中国科学: 物理学 力学 天文学 2026 年 第 56 卷 第 7 期: 275201
SCIENTIA SINICA Physica, Mechanica & Astronomica physcn.scichina.com
《中国科学》杂志社 SCIENCE CHINA PRESS
评 述

聚变堆面向等离子体材料中氚滞留问题研究进展及展望

陈志林*, 杨阳, 彭述明

中国工程物理研究院核物理与化学研究所, 绵阳 621900
*联系人, E-mail: chenzhilin@caep.cn

收稿日期: 2025-11-01; 接受日期: 2025-12-01; 网络出版日期: 2026-03-17
国家自然科学基金(编号: 11922509)资助

摘要 氚是氢的放射性同位素, 是聚变堆的主要燃料. 氚的自持问题是聚变堆实现聚变能源利用的核心问题之一, 氚的放射性是聚变堆安全的主要源项. 在聚变堆中, 氚在面向等离子体材料中的滞留是影响氚自持及氚安全的关键问题. 本文回顾了氚滞留问题的研究进展, 并对其发展方向进行了分析和展望.

关键词 聚变堆, 氚滞留, 氚

PACS: 28.52.-s, 28.52.Cx, 28.52.Fa, 52.55.-s

1 引言

聚变能源是国家战略能源之一, 也是有望解决人类能源问题的重要途径[1]. 近年来, 聚变相关技术快速发展, 美国国家点火装置(National Ignition Facility, NIF)已实现聚变能研究历史性突破, 实现激光能量增益大于1并完成多次重复[2]; 欧洲联合环(Joint European Torus, JET)在DT等离子体放电实验中实现59 MJ的能量输出[3]. DT聚变作为最可能实现可控聚变的方式, 使得氚成为聚变研究的主要燃料之一. 氚是氢的放射性同位素, 半衰期为12.33年, 年衰变率为5.47%, 衰变放出的β射线最大能量为18.6 keV[4]. 地球上天然存在的氚主要由宇宙射线通过^{14}N(n, T)^{12}C和^{16}O(n, T)^{14}N反应产生, 大约为3 kg[5]. 另一种主要的产氚方式为重水堆通过氘吸收中子产生, CANDU6型重水堆产生的氚约为150 g/a(1.4 GW)[6]. 对于聚变堆, 1 GW的聚变功率需要消耗的氚量为55.6 kg/a. 如此大的氚消耗量, 要实现聚变能源, 聚变堆必须实现氚自持, 即聚变堆自身通过产氚包层产生的氚需能够补充燃烧及损失的氚. 在磁约束聚变中, 氚的燃烧份额不到1%[7], 进入真空室内的大量氚均未燃烧, 部分氚将在与室壁材料相互作用过程中损失. 氚在面向等离子体材料(Plasma-facing Material, PFM)中的滞留将会导致三方面的问题: (1) 燃料损失影响氚自持; (2) 氚的安全问题; (3) 氚及其衰变产生的^{3}He在PFM材料中导致材料性能退化问题. 因此, 在聚变能源研究中, 评估PFM中氚的滞留水平至关重要, 是决定PFM材料选取的关键, 直接影响聚变堆的设计. 近30年来, 随着聚变

引用格式: 陈志林, 杨阳, 彭述明. 聚变堆面向等离子体材料中氚滞留问题研究进展及展望. 中国科学: 物理学 力学 天文学, 2026, 56: 275201
Chen Z L, Yang Y, Peng S M. Progress and perspective of tritium retention problem for plasma-facing materials in fusion reactor (in Chinese). Sci Sin-Phys Mech Astron, 2026, 56: 275201, doi: 10.1360/SSPMA-2025-0514

© 2026《中国科学》杂志社

技术的发展, 聚变堆氚相关的文献逐渐增加, 且与室壁中氚滞留相关的研究占总研究数量的35%左右. 专门研究聚变堆中氚相关问题及氚滞留相关文献近30年发表情况如图1所示.

在磁约束聚变堆中, 正常情况下, 除了等离子体驱动过程(Plasma Driven Permeation, PDP), 即低温低密度等离子体(离子能量~100 eV级)与室壁材料的相互作用外, 由于等离子体边缘存在电荷交换(Charge Exchange)作用, 会产生大量高密度的原子态氢同位素. 这些中性原子的能量分布较宽, 从中平面的几百到偏滤器区域的几eV水平. 这些高能中性原子会直接轰击壁材料, 导致强烈的原子驱动渗透(Atom Driven Permeation, ADP)效应; 在Disruption事件中, 等离子体温度为keV量级, 属于离子驱动过程(Ion Driven Permeation, IDP); 在部分未直接接触等离子体区域, 氚滞留的产生主要是由气体驱动(Gas Driven Permeation, GDP)过程决定. 氚以荷能的方式进入材料(PDP和IDP), 滞留水平远高于GDP条件. 对于惯性约束聚变装置(Inertial Confinement Fusion, ICF), 剩余燃料为keV量级, 靶室真空度在10^{-4} Pa量级(如NIF), 氚进入室壁材料主要为IDP过程. 此外, 堆体中PFM将承受高通量高能DT中子(14.1 MeV)的轰击, 以及高负荷的热冲击(ITER, 偏滤器打击点, ~10 MW/m^2)[8]. 中子产生的材料辐照损伤将大大增加氚的滞留水平; 由于氚原子较小, 温度升高也将大大增加氚在材料中的扩散和渗透能力. 由于在大型聚变装置上开展DT实验极为困难, 国际上仅在JET, TFTR, NIF装置上进行过DT实验, 获得的实验数据有限. 因此, 模拟实验装置是获取数据的主要途径. 此外, 聚变装置上DD实验也可提供部分数据. 值得注意的是, 聚变堆面向等离子体材料(PFCs)面临着极端苛刻的服役工况. 除了承受高通量高能中子(14.1 MeV)的辐照和高负荷热冲击(ITER偏滤器打击点热流密度可达~10 MW/m^2)外, 还面临着氦粒子的强流轰击以及周期性的热机械载荷循环. 氦不仅是聚变产物, 还会在材料中聚集形成气泡, 改变材料的微观缺陷结构, 从而显著影响氚的捕获与滞留行为. 此外, 长期的氚滞留和中子辐照不仅影响氚自持, 还会导致PFM材料发生微观结构演变及宏观性能退化, 如发生严重的辐照硬化、脆化、热导率下降及肿胀变形等, 这些因素均需在氚滞留研究中予以综合考虑.

本文主要通过分析大型装置(主要是磁约束聚变装置)、模拟实验中的滞留水平来研究聚变堆中的氚滞留, 并对未来聚变堆中的氚滞留研究进行展望.

2　大型聚变装置中氚的滞留水平

国际上典型的大型磁约束聚变装置主要有: 美国的TFTR、欧洲的JET、日本的LHD及JT60U/SA等. 其

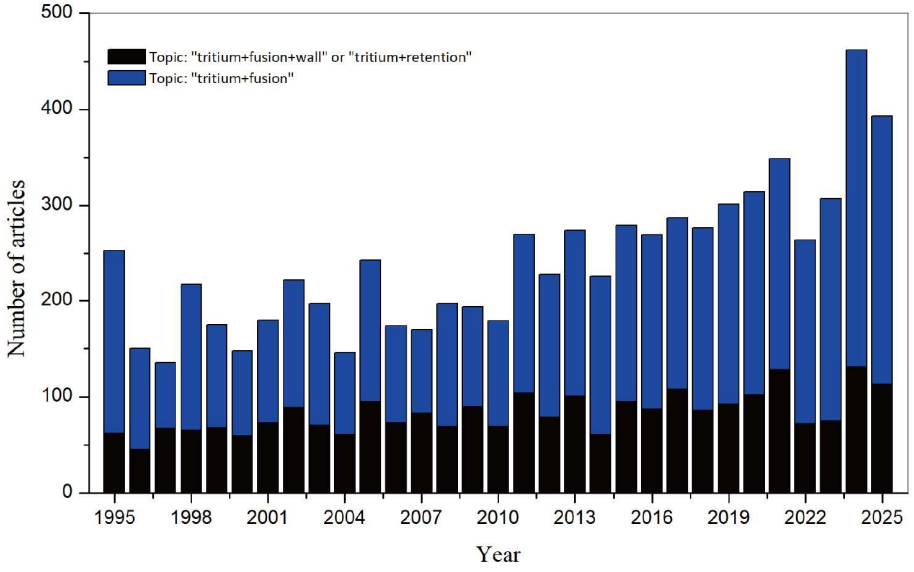


图 1　(网络版彩图)聚变堆氚及氚滞留相关文献发表情况(数据来源于Scopus检索)
Figure 1　(Color online) Publication status of papers related to tritium and tritium retention in the field of fusion reactors (Scopus database).

中LHD为仿星器. 上述装置中, TFTR和JET进行过DT等离子体放电实验, 其余均为DD实验. 其中, DD聚变有如下两个反应道:

$$^{2}\mathrm{D}+{}^{2}\mathrm{D}\rightarrow{}^{3}\mathrm{T}+{}^{1}\mathrm{p}+4.0\ \mathrm{MeV}, \tag{1}$$

$$^{2}\mathrm{D}+{}^{2}\mathrm{D}\rightarrow{}^{3}\mathrm{H\,e}+{}^{1}\mathrm{n}+3.2\ \mathrm{MeV}. \tag{2}$$

两个反应道截面相当. 第一个反应道产生的氚能量为1.01 MeV. 目前, 大型聚变装置中氚的数据来源于两方面, 一方面是DD作为燃料时反应产生的氚, 另一方面是氚作为燃料的DT聚变实验中的氚. 在DT作为燃料时, 同样会通过DD聚变产生氚. 在10 keV等离子体温度下, DD聚变的截面是DT的1/100, 这也是ITER的典型工况.

2.1 DT实验中氚的滞留

国际上大型磁约束聚变装置中仅TFTR和JET进行过DT等离子体放电实验. TFTR从1993年11月开始DT放电, 1997年4月结束, 共进行了1090次DT放电实验, 实验中进入真空室的氚量为5.3 g[9–11]. JET上DT等离子体实验是从1997年5月19日开始的, 即DTE1实验, 11月17日结束. 在DTE1实验中, 进入真空室的总氚量为35 g[12].

TFTR在DT放电实验刚结束时, 真空室内滞留的氚比例高达90%左右. 此后, 进行了为期3个月的氚去除处理, 包括真空室150°C加热、辉光放电(氘气为介质)、氮气冲洗(20–600 torr)、湿空气冲洗(40%相对湿度). 3个月共回收氚40 kCi. 在放电实验结束两年后, 滞留氚量仍约为7.5 kCi(~15%), 该部分为长期滞留氚. 在空间分布上, 真空室内不同位置氚滞留量差异很大, 相邻两块瓦上滞留量可差数十倍[13,14]. JET在实验结束后, 有35%的氚滞留在真空室内. 在经过大量氚去除工作后, JET仍有10%的氚滞留在室壁材料中. 此外, JET上同样观察到氚在不同偏滤器材料中分布极为不均, 在同一块偏滤器瓦中, cm级位置差异中氚滞留水平可差几个数量级[15], 且氚进入材料的深度已超过3 cm[16]. TFTR和JET的室壁材料均为碳基材料, 氚滞留的主要原因是氚碳共沉积[17].

估算真空室内PFM中氚的滞留水平主要有两种方法, 一是通过进入和排出的氚量进行间接估算, 主要用于获取氚在真空室内滞留的总量; 另一种是通过对PFM中氚的分析测量, 直接获取氚在PFM材料中的总量及分布情况. 然而, 受限于氚的分析测量技术, 二者得出的结果相差很大.

两大装置的DT实验结果均表明, 在如此高的氚滞留水平下, 聚变堆无法实现氚自持. 高比例的氚滞留问题是聚变堆必须解决的核心问题. 石墨/CFC等碳基材料由于其高的氚滞留水平导致氚自持无法实现, 使得在大型聚变装置开展聚变技术研究中将解决氚滞留问题作为下一步需解决的关键问题之一. 从2011年开始, JET开始进行金属壁改造(第一壁为Be, 偏滤器为W), 即JET-ILW, 改造完成后先进行DD放电实验, 并于2021年进行了第二轮DT实验, 即DTE2, 该轮实验中, 进入真空室的氚量为252 g[18], 但具体的氚滞留结果尚在分析中. 典型装置中氚滞留与去除情况如表1所示. TFTR C-Wall、JET C-Wall及经过金属壁改造后的JET ILW如图2所示.

2.2 DD实验中氚的滞留

DD聚变产生的氚, 一方面可用于研究磁场对氚核的约束, 从而研究α自加热[19]; 另一方面, 通过研究DD聚变产生的氚在真空室中的滞留及释放行为, 可为未来聚变堆设计中的氚滞留评估提供重要信息. 从上述目的出发, 国际上几个典型的聚变装置均在DD实验阶段详细研究了DD聚变产生的氚的滞留信息并对进入真空室内的氚进行衡算.

1991年7月–1994年4月, 在JT-60U上开展了DD放电实验, 总共产生了39 GBq的氚, 产生的氚中约有70%–80%滞留在了第一壁中[20]. JT-60U第一壁材料为石墨, 偏滤器材料为CFC[21]. 在JT-60U升级为具有超导磁体的JT-60SA后, 通过长达9000 h的实验研究了真空室结构材料(Inconel 625)中的氚释放行为, 并提出了氚在结构材料中的扩散释放模型[22]. 扩散释放模型也在LHD上观察到, 这表明氚主要是以注入的方式进入材料体内[23].

LHD从2017年开始进行DD等离子体放电实验, 实验期间, 总共产生了6.4 GBq氚[23]. 在DD等离子体实验期间, 氚在真空室壁滞留比例为62.2%. 在该次实验后, 经过一年左右的冲洗, 室壁滞留总量为57.2%, 室壁一年释放率为5.0%. 在LHD真空室壁不同位置专门安放探针样品, 并结合离子轨道计算程序(LORBIT)计算了氚核从等离子体区域逃逸后的损失点(Lost-points)分布, 以此研究氚的滞留信息. 氚在真空室壁不同位置滞

表 1　典型大型聚变装置中的氚滞留与去除情况汇总

Table 1　Summary of tritium retention and removal in typical large fusion devices

装置	实验类型	第一壁/偏滤器材料	输入/产生氚量	滞留比例/滞留量	主要滞留机制	去除方法及效果
TFTR	DT放电	C/C	5.3 g(输入)	实验结束时~90%/长期滞留~15%	氚碳共沉积	加热、辉光放电、空气冲洗(回收率~40 kCi)
JET (DTE1)	DT放电	C/CFC	35 g(输入)	实验结束时~35%/清理后~10%	氚碳共沉积	物理清洗、通风(仍有显著残留)
JT-60U	DD放电	C/CFC	39 GBq(产生)	~70%–80%(第一壁)	共沉积/注入	–
LHD	DD放电	316 L/C	6.4 GBq(产生)	~62.2%	注入/共沉积	辉光放电、加热(一年释放率~5.0%)
JET-ILW	DD (ILW-3)	Be/W	40 GBq(产生)	~1.6%	注入/扩散	相比碳壁滞留量显著降低

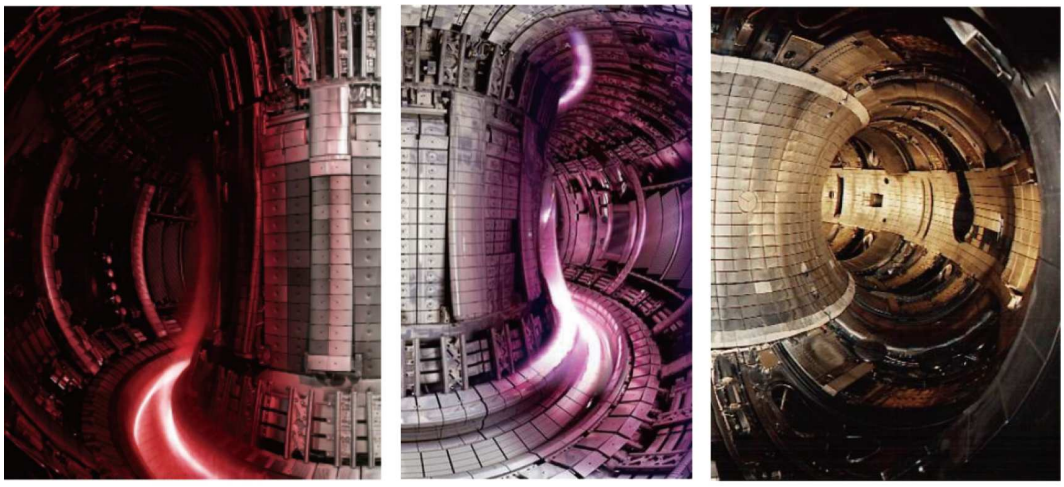


图 2　(网络版彩图) JET-ILW, JET C-Wall与TFTR C-Wall实物图(左图和中图引自JET网站[1)]; 右图引自普林斯顿等离子体物理实验室网站[2)])

Figure 2　(Color online) Images of JET-ILW, JET C-Wall and TFTR C-Wall, respectively (left and middle figures are quoted from the JET website, right figure is quoted from the website of the Princeton Plasma Physics Laboratory).

留分布不同, 与LORBIT计算结果相似[24]. LHD真空室壁材料为316L不锈钢, 第一壁材料也是316L不锈钢, 偏滤器瓦主要材料是石墨.

TFTR中, 在开展DT放电实验前, DD实验中D的滞留比例为45%(其中, 22%在面向等离子体的限制器表面, 9%在限制器砖的缝隙, 14%在真空室壁). 此外, DD产生的氚中有约35%滞留在真空室内[25].

JET在2009–2011年期间将碳材料室壁更换为ILW的铍、钨材料, 并完成了ILW-1(2011–2012年)、ILW-2(2013–2014年)、ILW3(2015–2016年)DD放电实验, 评估了金属壁材料中氚的滞留水平. 其中, 对于ILW-1和ILW-3, 通过DD聚变产生的氚量分别为15和40 GBq, 滞留的氚估计比例相比于碳基材料室壁大大降低, 但仍高达4.8%和1.6%[26,27].

3　模拟实验装置中氢同位素滞留水平研究进展

在模拟装置上开展实验是获取燃料滞留相关信息的主要途径. 典型的等离子体-材料相互作用(Plasma-

1) https://euro-fusion.org/services/media-library.
2) https://www.pppl.gov/timeline.

material Interaction, PMI)装置包括: 美国爱达荷国家实验室(Idaho National Laboratory, INL)的TPE、UCSD的PISCES-B、MIT的DIONISOS、德国Julich的PSI-2及建设中的Jule-PSI、荷兰的Magnum-PSI等. 其中, 仅美国的TPE装置具备开展DT等离子体放电实验能力, 同时也可操作辐照后的活化样品[28,29]. 国内在相关领域也开展了大量卓有成效的研究, 例如北京航空航天大学、中科院等离子体物理研究所(Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences, ASIPP)、合肥工业大学、厦门大学及大连理工大学等单位均建有相关的直线等离子体装置或离子束注入平台, 并针对钨等关键材料的氢氦与辐照缺陷相互作用积累了大量研究成果. 中国工程物理研究院核物理与化学研究所(本实验室)建成的PMI装置性能与TPE相当, 能进行DT等离子体放电实验, 且可操作中子辐照后的活化样品, 但不能操作铍. 此外, IDP装置(如日本富山大学氢同位素研究中心)及GDP实验装置也是重要补充. 模拟实验中, 研究的影响因素包括离子注量率、通量、温度、辐照时间、材料及其处理方式等. 此外, 辐照损伤也将在很大程度上影响滞留水平. 在模拟实验装置上主要组合上述部分影响因素, 以期获得尽可能代表聚变堆真实环境下的氚滞留核心参数(如扩散系数、渗透系数、滞留量等), 预测氚滞留行为, 从而为堆设计、材料选取提供基础.

在模拟实验中, 目前主要以氢氘实验为主, 氚实验数据较少. 以氢为例, 不同加载方式下, 氢在钨中的扩散系数典型实验结果如图3所示, 渗透系数如图4所示.

总体上, 氢在钨中扩散系数随着样品温度升高而增加. 然而, 现有数据分散性极大, 相同温度下的扩散系数的实验结果可差6个数量级(600 K左右). 在1000 K以上仅有GDP相关的扩散系数的实验数据. 在渗透系数方面, 不同实验室获得的氢在钨中渗透系数差异同样较大. 总的来说, 500 K以上渗透系数随温度升高而快速增大; 500 K以下数据较少. 此外, 在相同温度下不同实验室的测量结果差异可达4个数量级以上. 需要特别指出的是, 图4中引用的PDP数据[39]是基于300 Pa压力下的归一化数据, 在与GDP数据进行直接对比时需谨慎考虑其压力依赖性及单位换算的等效性, 以免造成误解. 造成这种差异的原因是多方面的: 首先, 材料本身的微观状态差异巨大, 包括晶粒尺寸(单晶vs多晶)、制备工艺(轧制vs烧结)、杂质含量以及位错密度等, 这些因素都会显著改变氢的捕获与扩散路径; 其次, 实验样品表面的氧化层或杂质覆盖层会形成表面势垒, 阻碍氢的吸附与解吸, 从而影响渗透通量; 最后, 不同的实验方法(如气相驱动GDP与等离子体驱动PDP)以及数据处理模型的差异(如是否考虑捕获效应)也会导致结果的偏差. 此外, 实验中测量方法上的差异也将带来结果上的偏差.

在滞留量方面, 氚在钨中典型滞留数据如图5所

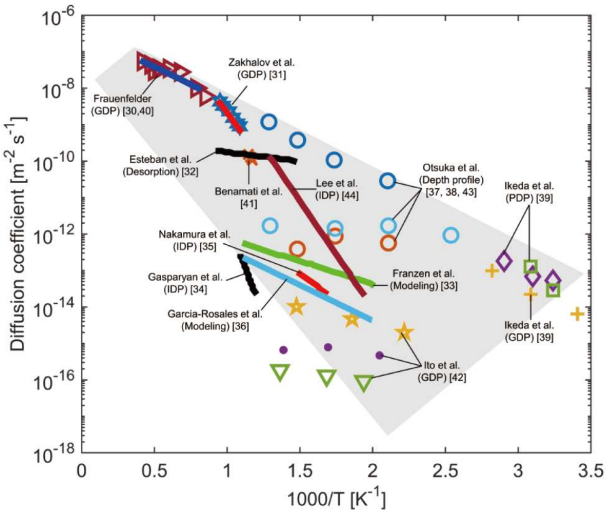


图 3　(网络版彩图)氢在钨中的扩散系数[30–44]

Figure 3　(Color online) Diffusion coefficient of hydrogen in tungsten [30–44].

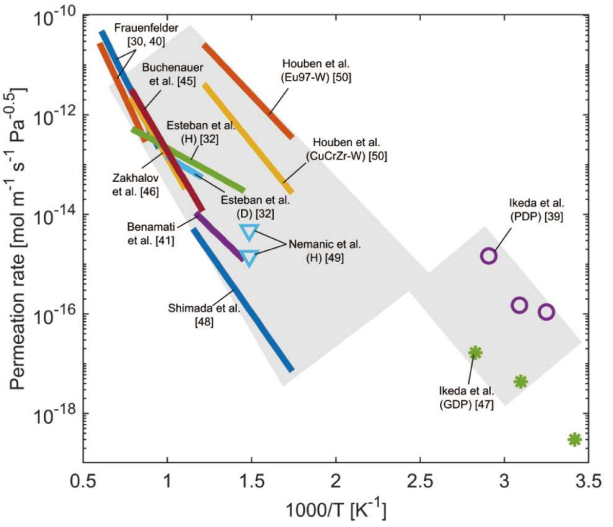


图 4　(网络版彩图)氢在钨中的渗透系数[30,32,39–41,45–50]

Figure 4　(Color online) Permeation coefficient of hydrogen in tungsten [30,32,39–41,45–50].

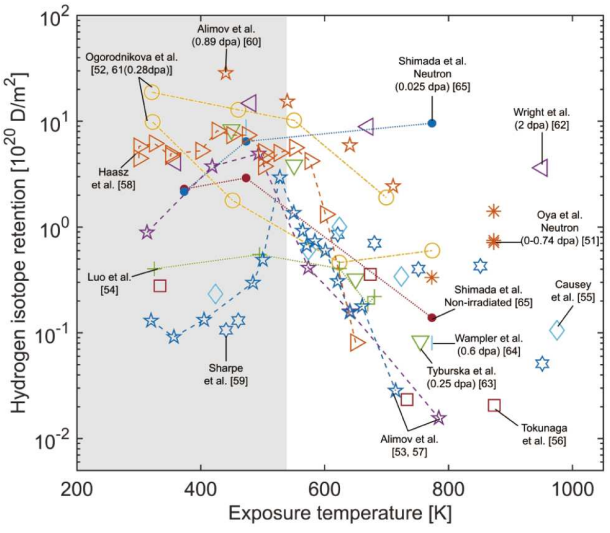


图 5　(网络版彩图)氘在钨中的滞留水平[54–66,52,53]
Figure 5　(Color online) Deuterium retention in tungsten [54–66,52,53].

示. 氘在钨中的滞留量差异很大. 大体上, 以550 K上下为分界, 高于此温度时, 氘的滞留量随温度增加而明显降低; 550 K以下滞留量随温度变化不大, 但不同实验室实验结果可差几个数量级, 且在中子/离子辐照后样品中的滞留量明显增加. 在500°C下, 反应堆中子辐照后的样品(0.025 dpa)中氘的滞留量较未辐照样品高了两个数量级[51]. 对比中子辐照和其它重离子辐照, 大体上, 在相同温度下(如500°C), 辐照损伤剂量(Displacement Per Atom, DPA)低一个数量级情况下, 中子辐照后的样品中氘浓度滞留水平反而高一个数量级以上[52,53]. 辐照导致的滞留量显著升高, 其根本机制在于辐照缺陷与氢同位素的相互作用. 中子或离子辐照会在材料基体中产生大量的点缺陷(空位、间隙原子)以及复杂的缺陷团簇(如位错环、空位簇等). 这些缺陷具有高的氢同位素捕获能力. 当氢同位素扩散至这些缺陷附近时, 会被深能级陷阱捕获, 难以再次释放. 此外, 辐照产生的微孔洞或气泡可作为氢分子的形核点, 进一步阻碍氢的扩散与释放. 上述机制显著降低了有效扩散系数, 从而导致氘在材料中的滞留量随着DPA的增加而呈指数级上升.

相比于氢和氘, 氚的实验数据极为有限. 在GDP条件下, Bernard等人实验结果表明, 未经处理的钨(ITER级钨)由于初始缺陷影响, 氚滞留水平是经退火及抛光处理后的样品的2.5倍; 且在800°C下氚的释放量仅为处理后的样品的1/6[67]. Matsuyama等人采用BIXS测量方法在实验中首次获得了室温条件下未经处理的钨(ITER级)中氚的扩散系数为2.4×10^{-19} m^2/s[68]. 此外, 在经中子/离子辐照后, 辐照损伤的累积将产生稳定的氢同位素捕获点位, 这将改变氢同位素的解析行为以及热释放谱(Thermal Desorption Spectrometry, TDS), 氚的释放窗口温度将大大增加. 未经辐照的纯钨释放窗口温度在350 K左右, 在辐照1.0 dpa(Fe^{2+})后, 释放窗口温度将升高至850 K[69]. 在材料体内产生辐照缺陷后, 将使得氚在材料中的饱和层厚度大大增加, 且深度越深, 氚的去除难度越大. 饱和层厚度的增加将导致钨中氚滞留量大大增加, 这也可能使钨作为PFM材料的一大优势即低氚滞留量这一优势消失[70].

氚在钨中衰变产生^{3}He, 而^{3}He的热中子反应截面大, 在吸收中子发生^{3}He(n, H)T反应后, 又将产生氚. 计算结果表明, 钨中^{3}He浓度将维持在氚浓度的6%左右; 该反应产生的氚离子能量为0.76 MeV. 荷能的氚离子将在材料中产生辐照缺陷, 并进入更深的材料体内, 增大氚滞留量. 在DEMO堆中, ^{3}He(n, H)T反应导致的钨材料位移损伤将大于1 dpa/a[71]. 除氚衰变产生的^{3}He外, DT聚变产物α粒子从等离子体侧轰击进入材料也是材料中氦的重要来源. 氦的存在将直接影响PFM材料性能.

4　未来聚变堆中氚滞留问题展望

基于前期已有数据, Roth等人评估, 若采用全钨室壁, ITER达到真空室内700 g氚量限值, 在不考虑中子辐照对氚滞留影响时, 大约可运行18000次(单次400 s); 若考虑中子辐照的影响, 该次数将降至5000左右[17]. 理论上, 氚的滞留可分为静态(Static)和动态(Dynamic)两种. 静态氚滞留信息是在聚变装置中等离子体放电结束后材料中氚的滞留; 动态滞留是在等离子体放电实验期间氚在材料中的滞留情况[72]. 从氚自持角度看, 最可能实现的氚增值比(Tritium Breeding Ratio, TBR)的上限为1.15[73]. 即使TBR按照上限取1.15, DT燃烧率取0.05, 在长期运行情况下, 材料中捕获不易释放的氚的比例也需小于进入真空室的氚总量的10^{-6}才能实现氚自持[74]. 而从当前数据看, 要实现10^{-3}量级已较为困难[26,27]. 因此, 氚滞留相关问题是实现聚变能源必须跨越的关键问题之一.

4.1　氚滞留基本参数准确获取问题

氚滞留基本参数的准确获取是解决氚滞留问题的基础. 现有实验结果分散性大的主要问题之一即是获取氚实验数据的方法问题. 由于氚衰变发出的是低能β射线, 平均能量仅为5.7 keV, 在钨中的射程仅为100 nm量级, 很难穿透材料进入探测器内; 且氚原子较小, 易于扩散渗透进入材料中. 因此, 材料表面及体中的氚分布及总量均需测量. 此外, 在真实聚变堆环境下, 还有大量活化放射性核素存在. 这些均使得氚滞留相关的氚信息准确获取问题难度大大增加. 随着聚变能源技术的快速推进, 氚的测量技术也在不断发展, 典型的固体材料相关的氚测量技术及其特点如表2所示.

虽然与氚滞留相关的氚测量技术已发展了十余种, 但是各种测量方法测量到的氚信息在准确定量、测量到的氚信息与氚滞留表征参数(如扩散系数、渗透系数等)之间的定量关系重建方法等方面均尚不成熟, 缺乏统一认识, 导致获得的结果差异性大. 此外, 不同温度、真空度等环境条件下定量、无损测量材料体中氚三维分布以在动态下、长期静态条件下获取氚的滞留参数, 在真实聚变堆环境下原位定量测量氚的滞留信息等问题仍有待解决. 新原理、新方法的引入, 以及以获取基础参数为目的的综合实验平台的建立是解决该问题的主要途径.

4.2　氚滞留基础数据库问题

聚变堆中氚滞留受诸多因素影响, 包括温度、材料及处理工艺、中子辐照、PMI作用情况等. 获取足够多的氚在各种情况下的滞留参数并形成氚滞留基础数据库, 才能为聚变堆设计、PFM材料选取及考核提供基础数据, 并支撑模拟计算程序的开发(如INL的TMAP[82]). 目前, 已有的结果主要为氢、氘数据, 氚的数据较少. 且即使是氢、氘的数据, 也存在分散性极大的问题, 很难直接用于未来真实聚变堆环境下氚滞留评估. 此外, 实验平台(尤其是能开展氚实验并兼容操作中子活化放射性样品的平台)的缺乏也是获取基础数据的主要限制. 近年来德国于利希研究中心研制了耦合实验装置——燃油滞留诊断装置(Fuel Retention Diagnostic Setup, FREDIS), 集成TDS, QMS和LIDS, 样品可加热到1433 K[83], 预期可在宽的温度范围内获取钨及铍相关的大量氚滞留数据. 随着JET宣布在

表 2　固体材料相关的氚测量技术情况

Table 2　Tritium measurement techniques in solid materials

测量方法	测量位置	测量信息	定量	特点	灵敏度
TDS+QMS	材料体内, 全样品厚度	T_2, HT, DT, CH_3T等	是	非破坏性, 释放特性, 氚总量	ppm级
BIXS[75,76]	材料表面(β射线射程内)+材料体内(0.1 mm@W)	氚(不区分组分)	否	非破坏性, 深度分布	–
TIP	材料表面(β射线射程内)	氚(不区分组分)	否	非破坏性, 二维分布	–
FCM+LSC	材料体内, 全样品厚度	HT, HTO	是	破坏性, 氚总量	10 Bq级
LIBS[77,78]	材料表面(~0.5 μm)	氚原子	否	破坏性, 原位测量	–
LIDS[77]	材料表面(~100 μm)	氚原子	否	非破坏性, 原位测量,	–
LIAS[77]	材料表面(~0.5 μm)	氚原子	否	破坏性, 原位测量	–
NRA	材料表面(<10 μm)	氚原子	否	非破坏性	–
CE+LSC	材料体内, 全样品厚度	HT, HTO	是	破坏性, 深度分布	10 Bq级
SIMS	材料表面(<100 nm)	元素氚	否	非破坏性	–
PIC[79]	材料表面(β射线射程内)	氚(不区分组分)	是	非破坏性, γ背景辐射下测量	40 Bq/cm^2
AMS[80]	材料表面(~5 μm)	氚原子	是	非破坏性	–
CE+TIP+LSC[81]	材料体内, 全样品厚度	HT, HTO	是	破坏性, 三维分布	10 Bq级
PC	材料表面(β射线射程内)	氚(不区分组分)	是	非破坏性	0.4 Bq/cm^2

注: TDS=Thermal Desorption Spectroscopy; QMS=Quadrupole Mass Spectrometer; BIXS=Beta-ray Induced X-ray Spectrometry; TIP=Tritium Imaging Plate; FCM=Full Combustion Method; LSC=Liquid Scintillation Counter; LIBS=Laser Induced Breakdown Spectrometry; LIDS=Laser Induced Desorption Spectrometry; LIAS=Laser Induced Ablation Spectrometry; NRA=Nuclear Reaction Analysis; CE=Chemical Etching; SIMS=Secondary Ion Mass Spectroscopy; PIC=Planar Ionization Chamber; AMS=Accelerator-based Mass Spectrometry; PC=Proportional Counter.

DTE2后进入退役阶段，且ITER在短时间内尚难以投入使用并开展DT放电实验. 可以预期在较长时间内，结合氚测量技术，耦合实验平台的发展将在未来基础参数获取及滞留基础数据库构建中发挥重要作用.

4.3 氚滞留机理认识及行为模拟问题

在使用碳基材料时，氚碳共沉积是主要的氚滞留方式，且大量氚集中在材料表面沉积层. 在使用钨基材料时，低的溅射率使得表面沉积层导致的共沉积问题得以较好地解决，氚的主要滞留方式改变为材料体中氚的滞留，该方式下材料辐照损伤将直接影响滞留水平及行为，且与运行辐照史及环境强相关. 认识不同运行环境下氚的滞留机理，并建立模拟方法，对于PFM材料研究及聚变堆设计十分重要，该问题也亟待解决. 为了深入理解这一复杂过程，必须建立从原子尺度到宏观尺度的多尺度模拟体系. 目前亟需发展的方向包括: 利用第一性原理(First-principles, DFT)精确计算氢/氦与各类微观缺陷(空位、溶质原子、晶界)的相互作用能，采用分子动力学(Molecular Dynamics, MD)模拟级联碰撞产生缺陷的过程及氢在动态表面的行为，发展动力学蒙特卡罗(Kinetic Monte Carlo, kMC)方法模拟长时尺度下的缺陷演化与氢扩散, 以及基于反应-扩散方程(Reaction-diffusion Model)和宏观有限元方法(如COMSOL)模拟工程尺度下的氚输运与滞留. 未来应重点关注多尺度方法的耦合(如将DFT计算的热力学参数输入kMC或连续介质模型), 并引入机器学习方法, 以提高模拟的预测精度.

4.4 滞留氚的去除问题

要实现氚自持及氚安全，一方面需尽可能降低氚在PFM材料中的长期滞留水平，另一方面需尽可能去除进入材料中的氚. 在氚去除方面, 主要是通过等离子体放电清洗、同位素交换等方式. 然而, 通过等离子体放电清洗等方法去除滞留氚很难去除远离等离子体的区域, 而该部分区域也在实验中发现氚碳共沉积引起的高滞留. Tabarés等人发现在偏滤器远离等离子体区域注入一定的活性气体可有效抑制氚碳共沉积导致的氚滞留. 模拟实验结果表明, 加入1 Pa m^3/s的氨气, 可将碳的沉积速率有效抑制到4 nm/min[84]. Nobuta等人对于使用He离子辐照产生缺陷再进行氚气暴露污染的钨样品, 不同加热条件下获得的去污实验结果表明, 在充氚气气氛下加热, 比在真空下加热能更为有效地去除氚, 包括表层氚和体中的氚[85]. 然而, 在钨基材料情况下, 氚在材料体中更深位置的滞留将大大增加去除难度, 发展有效的氚去除技术也是解决氚滞留问题的重要途径.

5 结论

磁约束聚变堆中氚的来源主要是燃料中的氚和DD聚变产生的氚, 在高等离子体电流下, DD聚变产生的氚核将会被约束在等离子体区域，PMI过程将对氚滞留作主要贡献. 然而，受限于测量方法、实验条件、机理认识等因素，当前已有氚滞留信息尚不足以支撑未来聚变堆中基于钨基材料作为PFM的氚滞留水平评估及行为预测, 从而难以评估氚自持及氚安全. 相比于磁约束聚变，惯性约束聚变虽DT燃烧率更高(可高达30%)，但剩余燃料将以荷能方式飞散(keV级)并注入材料中，这将导致高的氚滞留水平以及氚去除、回收难度更大，需探索新的技术以从源头上降低氚滞留. 此外，氚滞留问题是一个涉及等离子体物理、核物理、材料科学、核化学、工程热物理及辐射防护等多个学科的交叉难题. 为推进聚变能工程化, 建议未来重点在以下方向开展协同攻关.

(1) 建立氚行为的基础数据库：针对钨等关键材料, 开展多实验室联合对标实验, 降低数据离散性, 构建包含辐照损伤、应力场、温度及多组分气体影响的氚滞留基础数据库. 引入机器学习, 实现氚滞留基础数据的高置信度预测.

(2) 发展材料中氚精确定量测量技术：突破PFM中氚精确定量测量技术(如LIBS、高灵敏度氚测量技术), 为氚行为基础数据获取提供手段，实现对堆内滞留氚量的精确定量评估.

(3) 多尺度模拟与实验验证：完善多尺度模拟工具链, 并利用专门的模拟实验装置(如中子源和直线装置耦合平台)对程序/模型进行严格的基准校验.

(4) 开发高效氚去除技术：针对深部滞留和共沉积层，结合滞留机理，研发光清洗、同位素置换及热解吸相结合的复合去除工艺，以满足未来聚变堆高运行时间的需求.

综上所述，解决氚滞留问题是实现聚变堆氚自持和安全运行的前提，需要从基础机理、关键参数获取到工程去除技术全链条的突破.

参考文献

1 Du X W, Ye Q Z, Xu M, et al. Research on technology directions and development roadmap of nuclear energy (in Chinese). Chin J Eng Sci, 2018, 20: 17–24 [杜祥琬, 叶奇蓁, 徐銤, 等. 核能技术方向研究及发展路线图. 中国工程科学, 2018, 20: 17–24]

2 Zylstra A B, Hurricane O A, Callahan D A, et al. Burning plasma achieved in inertial fusion. Nature, 2022, 601: 542–548

3 Gibney E. Nuclear-fusion reactor smashes energy record. Nature, 2022, 602: 371

4 US Department of Energy. Tritium Handling and Safe Storage. Washington DC: DOE Handbook, 2008

5 Momoshima N. Tritium in the environment. Radiat Protection Dosimetry, 2022, 198: 896–903

6 Zhang J, Li H W. Analysis of effluence tritium release from Qinshan Phase III Heavy Water Reactor (in Chinese). Radiat Prot, 2009, 2: 80–85 [张晶, 李厚文. 秦山三期重水堆核电站流出物氚排放的比较分析. 辐射防护, 2009, 2: 80–85]

7 Abdou M, Riva M, Ying A, et al. Physics and technology considerations for the deuterium-tritium fuel cycle and conditions for tritium fuel self sufficiency. Nucl Fusion, 2020, 61: 013001

8 Pitts R A, Carpentier S, Escourbiac F, et al. A full tungsten divertor for ITER: Physics issues and design status. J Nucl Mater, 2013, 438: S48–S56

9 Strachan J D, Batha S, Beer M, et al. TFTR DT experiments. Plasma Phys Control Fusion, 1997, 39: B103–B114

10 Hawryluk R J, Batha S, Blanchard W, et al. Fusion plasma experiments on TFTR: A 20 year retrospective. Phys Plasmas, 1998, 5: 1577–1589

11 Hawryluk R J. Results from deuterium-tritium tokamak confinement experiments. Rev Mod Phys, 1998, 70: 537–587

12 Andrew P, Brennan D, Coad J P, et al. Tritium recycling and retention in JET. J Nucl Mater, 1999, 266-269: 153–159

13 Gentile C A, Skinner C H, Young K M, et al. *In-situ* tritium measurements of the Tokamak fusion test reactor bumper limiter tiles post DT operations. In: Proceedings of the 5th International Symposium on Fusion Nuclear Technology. 1999. 1–6

14 Skinner C H, Gentile C A, Ascione G, et al. Studies of tritiated co-deposited layers in TFTR. J Nucl Mater, 2001, 290-293: 486–490

15 Torikai Y, Matsuyama M, Bekris N, et al. Tritium distribution in JET Mark IIA type divertor tiles analysed by BIXS. J Nucl Mater, 2005, 337-339: 575–579

16 Penzhorn R D, Bekris N, Berndt U, et al. Tritium depth profiles in graphite and carbon fibre composite material exposed to tokamak plasmas. J Nucl Mater, 2001, 288: 170–178

17 Roth J, Tsitrone E, Loarer T, et al. Tritium inventory in ITER plasma-facing materials and tritium removal procedures. Plasma Phys Control Fusion, 2008, 50: 103001

18 Matveev D, Douai D, Wauters T, et al. Tritium removal from JET-ILW after T and D-T experimental campaigns. Nucl Fusion, 2023, 63: 112014

19 Sjöstrand H, Gorini G, Conroy S, et al. Triton burn-up neutron emission in JET low current plasmas. J Phys D-Appl Phys, 2008, 41: 115208

20 Miya N, Nemoto M, Toyoshima N. Tritium release from JT-60U vacuum vessel following high-power heated deuterium operations. Fusion Tech, 1994, 26: 507–511

21 Masaki K, Sugiyama K, Tanabe T, et al. Tritium distribution in JT-60U W-shaped divertor. J Nucl Mater, 2003, 313-316: 514–518

22 Kobayashi K, Torikai Y, Saito M, et al. Behavior of tritium in the vacuum vessel of JT-60U. Fusion Sci Tech, 2015, 67: 428–431

23 Tanaka M, Kato H, Suzuki N, et al. Tritium balance in large helical device during and after the first deuterium plasma experiment campaign. Plasma Fusion Res, 2020, 15: 1405062

24 Masuzaki S, Yajima M, Ogawa K, et al. Investigation of the distribution of remaining tritium in divertor in LHD. Nucl Mater Energy, 2021, 26: 100884

25 Skinner C. Plasma wall interaction and tritium retention in TFTR. J Nucl Mater, 1997, 241-243: 214–226

26 Torikai Y, Kikuchi G, Owada A, et al. Overview of tritium retention in divertor tiles and dust particles from the JET tokamak with the ITER-like wall. Nucl Fusion, 2023, 64: 016032

27 Lee S, Hatano Y, Masuzaki S, et al. Tritium distributions in castellated structures of Be limiter tiles from JET-ITER-like wall experiments. Nucl Fusion, 2023, 63: 046023

28 Shimada M, Taylor C N, Pawelko R J, et al. Tritium plasma experiment upgrade and improvement of surface diagnostic capabilities at STAR facility for enhancing tritium and nuclear PMI sciences. Fusion Sci Tech, 2017, 71: 310–315

29 Shimada M, Taylor C N, Moore-McAteer L, et al. TPE upgrade for enhancing operational safety and improving in-vessel tritium inventory assessment in fusion nuclear environment. Fusion Eng Des, 2016, 109-111: 1077–1081

30 Frauenfelder R. Permeation of hydrogen through tungsten and molybdenum. J Chem Phys, 1968, 48: 3955–3965

31 Zakharov A P, Sharapov V M, Evko E I. Hydrogen permeability of poly- and monocrystals of molybdenum and tungsten. Fiz-Khim Mekh Mater, 1973, 9: 29–33

32 Esteban G A, Perujo A, Sedano L A, et al. Hydrogen isotope diffusive transport parameters in pure polycrystalline tungsten. J Nucl Mater, 2001, 295: 49–56

33 Franzen P. Hydrogen trapping in and release from tungsten: Modeling and comparison with graphite with regard to its use as fusion reactor material. J Nucl Mater, 1997, 241-243: 1082–1086

34 Gasparyan Y M, Golubeva A V, Mayer M, et al. Ion-driven deuterium permeation through tungsten at high temperatures. J Nucl Mater, 2009, 390-391: 606–609

35 Nakamura H, Shu W, Hayashi T, et al. Tritium permeation study through tungsten and nickel using pure tritium ion beam. J Nucl Mater, 2003, 313-316: 679–684

36 García-Rosales C, Franzen P, Plank H, et al. Re-emission and thermal desorption of deuterium from plasma sprayed tungsten coatings for application in ASDEX-upgrade. J Nucl Mater, 1996, 233-237: 803–808

37 Otsuka T, Shimada M, Kolasinski R, et al. Application of tritium imaging plate technique to examine tritium behaviors on the surface and in the bulk of plasma-exposed materials. J Nucl Mater, 2011, 415: S769–S772

38 Otsuka T, Tanabe T. Behavior of tritium accumulated on materials surface. Fusion Eng Des, 2010, 85: 1437–1441

39 Ikeda T, Otsuka T, Tanabe T. Application of tritium tracer technique to determination of hydrogen diffusion coefficients and permeation rate near room temperature for tungsten. Fusion Sci Tech, 2011, 60: 1463–1466

40 Frauenfelder R. Solution and diffusion of hydrogen in tungsten. J Vacuum Sci Tech, 1969, 6: 388–397

41 Benamati G, Serra E, Wu C H. Hydrogen and deuterium transport and inventory parameters through W and W-alloys for fusion reactor applications. J Nucl Mater, 2000, 283-287: 1033–1037

42 Ito H, Katayama K, Mori D, et al. Hydrogen permeation behavior through tungsten deposition layer. Fusion Eng Des, 2021, 162: 112083

43 Otsuka T, Tanabe T. Application of a tritium imaging plate technique to depth profiling of hydrogen in metals and determination of hydrogen diffusion coefficients. Mater Trans, 2017, 58: 1364–1372

44 Lee H T, Markina E, Otsuka Y, et al. Deuterium ion-driven permeation in tungsten with different microstructures. Phys Scr, 2011, T145: 014045

45 Buchenauer D A, Karnesky R A, Fang Z Z, et al. Gas-driven permeation of deuterium through tungsten and tungsten alloys. Fusion Eng Des, 2016, 109-111: 104–108

46 Zakharov A P, Sharapov V M, Evko I. Hydrogen permeability of polycrystalline and monocrystalline molybdenum and tungsten. Mater Sci, 1975, 9: 149–153

47 Ikeda T, Otsuka T, Tanabe T. Determination of hydrogen diffusivity and permeability in W near room temperature applying a tritium tracer technique. J Nucl Mater, 2011, 415: S684–S687

48 Shimada M, Pawelko R J. Tritium permeability in polycrystalline tungsten. Fusion Eng Des, 2019, 146: 1988–1992

49 Nemanič V, Zajec B, Dellasega D, et al. Hydrogen permeation through disordered nanostructured tungsten films. J Nucl Mater, 2012, 429: 92–98

50 Houben A, Rasiński M, Brezinsek S, et al. Hydrogen isotope permeation through interfaces and permeability of tungsten layers. Nucl Mater Energy, 2023, 37: 101518

51 Hatano Y, Shimada M, Oya Y, et al. Retention of hydrogen isotopes in neutron irradiated tungsten. Mater Trans, 2013, 54: 437–441

52 Wampler W R, Doerner R P. The influence of displacement damage on deuterium retention in tungsten exposed to plasma. Nucl Fusion, 2009, 49: 115023

53 Shimada M, Cao G, Hatano Y, et al. The deuterium depth profile in neutron-irradiated tungsten exposed to plasma. Phys Scr, 2011, T145: 014051

54 Oya M, Shimada M, Taylor C N, et al. Deuterium retention in tungsten irradiated by high-dose neutrons at high temperature. Nucl Mater Energy, 2021, 27: 100980

55 Ogorodnikova O V, Roth J, Mayer M. Ion-driven deuterium retention in tungsten. J Appl Phys, 2008, 103: 034902

56 Alimov V K, Roth J, Causey R A, et al. Deuterium retention in tungsten exposed to low-energy, high-flux clean and carbon-seeded deuterium plasmas. J Nucl Mater, 2008, 375: 192–201

57 Luo G N, Shu W M, Nishi M. Influence of blistering on deuterium retention in tungsten irradiated by high flux deuterium 10–100 eV plasmas. Fusion Eng Des, 2006, 81: 957–962

58 Causey R, Wilson K, Venhaus T, et al. Tritium retention in tungsten exposed to intense fluxes of 100 eV tritons. J Nucl Mater, 1999, 266-269:

467–471
59 Tokunaga K, Baldwin M J, Doerner R P, et al. Blister formation and deuterium retention on tungsten exposed to low energy and high flux deuterium plasma. J Nucl Mater, 2005, 337-339: 887–891
60 Alimov V K, Shu W M, Roth J, et al. Surface morphology and deuterium retention in tungsten exposed to low-energy, high flux pure and helium-seeded deuterium plasmas. Phys Scr, 2009, T138: 014048
61 Haasz A A, Davis J W, Poon M, et al. Deuterium retention in tungsten for fusion use. J Nucl Mater, 1998, 258-263: 889–895
62 Sharpe J P, Kolasinski R D, Shimada M, et al. Retention behavior in tungsten and molybdenum exposed to high fluences of deuterium ions in TPE. J Nucl Mater, 2009, 390-391: 709–712
63 Alimov V K, Tyburska-Püschel B, Hatano Y, et al. The effect of displacement damage on deuterium retention in ITER-grade tungsten exposed to low-energy, high-flux pure and helium-seeded deuterium plasmas. J Nucl Mater, 2012, 420: 370–373
64 Ogorodnikova O V, Tyburska B, Alimov V K, et al. The influence of radiation damage on the plasma-induced deuterium retention in self-implanted tungsten. J Nucl Mater, 2011, 415: S661–S666
65 Wright G M, Mayer M, Ertl K, et al. Hydrogenic retention in irradiated tungsten exposed to high-flux plasma. Nucl Fusion, 2010, 50: 075006
66 Tyburska B, Alimov V K, Ogorodnikova O V, et al. Trapping of permeating deuterium in defect induced at the rear side of tungsten samples. J Nucl Mater, 2011, 415: S680–S683
67 Bernard E, Sakamoto R, Hodille E, et al. Tritium retention in W plasma-facing materials: Impact of the material structure and helium irradiation. Nucl Mater Energy, 2019, 19: 403–410
68 Matsuyama M, Murai T, Yoshida K, et al. Studies on retention of tritium implanted into tungsten by β-ray-induced X-ray spectrometry. J Nucl Mater, 2002, 307-311: 729–734
69 Oya Y, Hatano Y, Shimada M, et al. Recent progress of hydrogen isotope behavior studies for neutron or heavy ion damaged W. Fusion Eng Des, 2016, 113: 211–215
70 Tanabe T. Review of hydrogen retention in tungsten. Phys Scr, 2014, T159: 014044
71 Shimada M, Merrill B J. Tritium decay helium-3 effects in tungsten. Nucl Mater Energy, 2017, 12: 699–702
72 Rieth M, Doerner R, Hasegawa A, et al. Behavior of tungsten under irradiation and plasma interaction. J Nucl Mater, 2019, 519: 334–368
73 Abdou M, Morley N B, Smolentsev S, et al. Blanket/first wall challenges and required R&D on the pathway to DEMO. Fusion Eng Des, 2015, 100: 2–43
74 Tynan G R, Doerner R P, Barton J, et al. Deuterium retention and thermal conductivity in ion-beam displacement-damaged tungsten. Nucl Mater Energy, 2017, 12: 164–168
75 Chen Z, Matsuyama M, Peng S, et al. Thermal release behavior of tritium from tungsten after implantation by glow discharge. Fusion Sci Tech, 2018, 74: 246–251
76 Yang Y, Cheng S, Li Y, et al. Effects of activation products on tritium measurements for tungsten in fusion reactors. Fusion Eng Des, 2019, 148: 111276
77 Schweer B, Beyene G, Brezinsek S, et al. Laser techniques implementation for wall surface characterization and conditioning. Phys Scr, 2009, T138: 014008
78 van der Meiden H J, Almaviva S, Butikova J, et al. Monitoring of tritium and impurities in the first wall of fusion devices using a LIBS based diagnostic. Nucl Fusion, 2021, 61: 125001
79 Chen Z, Lai C, Li Y, et al. A planar-type ionization chamber for tritium surface contamination measurements in fusion facility. Fusion Eng Des, 2021, 165: 112258
80 Dogaru M, Calin M A, Stan-Sion C. Tritium measurements by AMS and applications. J Radioanal Nucl Chem, 2011, 288: 491–498
81 Yang Y, Lai C, Li Y, et al. An approach for 3-D distribution measurement of tritium in tungsten by chemical etching and imaging plate technique. Fusion Eng Des, 2021, 173: 112932
82 Shimada M, Taylor C N. Improved tritium retention modeling with reaction-diffusion code TMAP and bulk depth profiling capability. Nucl Mater Energy, 2019, 19: 273–278
83 Zlobinski M, Brezinsek S, Bürger A, et al. Fuel Retention Diagnostic Setup (FREDIS) for desorption of gases from beryllium and tritium containing samples. Fusion Eng Des, 2019, 146: 1176–1180
84 Tabarés F L, Ferreira J A, Ramos A, et al. Suppression of tritium retention in remote areas of ITER by nonperturbative reactive gas injection.

Phys Rev Lett, 2010, 105: 175006

85 Nobuta Y, Hatano Y, Lee S E, et al. Hydrogen isotope exchange in tungsten during heating in hydrogen isotope gas atmosphere. Fusion Eng Des, 2020, 157: 111703

Progress and perspective of tritium retention problem for plasma-facing materials in fusion reactor

CHEN ZhiLin*, YANG Yang & PENG ShuMing

Institute of Nuclear Physics and Chemistry, China Academy of Engineering Physics, Mianyang 621900, China
**Corresponding author (email: chenzhilin@caep.cn)*

Tritium is the only radioactive isotope of hydrogen, and it is also the fuel for fusion reactors. Tritium self-sufficiency must be achieved and it is one of the key issues in the development of fusion energy. Besides, the radioactive of tritium is the main radioactive source for safety consideration. In a fusion reactor, tritium retention in plasma-facing material is one of the most important issues for both tritium self-sufficiency and tritium safety. In this article, the progress related to tritium retention has been reviewed, and the research trends in this field have also been prospected.

fusion reactors, tritium retention, tritium

PACS: 28.52.-s, 28.52.Cx, 28.52.Fa, 52.55.-s

doi: 10.1360/SSPMA-2025-0514