



# 聚变能源中氚安全研究进展及展望

彭述明\*, 陈志林, 周晓松

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: pengshuming@caep.cn

收稿日期: 2021-07-07; 接受日期: 2021-09-02; 网络出版日期: 2021-12-06

国家自然科学基金(编号: 11922509)资助项目

**摘要** 氚安全是聚变堆安全的核心内容, 对聚变堆从研究走向实现聚变能源有着至关重要的影响, 是建设聚变堆前必须回答的问题. 本文针对聚变堆中大规模氚应用场景, 从氚分布、包容、处理、人类及环境安全等方面综述了当前的研究进展, 结合我国磁约束聚变能源发展路线图, 提出针对聚变能发展的氚安全发展路线设想, 并给出氚安全需重点突破的关键科学问题、技术问题及工程问题建议.

**关键词** 聚变堆, 氚, 氚安全

**PACS:** 28.52.Cx, 28.52.Nh, 89.30.Jj

## 1 引言

可控核聚变能源是国家未来理想的战略能源之一<sup>[1]</sup>. 聚变堆相对于裂变堆, 无裂变放射性核素产生, 无临界安全问题, 大规模氚的安全操作即是聚变堆安全的核心内容. 对于聚变功率为1 GW的聚变电站, 每年消耗的氚量将高达55.6 kg (全年不间断运行情况下), 消耗的氚均需要通过氚增殖包层生产. 如此大规模的氚操作在人类核聚变史上前所未有. 1945–1980年, 核武器试验释放到大气层的氚总量估计为186000 PBq (522.6 g)<sup>[2]</sup>. 禁核试以后, 氚的主要来源为裂变核电站及聚变能源开发中氚相关实验. 一座百万千瓦级压水堆核电站每年产生的氚量大约在2 g左右<sup>[3]</sup>, 而重水堆核电站远高于此; 秦山三期两台CANDU 6型重水堆核

电站每台氚的产生量为 $5.5 \times 10^4$  TBq/a (154.5 g/a). 其中, 秦山三期2007年有102.3 TBq (0.287 g)以气态和液态的方式排放进入环境<sup>[4]</sup>. 国际热核聚变实验堆 (ITER, 设计聚变功率500 MW), 氚的设计排放限值为1.1 g/a (HT, 1 g/a; 氚水, 0.1 g/a)<sup>[5]</sup>, 而ITER装置并无氚增殖包层, 无法实现氚自持. 氚的自持是实现聚变技术向聚变能源跨越的关键一步, 也是中国磁约束聚变发展路线图中规划的下一个托卡马克装置——中国聚变工程试验堆(CFETR)所着力解决的技术难题之一. 因此, CFETR相比于ITER, 氚操作规模将更大、操作流程将更为复杂. 大规模、复杂流程氚操作以及大量氚排放所带来的人和环境的安全问题是聚变堆的首要安全问题, 也是制约聚变能源实施的关键因素. 本文主要对聚变堆中的氚安全问题研究进展进行介绍, 并给出

**引用格式:** 彭述明, 陈志林, 周晓松. 聚变能源中氚安全研究进展及展望. 中国科学: 物理学 力学 天文学, 2022, 52: 222021  
Peng S M, Chen Z L, Zhou X S. Progress and prospects on tritium safety for fusion energy (in Chinese). Sci Sin-Phys Mech Astron, 2022, 52: 222021, doi: 10.1360/SSPMA-2021-0191



氘量在100 g量级, 面向等离子体区域的第一壁和偏滤器温度可高达1000 K以上, DT等离子体在高温条件下与面向等离子体组件材料相互作用, 以及DT等离子体-中子与室壁材料协同作用, 是聚变堆氘安全的重点内容. 在氘增殖区域, 对于1 GW的聚变堆, 按TBR=1.15 (Tritium Breeding Ratio, 氘增殖比)计算, 每天氘产量需高于176 g. 氘在结构材料中的滞留和长期渗透, 将使氘进入非直接用氘区域, 该部分是氘安全的另一重要问题.

### 3 聚变堆氘安全研究进展

国际上聚变堆氘安全研究大体上可分为三方面: 基于大型TOKAMAK装置的氘安全研究、基于氘实验室的DT燃料循环中的氘安全研究以及氘进入环境后的人及环境安全研究. 前两者国际上主要的装置及实验室信息如表1所示<sup>[9-12]</sup>.

总之, 近几十年来, 聚变堆中氘安全研究主要集中在四个方面: 真空室内氘的滞留问题、氘的包容问题、氘处理问题, 以及氘进入环境后对人及环境的安全问题.

#### 3.1 真空室内氘的滞留问题

氘在面向等离子体材料中的滞留, 一方面将导致氘安全问题, 另一方面该部分氘的损失也将直接制约氘自持. PFC中氘的滞留问题即是聚变堆中氘安全的核心问题之一. 20世纪90年代开始, 依托大型TOKAMAK装置和模拟实验装置, 国际上就开始大量研究氘在PFC中的滞留问题. 由于大型TOKAMAK装置的数量较少, 且能开展DT放电实验的更少, 国际上仅有TFTR和JET上进行过DT等离子体放电实验; 其余研究均是通过GDP (Gas Driving Permeation)和PDP (Plasma

Driving Permeation)两种方式模拟实验开展. 20世纪90年代末TFTR和JET上DT实验运行结果表明, 进入真空室的氘总量分别有51%与35%滞留在了壁材料中<sup>[13,14]</sup>. 其中, TFTR的PFC材料为石墨, JET为CFC. 如此大比例氘的滞留将直接导致聚变堆无法自持. 此外, 大量氘在PFC中的滞留以及其在材料中的扩散和渗透将带来严重的辐射安全及材料损伤. 此后, 美国、欧洲、日本等均开展了大量研究, 一方面研究新的PFC材料, 另一方面研究氘在聚变堆条件下的滞留行为, 以期研制出尽可能低的氘滞留材料并获得氘在其中的行为基础数据, 从而较为准确地预测氘在其中的滞留信息. 在模拟实验方面, 要模拟聚变堆PSI (Plasma Surface Interaction)相互作用过程, 需要大型的PSI实验装置. 即开展PDP实验. 目前, 国际上主要的PMI (Plasma Material Interaction)装置包括: PISCES-B (UCSD), TPE (INL), DIONISOS (MIT), IIAX/DEVeX/SLIDE (UIUC), IMPACT/PRIHSM (Purdue), GLADDIS (IPP), PSI-2 (Julich), JUDITH (Julich), QSPA (Ukraine), MP (Korea), GAMMA-10 (Japan), TEXTOR (Julich), Magnum-PSI (FOM). 其中, 荷兰的Magnum-PSI采用超导磁体, 可完全覆盖ITER偏滤器等等离子体参数<sup>[15]</sup>. 各大PMI装置参数如图3所示.

目前, ITER装置中PFC主要以钨或钨基合金为材料, 理论预期氘的滞留量将大大减少. 然而, 当前的数据大都基于H/D获得, 基于氘实验获得的数据较少. 在氘实验方面, 一方面国际上涉氘的实验较少, 另一方面, 涉氘实验中大部分主要采用含氘气体驱动的渗透方式(GDP)来获得实验结果. 目前国际上仅美国爱达荷国家实验室(Idaho National Laboratory, INL)的PSI装置TPE开展过DT等离子体辐照实验(PDP), 国内中国工程物理研究院核物理与化学研究所已建成与美国TPE参数相当的DT等离子体实验装置, 已开展过H/D

表1 国际上开展聚变能源研究的主要装置及实验室

Table 1 Main tritium laboratories and facilities for fusion energy around the world

装置	实验室	最大氘量 (g)	处理量	状态	功能
TSTA <sup>[9]</sup>	LANL, USA	100	>1 kg	已退役	燃料循环测试
TFTR <sup>[10]</sup>	Princeton, USA	5	~100 g	已退役	TOKAMAK实验
JET <sup>[10]</sup>	Culham, UK	20	~100 g	在役	TOKAMAK实验
TPL <sup>[11]</sup>	Tokai, Japan	60	-	在役	燃料循环测试
TLK <sup>[12]</sup>	Karlsruhe, Germany	40	~160 g	在役	燃料循环测试

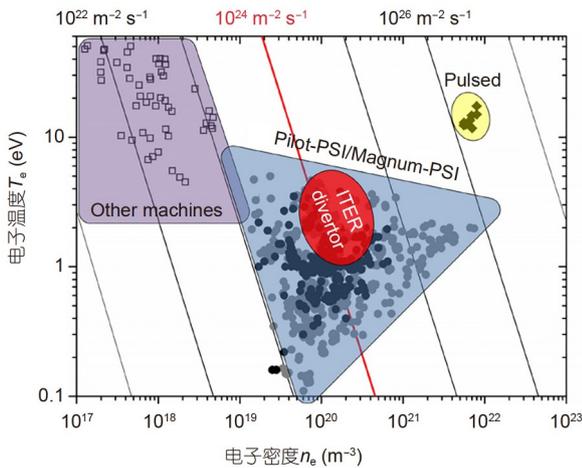


图3 (网络版彩图)世界各大PMI装置等离子体参数[15]  
 Figure 3 (Color online) Parameters of PMI facilities around the world [15].

实验,正在调试后可开展DT放电实验.钨中氘/氚滞留数据的主要结果如图4所示[16,17].

基于当前PDP实验获得的氘的数据非常有限,且不同实验室的结果差异较大.此外,中子辐照后辐照缺陷对氘滞留的影响也是聚变堆所面临的重要问题.所以,要给出氘在聚变堆PFC中的较为可靠的滞留行为及滞留量数据,尚需获得大量关键参数,在充分考虑中子辐照损伤、温度、PDP等多种因素耦合情况下获得氘在材料中的滞留行为基础数据,以支持聚变堆

TOKAMAK装置的PFC设计.

### 3.2 氘的包容问题

合理有效的氘包容是控制氘的扩散与释放的重要途径,也是聚变堆氘安全的第一道屏障.为了确保包容系统的有效性,一般采用“包容结构+特排系统+氘处理系统”等耦合设计,并开展防氘渗透材料研究以减少氘的渗透.对于聚变堆堆体的氘包容,ITER设计中采用两级包容结构[5]:第一级包容为真空室及其延伸区域,包括中性束注入腔室、射频加热及诊断系统的边界;第二级包容的边界为托卡马克大楼的各单元房间,包括窗口单元(Port Cell, PC)、水冷单元、中性束单元等.托卡马克真空室为双壁不锈钢腔室,在运行过程中为保证其对氘的有效包容,设计时同时考虑温度、压力、异常等离子体事件以及中子对壁的辐照损伤等条件对室壁包容能力的影响及设计相应的应对措施.在冷却剂管道破裂,高温冷却水进入真空室的极端条件下,真空室压力不超过上限0.2 MPa,仅能导致极少量氘对环境的释放,排放量导致的公众辐射剂量小于0.1 mSv/a[18].在考虑一级包容完整性的同时,配置氘净化系统,净化速率要求达到700 m<sup>3</sup>/h[19].第二级包容空间内均装配有氘监测、氘净化、负压保持系统.对于更容易被污染的PC单元与水冷单元,使其始终保持负压状态,并持续对其中的空气进行交换除氘,氘去除效率

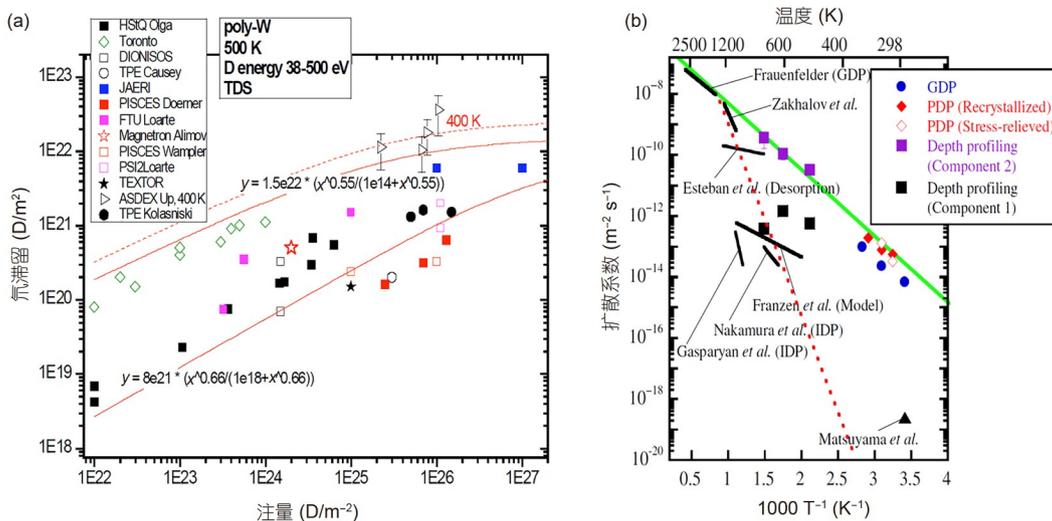


图4 (网络版彩图)钨中氘、氚的滞留相关的典型实验结果[16,17]. (a) 钨中氘滞留数据; (b) 钨中氘扩散系数实验结果  
 Figure 4 (Color online) Typical results of deuterium and tritium retention in tungsten [16,17]. (a) Deuterium retention data in tungsten; (b) experimental results of tritium diffusion coefficients in tungsten.

>99%. 在氚工厂, 部分区域还额外增加了手套箱作为包容手段, 作为氚操作主工艺管道外的第二级包容容器, 该情况为三级包容模式, 房间则为第三级包容. CFETR的一级氚包容系统与ITER类似, 同样以真空室为例, 其第一级包容为真空室壁及其相连区域. 真空室壁采用与ITER相同的双层结构, 用氚运行时, 夹层抽真空可减小氚在波纹管上的压力, 进而减少氚的渗透. 奥氏体钢316L(N)-IG是真空室壁设计主材<sup>[20]</sup>. CFETR真空室壁面最大温度为200°C, 主冷却系统设计最大压力为2.6 MPa, 包层冷却系统设计最大压力5 MPa, 最大漏率 $<1 \times 10^{-8} \text{ Pa m}^3/\text{s}$ <sup>[20]</sup>. 此外, 许多实验室都开展了防氚渗透材料研究, 作为涂覆材料有望大大加强包容系统的氚包容能力. 其中, 中国工程物理研究院材料研究所研发的 $\text{Al}_2\text{O}_3/\text{Fe}_x\text{Al}_y$ 阻氚涂层可在500–700°C下将氚渗透率降低2–3个数量级<sup>[21]</sup>. 然而, 目前防氚渗透材料缺乏真实工况下(氚+高温)的氚渗透能力考核数据, 具备工程应用效果评估能力还需大量研究工作.

### 3.3 氚的处理问题

氚处理系统是控制氚排放的最后屏障. 一般氚操作场所氚处理系统处理能力为 $\text{m}^3/\text{h}$ 量级, 而聚变堆氚处理系统最大挑战在于 $1000 \text{ m}^3/\text{h}$ 级的处理量. 目前经过实际验证的较大的氚处理系统为欧洲JET设计建造的除氚系统<sup>[22]</sup>, 系统处理量为 $500 \text{ m}^3/\text{h}$ . 中国工程物理研究院核物理与化学研究所研制了可用于大流量含氚气体处理的蜂窝状疏水催化剂, 系统处理能力为 $500 \text{ m}^3/\text{h}$ <sup>[23]</sup>. ITER的除氚系统设计的最大处理量是 $4500 \text{ m}^3/\text{h}$ , CFETR的除氚系统流量预计为 $1000\text{--}4500 \text{ m}^3/\text{h}$ . 除氚系统中核心为用于将HT转化为HTO的催化剂, 在大处理量情况下高温催化剂必将导致高能耗. 研制室温催化剂, 在低能耗情况下实现HT的转化是氚处理技术研究中的热点. 日本JAEA为ITER的设计中选用他们开发的颗粒型室温催化剂<sup>[24,25]</sup>. 可以看出, 在大流量场景下, 发展包括整体式催化剂在内的规整结构催化剂尤为必要, 同时提供氧化/复合的室温活性从工程应用来看意义很大.

氚处理系统的另一核心技术为HTO的吸收. 通常, 采用分子筛吸附HTO, 而大体积大规模氚处理必将导致大量含氚分子筛废物产生. 针对ITER装置, JAEA设计的空气气氛除氚系统包括两部分: SC-DS (Wet Scrubber Columns-Detritionation System)和MS-DS (Molecular

Sieve dryer beds-Detritionation System). SC-DS作为Safety Important Component System (SIC)的一部分, 在紧急(阀门故障)状态下使用<sup>[25]</sup>. 湿式洗涤器是化工中纯化气体的气-液交换技术. Perevezentsev等人<sup>[26]</sup>将这一技术用于气相水蒸气和液相水的同位素交换, 并发现铜填料较不锈钢填料传质性能好得多, 给出的计算结果表明, 在处理 $1000 \text{ m}^3/\text{h}$ 空气时, 5 m高、0.6 m内径的洗涤柱时除氚因子是1000. 随后JAEA进行了 $350 \text{ m}^3/\text{h}$  (ITER设计量的1/4)的测试, 发现SC-DS的故障率比MS-DS约低两个数量级<sup>[25]</sup>. 湿式洗涤柱技术避免了分子筛床的再生和阀门的频繁切换, 为ITER所推荐. 湿式洗涤柱的缺点是氚水产量和柱高度存在一个平衡, 降低 $\lambda$  (水蒸气流量/水流量)至关重要<sup>[27]</sup>. 发展好的填料是未来的重点, 规整结构性填料(Structured Packing)兼顾传质速率和处理通量, 是一个好的选择<sup>[28]</sup>. 此外, 填料表面亲水性质是关键, 比如瑞士Sulzer Chemtech公司的CY black填料比不锈钢好得多. 因此应通过材料研究, 发展表面高亲水性的耐用填料<sup>[28]</sup>.

此外, 为了减小净化系统中含氚废气的体积从而减少分子筛吸附床的体积和装填量, 欧洲<sup>[29]</sup>和日本已研究将高分子膜用于废气的预浓缩和氟化水蒸气的收集, 并用于日本的LHD(Large Helical Device)装置上<sup>[30]</sup>, 采用的商业化聚酰亚胺膜, 设计通量为 $300 \text{ m}^3/\text{h}$ . 考虑到CFETR的除氚系统流量为 $1000\text{--}4500 \text{ m}^3/\text{h}$ , 如仍采用类似商业化膜, 装置体积和技术难度大为增加, 可行性待验证. 同时,  $\text{H}_2/\text{N}_2$ 等气体分离的新材料发展较为活跃. 因此, 建议一方面吸收最新材料研究的成果, 另一方面, 考虑到新材料商业化时间通常较长, 现阶段可采用性能较好的商业化膜模块进行技术的验证和探索.

### 3.4 氚对人及生态环境的影响问题

氚以不同的存在形式进入环境后分布于环境的各个圈层<sup>[31]</sup>, 包括大气圈、水圈、陆地圈、生物圈以及人类圈, 并参与各个环境介质中氚的迁移转化, 如图5所示.

氚在进入环境后, 其对人的影响是重要关注对象. 尤其随着聚变堆中所涉及的大规模氚的操作和排放, 氚对人的辐射生物效应的评估越来越重要. 当前, 国际放射防护委员会(International Commission on Radiological Protection, ICRP)推荐的氚的相对生物效应和 $\gamma$ 射

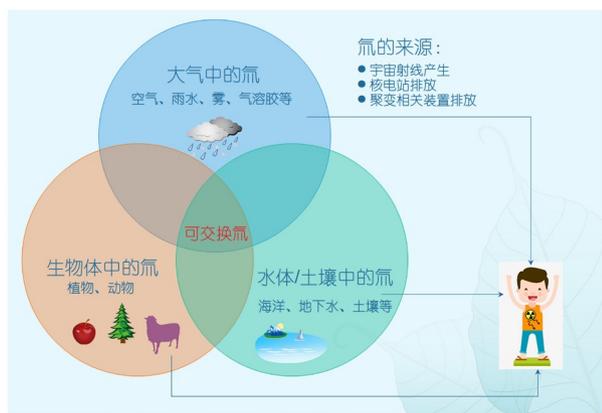


图5 (网络版彩图)环境中氚的存在形式  
Figure 5 (Color online) Tritium existence form in the environment.

线相同, 均为1.0. 我国现行标准GB 18871-2002《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》采用的也是ICRP 60号出版物的推荐值, 国际上多数国家的辐射危害评价体系均采用该推荐值. 然而, 近年来, 越来越多研究表明, 氚的内照射的风险被大大低估. CERRIE (Report of the Committee Examining Radiation Risks of Internal Emitters)在2004年的报告中<sup>[32]</sup>提出, 真实的内照射风险可能比目前ICRP风险因素和剂量测定模型“超过10倍”; 并在报告中建议, 需特别关注与氚相关的剂量和风险; COMARE (Committee on Medical Aspects of Radiation in the Environment)环境辐射医学委员会的报告<sup>[33]</sup>中也指出, 需要对氚剂量和风险进行评估. 英国政府电离辐射高级委员会(AGIR)于2007年专门针对氚的生物效应、生物动力学和流行病学发布了专题研究报告, 并建议将当前ICRP推荐的氚的辐射权重因子提高一倍, 由1.0<sup>[34]</sup>改为2.0<sup>[35]</sup>. 国际辐射与效应委员会(United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UNSCEAR)在2016年针对氚的辐射生物效应出了一份专题报告, 该报告中给出, 以 $\gamma$ 射线和正电压X射线为参考辐射, 氚的RBE值分别为1.0–5.0 (集中于2.0–2.5)和0.4–8.0 (集中于1.5–2.0), RBE值有随剂量减少而增加的趋势<sup>[36]</sup>; 报告指出, 虽然在评估高剂量氚的生物效应时, 使用RBE值1.0是合理的, 但大于1.0的值将更适合于环境和职业接触情况.

氚的辐射危害被当前各国所采用的辐射评价体系所低估基本形成共识, 然而如何较为准确地评价氚的辐射危害仍需深入开展氚的毒理学以及生物效应机制

研究, 从而实现对其放射毒性的较为准确的评价.

## 4 总结与展望

从氚操作规模上讲, 当前已经进行过DT实验的TOKAMAK装置/聚变能源氚实验室已经积累了100 g级的氚安全操作经验, 但聚变堆中氚操作规模高2个数量级左右; 虽然ITER设计功率可达500 MW, 也有专门的氚工厂, 但ITER进行DT等离子体放电实验时间预期在2035年, 所设计的氚安全相关的技术也尚未经过验证, 且ITER无氚增殖包层, 其氚操作规模较有包层的同等功率聚变堆小一半以上. 此外, 不同于实验装置, 作为聚变能源, 还需要聚变堆能长期稳定运行, 即在该规模下氚的操作能长期安全. 大规模氚的长期安全操作将使氚安全面临前所未有的挑战, 主要体现在以下3方面.

(1) PFM中氚的滞留问题. 虽然开展了大量模拟实验研究, 但目前DT等离子体实验结果, 尤其是中子辐照缺陷与氚滞留协同作用下的实验较少, 关键参数缺失, 氚在材料中的行为认识不清晰. 此外, 我们国家自主研发的PFM材料尚无DT等离子体条件下的实验数据;

(2) 大规模氚的处理问题. 虽然ITER装置中设计的氚处理能力已经可高达1000 m<sup>3</sup>/h量级, 但发展低能耗、少放射性废物的处理技术是必然趋势;

(3) 氚的辐射危害评价问题. 当前氚的辐射权重因子采用1.0被普遍认为低估了氚的辐射危害, 考虑ICRP推荐的线性无阈假说以及聚变堆中g量级氚的年排放, 必将引起人们对氚致辐射生物效应的关注, 氚对环境及人员的辐射危害也是聚变堆建设所必须回答的问题.

我们国家磁约束聚变发展路线图中拟在2030年建成CFETR, CFETR主要解决的关键问题之一即为氚的循环与自持, 重点研究聚变堆材料、包层等. 为支撑该节点, 氚安全相关的技术须在建设之前完成, 即“十四五”期间及“十五五”初期, 氚安全需具备CFETR级工程建设能力. 对此, 建议重点开展以下工作.

在“十四五”期间, 需加强基础问题研究, 并通过大型实验装置获得我们国家自主的基础数据; 积极开发新型功能材料, 为工程化做积累, 主要包括:

(1) 在科学问题方面, 加快氚在PFM材料中滞留行为研究, 着重在模拟真实辐照损伤/PDP作用环境, 积

累我们国家自主材料的基础数据; 开展氚对生态环境及人的生物效应研究, 为氚的辐射危害评估提供支撑数据;

(2) 在技术问题方面, 开发新型氚处理材料, 尤其是低能耗、低成本的处理材料; 开展阻氚涂层材料研究, 并进行真实使用环境条件考核。

“十五五”期间, 对接CFETR工程化需求, 在“十四五”基础上, 重在开展工程化研究, 主要包括:

(1) 开展氚处理系统规模级放大的工程化可行性验证, 并给出高可靠性、低成本氚处理解决方案;

(2) 建立“包容-处理-排放”一体化设计方法, 给出氚安全的整体工程解决方案。

聚变堆中的氚安全涉及多个学科, 需国内相关优势单位各自发挥学科优势, 资源共享, 共同推进聚变堆氚安全相关科学技术问题的解决和工程化。

## 参考文献

- Du X W, Ye Q Z, Xu M, et al. Research on technology directions and development roadmap of nuclear energy (in Chinese). *Strategic Study CAE*, 2018, 20: 17–24 [杜祥琬, 叶奇蓁, 徐铎, 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]
- UNSCEAR. Effects of Ionizing Radiation. Volume I: Report to the General Assembly, Scientific Annexes A and B. UNSCEAR 2006 Report. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. United Nations sales publication E.08.IX.6. New York, 2008
- Yang H Y. Tritium Safety and Protection (in Chinese). Beijing: Atomic Energy Press, 1996 [杨怀元. 氚的安全与防护. 北京: 中国原子能出版社, 1996]
- Zhang J, Li H W. Analysis of effluence tritium release from QINSHAN III heavy water reactor (in Chinese). *Radiation Protect*, 2009, 29: 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, 29: 80–85]
- ITER Technical Basis, IAEA, Vienna 2002, ITER EDA, Doc. Series No. 24, Plant Description Document
- Lässer R, Bell A C, Bainbridge N, et al. Operation of the JET active gas handling system during and after DTE1. *Fusion Eng Des*, 1999, 46: 307–312
- Gill J T, Anderson B E, Watkins R A, et al. Tritium storage/delivery and associated cleanup systems for TFTR. *J Vacuum Sci Tech A-Vacuum Surfs Films*, 1983, 1: 856–864
- Tanabe T. Tritium fuel cycle in ITER and DEMO: Issues in handling large amount of fuel. *J Nucl Mater*, 2013, 438: S19–S26
- Anderson J, LaMarche P. Tritium activities in the United States. *Fusion Sci Technol*, 1995, 28: 479–490
- Bell A C, Gentile C A, Lässer R L K, et al. Tritium inventory control—The experience with DT tokamaks and its relevance for future machines. *Fusion Eng Des*, 2003, 66–68: 91–102
- Yamada M, Yamanishi T, Shu W, et al. Operation results on safety systems of Tritium Process Laboratory in Japan Atomic Energy Research Institute. *Fusion Sci Tech*, 2002, 41: 593–597
- Vollmer T, Besserer U, Borcherding K, et al. Safety concept for the Tritium Laboratory Karlsruhe (TLK). *Fusion Tech*, 1995, 28: 988–994
- Skinner C H, Hogan J T, Brooks J N, et al. Modeling of tritium retention in TFTR. *J Nucl Mater*, 1999, 266–269: 940–946
- Andrew P, Brennan P D, Coad J P, et al. Tritium retention and clean-up in JET. *Fusion Eng Des*, 1999, 47: 233–245
- van Eck H J N, Abrams T, van den Berg M A, et al. Operational characteristics of the high flux plasma generator Magnum-PSI. *Fusion Eng Des*, 2014, 89: 2150–2154
- Lipschultz B, Roth J, Davis J W, et al. An assessment of the current data affecting tritium retention and its use to project towards T retention in ITER. Technical Report, PSFC/RR-10-4, International Tokamak Physics Activity. 2010
- Tanabe T. Review of hydrogen retention in tungsten. *Phys Scr*, 2014, T159: 014044
- Taylor N, Ciattaglia S, Cortes P, et al. ITER safety and licensing update. *Fusion Eng Des*, 2012, 87: 476–481
- Tanabe T. Tritium: Fuel of Fusion Reactors. Tokyo: Springer Nature, 2017
- Li J G, Song Y T, Liu Y, et al. Design of the Key Components of Fusion Engineering Test Reactor (in Chinese). Beijing: Science Press, 2015 [李建刚, 宋云涛, 刘永, 等. 聚变工程实验堆装置主机设计. 北京: 科学出版社, 2015]
- Wang X, Ran G, Wang H, et al. Current progress of tritium fuel cycle technology for CFETR. *J Fusion Energy*, 2019, 38: 125–137
- Sabathier F, Brennan D, Skinner N, et al. Assessment of the performance of the JET exhaust detritiation system. *Fusion Eng Des*, 2001, 54: 547–553
- Yang Y, Peng S, Wang H, et al. Preparation of alveolate hydrophobic catalyst for tritium waste gas treatment. *Fusion Eng Des*, 2016, 113: 184–

- 24 Iwai Y, Sato K, Taniuchi J, et al. Room-temperature reactor packed with hydrophobic catalysts for the oxidation of hydrogen isotopes released in a nuclear facility. *J Nucl Sci Tech*, 2011, 48: 1184–1192
- 25 Hayashi T, Iwai Y, Kobayashi K, et al. R&D of atmosphere detritiation system for ITER in JAEA. *Fusion Eng Des*, 2010, 85: 1386–1390
- 26 Perevezentsev A N, Bell A C, Andreev B M, et al. Wet scrubber column for air detritiation. *Fusion Sci Tech*, 2009, 56: 1455–1461
- 27 Perevezentsev A N, Andreev B M, Rozenkevich M B, et al. Wet scrubber technology for tritium confinement at ITER. *Fusion Eng Des*, 2010, 85: 1206–1210
- 28 Rozenkevich M, Pak Y, Marunich S, et al. Main features of the technology for air detritiation in scrubber column. *Fusion Sci Tech*, 2016, 70: 435–447
- 29 Le Digabel M, Ducret D, Laquerbe C, et al. Application of gas separation membranes to detritiation systems. *Desalination*, 2002, 148: 297–302
- 30 Tanaka M, Suzuki N, Kato H, et al. Design and commissioning of the exhaust detritiation system for the Large Helical Device. *Fusion Eng Des*, 2018, 127: 275–283
- 31 Eyrolle F, Ducros L, Le Dizès S, et al. An updated review on tritium in the environment. *J Environ Radioact*, 2018, 181: 128–137
- 32 CERRIE (Committee Examining Radiation Risks of Internal Emitters). Uncertainties in Dose Coefficients for Intakes of Tritiated Water and Organically Bound Forms of Tritium by Members of the Public. Technical Report, the Committee Examining Radiation Risks of Internal Emitters (CERRIE). 2004
- 33 COMARE (Committee on Medical Aspects of Radiation in the Environment). Advice to government on the review of the radiation risks from radioactive internal emitters carried out and published by the Committee Examining Radiation Risks of Internal Emitters (CERRIE). Technical Report, National Radiological Protection Board. 2004
- 34 ICRP. Recommendations of the International Commission on Radiological Protect 1990. Oxford, 1991
- 35 AGIR. Review of risks from tritium. Documents of the health protection agency. London, 2007
- 36 UNSCEAR. Biological effects of selected internal emitters—Tritium. UNSCEAR 2016 Report. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. 2017

## Progress and prospects on tritium safety for fusion energy

PENG ShuMing\*, CHEN ZhiLin & ZHOU XiaoSong

*Institute of Nuclear Physics and Chemistry, China Academy of Engineering Physics, Mianyang 621900, China*

Tritium safety is a key safety issue for a fusion reactor, and it is one of the most important problems that should be solved before the construction of a fusion reactor. Progress of tritium safety research including tritium distribution in fusion reactors, tritium confinement, tritium disposal, tritium-induced environmental problems, and human radiation effects, has been discussed in this article. Considering the roadmap of fusion energy development via magnetic confinement, we also propose the roadmap for tritium safety. Key issues related to science, technology, and also engineering are also suggested.

**fusion reactor, tritium, tritium safety**

**PACS:** 28.52.Cx, 28.52.Nh, 89.30.Jj

**doi:** [10.1360/SSPMA-2021-0191](https://doi.org/10.1360/SSPMA-2021-0191)