne 杂质粒子的溅射成为产生钨杂质的主导因素。

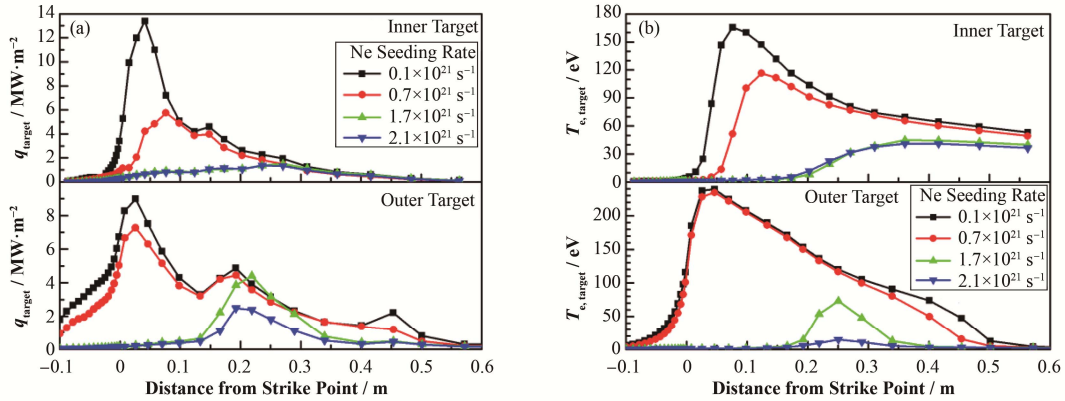


图 2 不同 Ne 注入速率下内、外靶板热流密度(a)和电子温度(b)分布
Fig.2 Heat flux (a) and electron temperature (b) onto inner and outer targets with different Ne seeding rates.

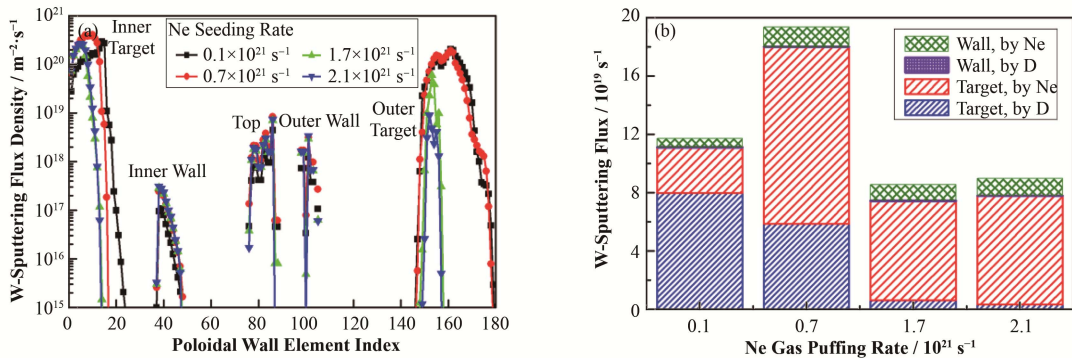


图 3 不同 Ne 注入速率下靶板与壁的钨溅射通量密度极向分布情况(a)和 D、Ne 在不同 Ne 注入速率下对靶板和壁的钨溅射总通量(b)

Fig.3 Poloidal distribution of W sputtering flux density with different Ne seeding rates (a), and total W sputtering flux of divertor targets and wall by D and Ne (b).

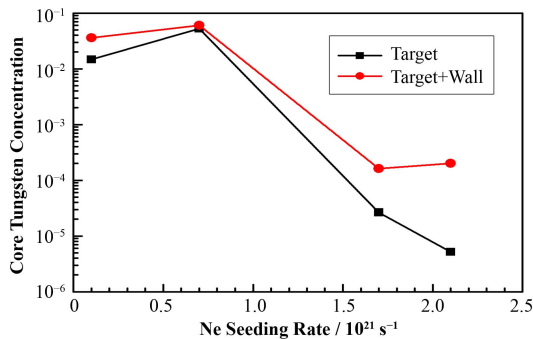


图 4 仅钨靶板以及全钨壁条件下不同 Ne 注入速率时模拟得到的芯部钨杂质浓度

Fig.4 The simulated core W concentration for the situation of only W targets and full W wall with different Ne seeding rates.

主等离子体室壁上 D 对钨的溅射贡献非常低(D 主要是通过电荷交换产生的高能中性 D 粒子对壁产生溅射),主要的溅射粒子是 Ne 杂质粒子。随着 Ne 注入速率的增加,主室壁的钨溅射通量密度分布变化不大。由图 3(b)给出的 Ne 对壁的总溅射通量可以看到,除了最低的 Ne 注入速率条件下壁溅射通量较低外,其余三个条件下的壁溅射通量大致相当。充入 Ne 杂质会导致壁溅射的增强,同时由于杂质辐射会导致边界等离子体温度的下降,三个较高的 Ne 注入速率条件下,两者的效果相互抵消,导致总体的溅射通量变化不大。而对于最低的 Ne 注入速率,较低的溅射通量是由于背景等离子体中 Ne 的含量较低。

基于 SOLPS 给出的背景等离子体以及靶板和壁钨杂质溅射的初始分布,进一步通过 DIVIMP 模拟了钨杂质的输运。对仅钨靶板以及全钨壁两种情况模拟得到的芯部钨杂质浓度如图 4 所示。可以看到,最差的情况出现在 Ne 注入速率 $0.7 \times 10^{21} \text{ s}^{-1}$ 时。由表 1 可以看到,该条件下靶板和壁的总溅射通量和泄露率都较大。对于溅射的分析如前所述,这里需要指出的是,由于靶板温度较高,自溅射会导致

靶板总溅射通量显著增加。同时由于较高的温度会导致由于 Ne 溅射和自溅射产生的钨杂质的初速度较高,使其更容易穿透至等离子体中较深的位置才发生电离,从而使泄露率提高。当充入 Ne 杂质的速率进一步提高,偏滤器处于脱靶运行状态,钨的溅射通量下降;同时靶板附近的等离子体密度提升,导致对钨的屏蔽效果进一步提升^[16],对于仅钨靶板的情况,芯部钨杂质浓度逐渐下降至 10^{-5} 以下。

表 1 不同 Ne 注入速率下靶板与真空壁溅射与泄露情况
Table 1 The sputtering and leakage of target and wall with different Ne seeding rates.

充气率 Puffing rate / 10^{21} s^{-1}	靶板总溅射通量 Total sputtering flux of target / 10^{19} s^{-1}	壁总溅射通量 Total sputtering flux of main wall / 10^{19} s^{-1}	靶板泄露率 Leakage of target / %	壁泄露率 Leakage of main wall / %
0.1	11.10	0.61	0.138	4.56
0.7	18.00	1.37	0.215	7.20
1.7	7.44	1.11	0.018 6	3.69
2.1	7.79	1.18	0.002 37	4.38

对于全钨壁条件下的模拟结果表明,在高杂质注入速率下,包含了由主等离子体室壁溅射的钨杂质后,芯部钨杂质浓度保持在 10^{-4} 水平。此时芯部钨杂质浓度的提高主要由于壁上的溅射钨杂质的贡献,由表 1 也可以看到,杂质注入率最高的两组计算中壁的溅射通量和泄露率大致相当。需要说明的是,模拟中暂时未包含壁位置钨杂质的快速再沉积,该效应可能使有效的钨溅射通量下降约一个量级;如果考虑钨在计算网格以外区域的电离,平均电离位置更加远离主等离子体,从而进一步降低壁上溅射的钨杂质的泄露率。此外,Marandet 等^[30]对 WEST 的模拟结果表明电荷交换产生的中性粒子的贡献为总溅射通量的 10%–20%。综上,如果考虑壁上钨的再沉积、远刮削层区域的钨电离以及电荷交换中性粒子等因素,目前的计算得到的芯部钨杂质浓度的结果相对偏高。上述三种因素对于降低芯部钨杂质浓度的效应与边界等离子体密度密切相关^[30–32],通过增加边界加料提升边界等离子体密度,能够降低芯部钨杂质浓度。

需要指出的是,目前所采用的 DIVIMP 程序的模型仍有许多不足之处。如只能计算钨杂质离子与主等离子体的相互作用,而当 Ne 的充气率较高时,Ne 离子对钨杂质的输运过程也会产生一定的影响。后续的研究中可以针对不同的有效电荷数(Z_{eff})引入对钨杂质离子受力的修正来处理注入杂质离子对钨杂质离子输运的碰撞。此外,边界主等离子体漂移效应对钨杂质输运的影响^[33–34]、快速再沉积模型的优化^[35–36]等,都是进一步改进 DIVIMP 物理模型所

需要考虑的方向。

3 结语

基于 SOLPS 模拟得到的下单零偏滤器位形的边界等离子体背景,利用 DIVIMP 模拟了全钨壁 CFETR 在充入 Ne 辐射杂质时偏滤器靶板和主等离子体室壁的钨杂质溅射和输运过程,对芯部的钨杂质浓度进行了估算。

在 SOLPS 模拟中,随着 Ne 杂质注入速率的提高,偏滤器运行状态由低再循环开始直至完全脱靶。对靶板和钨壁的溅射通量计算表明等离子体温度是主要影响因素。进一步通过 DIVIMP 模拟钨杂质输运得到的芯部钨杂质浓度。在低的 Ne 注入速率下,仅钨靶板的贡献已经导致过高的芯部钨杂质浓度。在高 Ne 注入速率下,芯部钨杂质浓度仍然为 10^{-4} 量级。对比钨靶板的结果表明,影响芯部钨杂质浓度主要因素是主等离子体室壁的钨杂质溅射。未来的工作中需要重点关注钨壁上产生的杂质对芯部钨杂质浓度的影响,一方面发展计算模型更加准确的模拟钨壁溅射的钨杂质的输运,另一方面优化边界的控制手段,寻找与全钨壁兼容的运行方案。

参考文献

- 1 Kallenbach A, Neu R, Dux R, *et al.* Tokamak operation with high-Z plasma facing components[J]. Plasma Physics & Controlled Fusion, 2005, 47(12B): 207–222. DOI: 10.1088/0741-3335/47/12B/S16.

- 2 Kaufmann M, Neu R. Tungsten as first wall material in fusion devices[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2007, **82**(5): 521–527. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2007.03.045.
- 3 李纯, Greuner H, 周鑫, 等. 轧制钨板在氦源高热流作用下的形貌演化[J]. *核技术*, 2015, **38**(7): 070604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2015.hjs.38.070604.
LI Chun, Greuner H, ZHOU Xin, *et al.* Surface modifications of rolled W during exposure to high heat loads with He[J]. *Nuclear Techniques*, 2015, **38**(7): 070604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2015.hjs.38.070604.
- 4 Matthews G F, Edwards P, Greuner H, *et al.* Current status of the JET ITER-like wall project[J]. *Physica Scripta*, 2009, **T138**: 014030. DOI: 10.1088/0031-8949/2009/T138/014030.
- 5 Neu R, Balden M, Bobkov V, *et al.* Plasma wall interaction and its implication in an all tungsten divertor tokamak[J]. *Plasma Physics & Controlled Fusion*, 2007, **49**(12B): 59–70. DOI: 10.1088/0741-3335/49/12B/S04.
- 6 Li Q, Qi P, Zhou H S, *et al.* R&D issues of W/Cu divertor for EAST[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2010, **85**(7–9): 1106–1112. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2010.02.017.
- 7 Guo H Y, Hill D N, Leonard A W, *et al.* Developing and validating advanced divertor solutions on DIII-D for next-step fusion devices[J]. *Nuclear Fusion*, 2016, **56**(12): 126010. DOI: 10.1088/0029-5515/56/12/126010.
- 8 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. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2013.01.008.
- 9 Pütterich T, Neu R, Dux R, *et al.* Calculation and experimental test of the cooling factor of tungsten[J]. *Nuclear Fusion*, 2010, **50**(2): 025012. DOI: 10.1088/0029-5515/50/2/025012.
- 10 Song Y T, Wu S T, Li J G, *et al.* Concept design of CFETR tokamak machine[J]. *IEEE Transactions on Plasma Science*, 2014, **42**(3): 503–509. DOI: 10.1109/TPS.2014.2299277.
- 11 Wan B N, Ding S Y, Qian J P, *et al.* Physics design of CFETR: determination of the device engineering parameters[J]. *IEEE Transactions on Plasma Science*, 2014, **42**(3): 495–502. DOI: 10.1109/TPS.2013.2296939.
- 12 Luo Z P, Xiao B, Guo Y, *et al.* Concept design of optimized snowflake diverted equilibria in CFETR[J]. *IEEE Transactions on Plasma Science*, 2014, **42**(4): 1021–1025. DOI: 10.1109/TPS.2014.2307581.
- 13 Coster D P, Bonnin X, Braams B, *et al.* Further developments of the edge transport simulation package, SOLPS[C]. *Proceedings of the 19th IAEA Fusion Energy Conference*, Lyon, France, 2002.
- 14 Stangeby P C, Elder J D. Understanding impurity retention by divertors[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 1995, **220–222**: 193–197. DOI: 10.1016/0022-3115(94)00410-2.
- 15 Geier A, Krieger K, Elder J D, *et al.* Modeling of tungsten transport in the SOL for sources at the central column of ASDEX upgrade using DIVIMP[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2003, **313–316**: 1216–1220. DOI: 10.1016/S0022-3115(02)01519-2.
- 16 Schmid K, Krieger K, Kukushkin A, *et al.* DIVIMP modeling of tungsten impurity transport in ITER[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2007, **363–365**: 674–679. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2007.01.045.
- 17 Jarvinen A, Groth M, Moulton D, *et al.* Simulations of tungsten transport in the edge of JET ELMy H-mode plasmas[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2013, **438**: S1005–S1009. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2013.01.219.
- 18 Lisgo S W, Borner P, Kukushkin A, *et al.* Design assessment of ITER port plug plasma facing material options[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2011, **415**(1): S965–S968. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2010.11.061.
- 19 Lisgo S W, Kukushkin A, Pitts R A, *et al.* Design assessment of tungsten as an upper panel plasma facing material in ITER[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2013, **438**: S580–S584. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2013.01.121.
- 20 Wang F Q, Chen Y P, Hu L Q, *et al.* Predictive modeling for performance assessment of ITER-like divertor in China fusion engineering testing reactor[J]. *Journal of Fusion Energy*, 2015, **34**(5): 1077–1087. DOI: 10.1007/s10894-015-9925-4.
- 21 Chen B, Mao S F, Luo Z P, *et al.* SOLPS modelling of detachment in lower single-null divertor for China fusion engineering testing reactor[C]. *Proceedings of ICONE-23*, ICONE23-1882, 2015.
- 22 Mao S F, Guo Y, Peng X B, *et al.* Evaluation of target-plate heat flux for a possible snowflake divertor in CFETR using SOLPS[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2015, **463**: 1233–1237. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2014.11.078.
- 23 吴昊声, 毛世峰, 陈彬, 等. 中国聚变工程实验堆雪花偏滤器脱靶运行的 SOLPS 模拟[J]. *核技术*, 2015, **38**(11): 110601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2015.hjs.38.

110601.
WU Haosheng, MAO Shifeng, CHEN Bin, *et al.* Simulation study on detachment operation of snowflake divertor for CFETR[J]. Nuclear Techniques, 2015, **38**(11): 110601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2015.hjs.38.110601.
- 24 Kukushkin A S, Pacher H D, Pacher G W, *et al.* Scaling laws for edge plasma parameters in ITER from two-dimensional edge modelling[J]. Nuclear Fusion, 2003, **43**(8): 716–723. DOI: 10.1088/0029-5515/43/8/312.
- 25 Eckstein W, García-Rosales C, Roth J, *et al.* Threshold energy for sputtering and its dependence on angle of incidence[J]. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms, 1993, **83**(1–2): 95–109. DOI: 10.1016/0168-583X(93)95913-P.
- 26 Stangeby P C. The plasma boundary of magnetic fusion devices[M]. Bristol: Institute of Physics Publishing, 2000: 69.
- 27 Reiter D, Baelmans M, Borner P. The EIRENE and B2-EIRENE codes[J]. Fusion Science and Technology, 2005, **47**(2): 172–186. DOI: 10.13182/FST47-172.
- 28 Verbeek H, Stober J, Coster D P, *et al.* Interaction of charge exchange neutrals with the main chamber walls of plasma machines[J]. Nuclear Fusion, 1998, **38**(12): 1789–1803. DOI: 10.1088/0029-5515/38/12/305.
- 29 Baelmans M, Borner P, Dekeyser W, *et al.* Tokamak plasma edge modelling including the main chamber wall[J]. Nuclear Fusion, 2011, **51**(8): 083023. DOI: 10.1088/0029-5515/51/8/083023.
- 30 Marandet Y, Bufferand H, Bucalossi J, *et al.* Assessment of tungsten sources in the edge plasma of WEST[J]. Journal of Nuclear Materials, 2015, **463**: 629–633. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2014.11.030.
- 31 Chankin A V, Coster D P, Dux R. Monte Carlo simulations of tungsten redeposition at the divertor target[J]. Plasma Physics & Controlled Fusion, 2014, **56**(2): 025003. DOI: 10.1088/0741-3335/56/2/025003.
- 32 Engelhardt W, Feneberg W. Influence of an ergodic magnetic limiter on the impurity content in a tokamak[J]. Journal of Nuclear Materials, 1978, **76–77**: 518–520. DOI: 10.1016/0022-3115(78)90198-8.
- 33 Elder J D, Stangeby P C, Whyte D G, *et al.* OEDGE modeling of ^{13}C deposition in the inner divertor of DIII-D[J]. Journal of Nuclear Materials, 2005, **337–339**: 79–83. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2004.10.138.
- 34 Stangeby P C, Elder J D, McLean A G, *et al.* Experimentally-based $\mathbf{E} \times \mathbf{B}$ drifts in the DIII-D divertor and SOL calculated from integration of Ohm's law using Thomson scattering measurements of T_e and n_e [J]. Nuclear Materials and Energy, 2017, **12**: 876–881. DOI: 10.1016/j.nme.2017.03.021.
- 35 Stangeby P C. The chodura sheath for angles of a few degrees between the magnetic field and the surface of divertor targets and limiters[J]. Nuclear Fusion, 2012, **52**(8): 083012. DOI: 10.1088/0029-5515/52/8/083012.
- 36 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. DOI: 10.1088/0029-5515/56/1/016021.