

磁约束核聚变能研究进展、挑战与展望

刘永*, 李强, 陈伟

核工业西南物理研究院, 成都 610225

* 联系人, E-mail: liuyong@swip.ac.cn

当前, 能源安全、环境和气候变化等问题成为21世纪面临的最严峻挑战。核聚变能具有资源丰富、环境友好、固有安全等突出优势, 是目前认识到的解决人类社会能源与环境问题的根本途径之一^[1,2]。因此, 像核聚变能这样的新能源的研发一直为公众和行业所关注。特别是, 美国国家点火装置(National Ignition Facility, NIF)在2022年12月的实验中实现了能量增益达到1.53倍, 使得核聚变能研发受到进一步的关注^[3,4](<https://www.llnl.gov/news/national-ignition-facility-achieves-fusion-ignition>, <https://lasers.llnl.gov/science/pursuit-of-ignition>)。NIF本次实验用322 MJ的电能产生了2.05 MJ的激光能量, 该激光能量注入聚变腔体后获得了3.15 MJ的聚变能量, 首次实现了聚变能大于激光输出能量, 取得了激光驱动的惯性约束聚变能源研发在物理及工程技术方面的进展, 但仅从能量的盈亏来看, NIF距聚变能的工程应用还有漫长的路要走。

在国际上, 主要发达国家都布局了惯性约束聚变和磁约束聚变这两条技术途径的研发, 如美、日、俄等, 我国也是如此^[2,3]。在惯性约束聚变研究方面, 我国建设运行了自主的“神光”系列惯性约束装置。2015年建成的“神光-III”主机装置^[4], 是当时世界上投入运行的第二大激光驱动器, 也是亚洲最大的高功率激光装置。目前, “神光-III”是继美国NIF、法国兆焦耳激光装置之后第三大激光驱动器(48路激光, 峰值功率60 TW), 输出能力仅次于NIF, 排名世界第二。我国惯性约束聚变研究的规模和水平也位列国际第一梯队。

惯性约束自身的技术特点决定了其主要用于核武器相关研究, 磁约束核聚变仍是最有可能率先实现聚变能源利用的方式。鉴于此, 美国等西方国家均高度重视磁约束核聚变发展, 大都将核聚变能应用锁定在2045年前后。主要的技术路线是围绕本国建造聚变示范堆的目标, 通过国际热核聚变实验堆(International Thermonuclear Experimental Reactor, ITER)计划^[5](www.iter.org)获得实验堆设计、建造经验, 利用参与ITER运行以及本国的大型托卡马克装置获得燃烧等离子体物理、控制和运行经验, 同时围绕在ITER合作中不能解决的关键技术开展攻关。

此外, 近年来商业资本也加速涌入聚变领域。截至2022年7月底, 全球共成立了超过30家民营商业核聚变公司



刘永 核工业西南物理研究院科技委主任, 中核集团科技委常委、战略咨询委委员, 中国核学会核聚变与等离子体物理分会理事长。曾先后主持参与中国环流器新一号(HL-1M)、中国环流器二号A(HL-2A)、中国环流器二号M(HL-2M)的建设和研究工作。

(<https://www.fusionindustryassociation.org/about/members/>), 其中多数将实现核聚变商业应用目标锁定在2030~2035年前后, 其技术线路也呈现多元化特点, 非常分散。在30家民营核聚变中, 除磁约束和惯性约束外, 还有磁惯性约束聚变等, 其技术线路就达21种之多。从燃料形式看, 除了氘氚聚变外, 还有氢硼聚变、氘氦3聚变等。总体来说, 应该充分肯定民营资本进入核聚变领域的积极意义, 多种技术路线加速探索, 必将能促进聚变能应用的研究。但其中也不乏风投性的资本运作, 其所声称的目标实际上是很难达成的。例如, 近期美国核聚变初创公司Helion Energy与微软签署全球首份聚变购电协议(<https://my.mbd.baidu.com/r/11EkdcarY2c?f=cp&u=b2d605745bf7f291>), 计划2028年向微软提供50000 kW的聚变电力。该公司采用的是氘氦3聚变, 尽管该方案的反应中无中子产生, 也无氙的消耗, 但需要的等离子体温度要比氘氚聚变高出若干倍, 目前看来, 这在短时间内是不可能达到的。2022年3月, 美国政府召开白宫峰会, 要求政、企、研等多领域加强合作, 力图加速推进实现核聚变能商业化应用(<https://www.whitehouse.gov/ostp/news-updates/2022/03/15/fact-sheet-developing-a-bold-vision-for-commercial-fusion-energy/>)。可以说, 近期聚变能研发相关领域受到广泛关注。另一方面, 也有不少混乱或矛盾的信息令人困惑。本文力图给出一个关于磁约束核聚变实际现状的描述和对未来发展的展望。

1 国内外核聚变研究的进展

1.1 国际上核聚变研究的进展

国际上磁约束核聚变研究始于20世纪50年代,经历了从最初的少数几个核大国进行秘密研究、技术解密,再到世界范围内开放合作、共同参与的研究阶段。在研究进程中,也探索了箍缩、磁镜、仿星器、托卡马克等众多途径。经过半个世纪的不懈努力,在众多探讨实现受控核聚变的途径中,以托卡马克为重点途径的磁约束受控核聚变研究在20世纪90年代获得了巨大进展^[2,6],使人类聚变能的梦想比较接近现实。

自20世纪70年代起到2000年前后,在世界范围内先后建设了数十个各种类型和尺寸的托卡马克聚变装置,其中具有代表性的有美国的DIII-D和TFTR、法国的Tore Supra、德国的ASDEX和ASDEX-U、日本的JT-60/JT-60U、欧盟的JET等。通过这些装置深入的实验探索,使得表征聚变点火条件的聚变“三乘积”(即燃料离子温度、密度与能量约束时间之乘积)在这一时期实现了几何级数的增长。在2000年以后,由于缺乏大型装置的投运,这一趋势明显放缓。相应地,相关的聚变等离子体物理研究也不断取得突破。这主要体现在以下若干方面:等离子体约束与输运、磁流体不稳定性与破裂的控制、等离子体加热与电流驱动、等离子体与第一壁相互作用等。这些进展为ITER工程的设计与建设奠定了良好的基础^[2]。

需要特别指出的是,20世纪90年代以来,磁约束受控核聚变研究在三大托卡马克装置(美国的TFTR、欧盟的JET、日本的JT-60U)上取得了突破性进展^[2,4]。1991年末,人类首次用可控的方法在JET装置上进行了氘-氘聚变反应,获得聚变能达到3.4 MJ,聚变功率达到1.7 MW。随后,在TFTR装置上的氘-氘放电实验也获得成功,其输出的功率更高,达到了10.7 MW,获得聚变能6.5 MJ。1997年,JET装置创下了输出聚变功率16.1 MW、聚变能21.7 MJ和聚变增益 $Q=0.65$ 等世界纪录^[6]。2022年2月,JET装置实现了59 MJ的聚变能量输出,打破了其创造的21.7 MJ聚变能量世界纪录(<https://euro-fusion.org/eurofusion-news/european-researchers-achieve-fusion-energy-record/>)。

1998年,在JT-60U装置上进行的氘-氘反应实验,其等效的氘-氘聚变反应的功率增益因子(定义为聚变反应产生的功率与输入等离子体的功率之比)已达到1.25^[6]。这些突破性进展宣告了以托卡马克为代表的磁约束核聚变的科学可行性在实验上已经得到了证实^[2]。

为了验证聚变的技术可行性,需要建造一个具有聚变电站所需大多数技术特征的更大规模的托卡马克装置,来试验和演示聚变电站的关键技术,并探索燃烧等离子体的新物理问题。为实现这一目标,国际聚变界认为只有通过国际合作,汇聚全世界的核聚变研究的成果、主要国家的财力和科技

能力,才能加快这一阶段的进程。为此,规模空前的国际合作计划——国际热核聚变实验堆(ITER)计划应运而生^[1,2,4-6]。1985年,苏联和美国倡议,由美、苏、欧、日共同启动了ITER计划。ITER计划的目标是要建造一个可自持燃烧的托卡马克核聚变实验堆,以便对未来聚变示范堆及商用聚变堆的物理和工程问题做深入探索(www.iter.org)。中国于2003年1月初正式宣布参加ITER计划政府间谈判,美国也在同一天重新加入ITER计划,韩国在2005年被接受参加ITER计划政府间谈判。以上六方于2005年6月签订协议,一致同意把ITER建在位于卡达拉齐(Cadarache)的法国核技术研究中心。印度于2006年加入ITER计划政府间谈判。最终,七方于2006年5月草签了建设ITER的国际协定,正式开始实施ITER计划。目前,ITER已于2020年正式启动安装,原计划2025年建成并产生首次等离子体放电。由于诸多因素,这一时间可能会有较大的推迟^[2,5]。

ITER要研究及解决的关键科学问题是:燃烧等离子体物理、先进托卡马克稳定运行和可靠控制、较高中子通量条件下等离子体与材料的相互作用。ITER的科学目标就是要实现并验证在400 s的时间内能量增益大于10,在3000 s的时间内能量增益大于5,聚变功率输出500 MW^[1]。ITER的结构如图1所示,其基本参数为:环向磁场5.3 T,等离子体电流15 MA。

ITER是世界上第一个反应堆规模的受控热核聚变设施,也是最终实现磁约束聚变能商业化发电最重要的科学和技术桥梁。ITER能产生大规模核聚变反应,将演示燃烧等离子体(通过核聚变反应产生的高能 α 粒子加热等离子体),并获得坚实的堆燃烧等离子体物理机理的认知,并达到如下目标:验证核反应堆级别的装置主机集成技术;验证装置的稳定运行能力;验证产氦包层等。

ITER装置本身不仅反映了国际磁约束核聚变能研究的最新成果,而且综合了当今世界相关领域的一些顶尖技术,

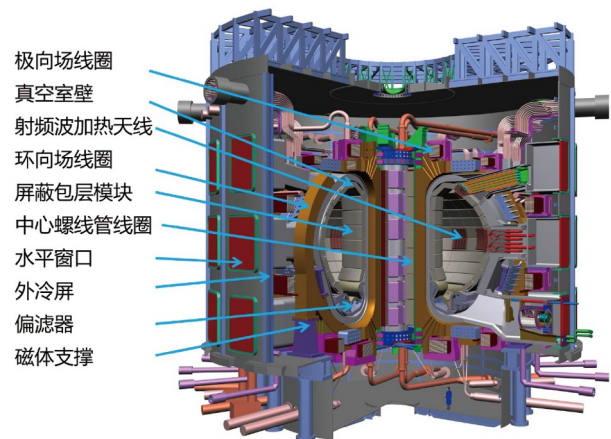


图1 (网络版彩色)ITER结构示意图

Figure 1 (Color online) Schematic diagram of the ITER structure

如大型超导磁体技术、大束流加速器技术、大功率微波技术、产氚实验包层技术、氚工艺技术、先进诊断技术等。这些技术不仅是支撑未来聚变电站必需的关键技术，而且还能对世界各国工业和经济发展起重要推进作用。

除了参与ITER计划外，ITER各参与国家或国家集团都制定有自己的聚变发展规划和布局^[2]。欧盟除了占据ITER东道主的优势外，还积极布局基于加速器的聚变材料辐照设施(International Fusion Material Irradiation Facility, IFMIF)，并提出在2050年前后运行聚变示范堆(<https://euro-fusion.org/related/ifmif-dones/international-materials-facility-ifmif-dones-starts-construction-phase/>, <https://euro-fusion.org/eurofusion/roadmap/>)。2021年，美国国家科学院(National Academies of Sciences, Engineering, and Medicine, NASEM)发布了“Bringing Fusion to the U.S. Grid”的评估报告，提出了在保持美国国际竞争能力、再次引领聚变能研发、发展新型能源和降低碳排放的新形势下，在2050年左右将聚变带入美国电网的目标^[7]。日本并行部署了ITER计划任务、JT-60SA、聚变中子源、DEMO研发、包层研发等聚变产业研发，提出在2050年具备聚变能应用条件^[8]。英国原子能管理局(UK Atomic Energy Authority, UKAEA)计划2024年完成球形托卡马克聚变堆(Spherical Tokamak for Energy Production, STEP)概念设计，21世纪40年代实现聚变能发电(<https://ccfe.ukaea.uk/programmes/step/>)。

总体上看，世界上主要发展聚变能的国家，在围绕建设本国聚变示范堆的目标下，基本都是通过ITER合作获得相应实验堆设计、建造经验，利用参与ITER运行以及本国(或国际合作)的大型托卡马克装置获得燃烧等离子体物理、控制和运行经验，同时，围绕在ITER合作中不能解决的聚变堆抗辐照材料、高热负荷材料和部件、氚增殖包层、先进偏滤器以及高温超导磁体等方面开展关键技术攻关^[2]。

1.2 我国的磁约束核聚变研究历程与进展

我国的磁约束受控核聚变研究起步于20世纪50年代，并于1965年建立了国内从事核聚变研究的专业机构，先后发展了Z箍缩、角向箍缩、反场箍缩、仿星器、磁镜、托卡马克等各种磁约束实验设施，开展了大量早期的磁约束聚变原理探索^[2]。1984年，建成了我国核聚变领域第一座大科学装置——中国环流器一号(HL-1)托卡马克装置，实现了我国核聚变研究从原理探索到大规模装置实验的跨越。20世纪70年代，又成立了另一个从事核聚变研究的专业机构，主要从事超导托卡马克研究。长期以来，我国形成了以专业院所(核工业西南物理研究院和中国科学院合肥物质科学研究院等离子体物理研究所)为主，多家高校和研究单位共同参与的核聚变技术开发格局^[2]。

目前，我国运行中的磁约束聚变大科学装置主要有HL-2A、EAST装置和新一代“人造太阳”(HL-2M)装置。HL-2A是

我国第一个具有偏滤器位形的托卡马克，在2003年就实现了国内首个偏滤器位形放电^[9]，在2011年首次实现国内高约束模等离子体运行，使我国成为继欧美日后，国际上第四个在磁约束核聚变装置上实现高约束模式运行的国家。在该装置上，发展了国际原创的具有自主知识产权的超声分子束粒子注入技术，该技术已被国际上多个磁约束聚变装置(如韩国的KSTAR、法国的WEST等)用于加料及物理研究^[10,11]。近年来，在HL-2A上实现了归一化环向比压超过3的先进运行模式^[12]。

EAST是国际上首个全超导托卡马克装置，在2006年成功实现了首次运行，多年来在长脉冲运行方面取得了一系列重要研究进展，在长脉冲高品质等离子体约束研究方面居于世界先进水平，2021年12月实现了1056 s长脉冲运行^[13]。2020年，创造了102 s高约束H模放电的世界纪录，2023年4月又刷新了这一纪录，实现了高约束H模放电时间超过400 s(<http://www.xinhuanet.com/tech/20230413/1f74a605f72e458790b164526b381a4a/c.html>)。此外，EAST在三维物理和边缘局域模控制等方面也取得了很多创新性成果^[14]。

中国环流器二号M(HL-2M)装置是我国目前设计参数最高、规模最大的新一代“人造太阳”装置，于2020年建成并实现了首次等离子体放电。2022年，HL-2M装置实现了等离子体电流突破1.15 MA，这是我国核聚变装置运行的新纪录。该装置设计的最大等离子体电流可达3 MA，归一化比压 β_N 可超过3，等离子体离子温度可达1.5亿摄氏度，聚变三乘积可达 $10^{21} \text{ m}^{-3} \text{ keV s}$ 量级(接近聚变“点火条件”)，是我国目前具备堆芯级燃烧等离子体运行能力的科研平台^[15,16]。该装置如图2所示。

除上述装置外，过去10多年来，国内不少高校也建设并运行了一些较小规模的聚变研究装置，如华中科技大学的J-TEXT、中国科学技术大学的KTX、清华大学的SUNIST等。这些装置在聚变基础问题探索和人才培养等方面发挥了重要作用^[2]。

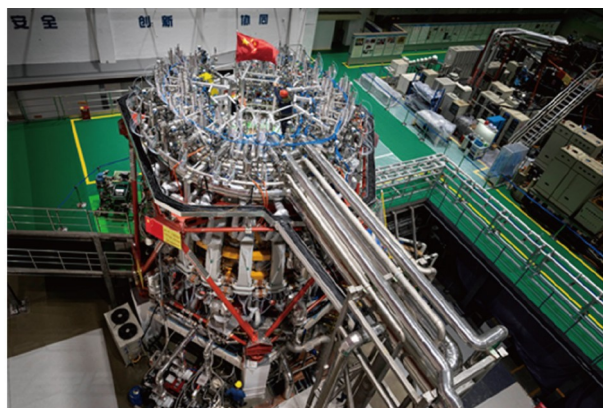


图2 (网络版彩色)新一代“人造太阳”中国环流器二号M(HL-2M)装置

Figure 2 (Color online) A new generation artificial sun: HL-2M device

以上述聚变装置的建设和运行的需求为牵引,相关单位极大地推进了各项聚变关键技术的研发,如聚变等离子体加热技术(包括中性束加热技术和射频波加热技术)、等离子体诊断技术、超导强磁场技术、等离子体运行与控制技术等。相应地,以能力不断提升的国内装置为依托,相关的聚变等离子体物理研究水平得到了迅速的提升,在长脉冲稳态运行、等离子体加料新技术、等离子体约束改善等方面都取得了令人瞩目的成绩。同时,为进一步提升对聚变等离子体物理的认识水平,我国在聚变等离子体物理的数字模拟和仿真方面也取得了重要进展,众多的有自己知识产权的模拟仿真软件不断推出,大大地促进了相关物理和工程设计研究。

以我国全面参与ITER项目并承担相关采购包任务为契机,系统地吸收消化并掌握ITER的相关设计技术,在若干聚变堆核心部件研发上也取得了一系列突破和进展,如第一壁部件制造技术、大型超导线圈制造技术、涉氚阀门和系统技术、氚增殖模块(tritium breeding module, TBM)技术等^[1]。

以掌握聚变堆的建造能力为目标,我国也布局了聚变材料研发、氚自持相关技术、聚变堆总体设计等ITER未完全覆盖技术的研发,并取得了令人瞩目的进展。例如,在过去10多年里,我国聚变界深入开展了中国聚变工程试验堆的概念设计和初步工程研究工作^[17],尽管目前还不具备建设条件,但通过这一设计研究,确定和凝练了下一步需要重点解决的突出的物理和工程问题和挑战,掌握和提高了设计研发技术,锻炼和培养了人才,为进一步解决聚变堆面临的挑战问题并最终实现聚变能的应用打下了基础。

为支撑聚变堆的设计和建造,我国近期又布局建设了两个重要聚变研究设施和基地。其中,聚变堆主机关键系统综合研究设施项目建在合肥,主要建设具有国际领先水平的超导磁体研究系统和偏滤器研究系统,为磁约束聚变堆主机关键系统研究提供粒子流、电、磁、热、力等极端实验条件。另一个核聚变技术研究基地项目建在成都,主要建设具有国际先进水平的磁约束核聚变能研发基地,发展和掌握聚变堆芯加热和电流驱动、燃烧等离子体运行、包层技术和总体集成设计技术等聚变堆关键技术。

近年来,国内以新奥集团、能量起点公司、星环聚能公司等为代表的民营资本开始积极参与到核聚变研发中来。

2 核聚变能研发仍面临的主要挑战

对于建造聚变示范电站进而实现聚变能的应用,我国与国际上主要国家面临几乎同样的技术挑战,目前公认的主要有三大技术挑战,即以燃烧等离子体为核心的物理上的挑战,以抗中子辐照为核心的聚变堆用材料方面的挑战和以产氚包层为核心的氚自持技术的挑战。

2.1 聚变堆面临的挑战性物理问题

未来聚变堆堆芯运行的根本要求是实现等离子体自持

燃烧,所面临的挑战主要集中在自持燃烧等离子体科学、稳态运行和运行安全。尽管过去几十年中,国际上聚变等离子体物理在实验和理论研究上取得了长足的进展,但对燃烧等离子体科学认知仍比较欠缺,尤其对高聚变增益自持燃烧等离子体研究更少且长期停留在理论阶段,亟需提升对自持燃烧等离子体运输与约束、磁流体不稳定性及 α 粒子物理等关键物理问题的认知,探索适用于自持燃烧的运行模式。在燃烧等离子体运行期间内部活跃的磁流体不稳定性、在等离子体芯部区域不断聚集的杂质以及外部加热和电流驱动与等离子体耦合的不确定性等,这些因素使得等离子体控制愈发困难。等离子体大破裂期间瞬间释放巨大热负荷和电磁负载,可能对聚变堆内部部件造成严重损坏。如何有效预防和控制大破裂,也是当前核聚变等离子体研究最为棘手的问题之一。以下从3个方面对以燃烧等离子体为核心的聚变堆面临的挑战性物理问题进行简介。

2.1.1 α 粒子物理研究

α 粒子是氦氘聚变的带电粒子产物(即 ${}^4_2\text{He}$,能量3.5 MeV)。 α 粒子物理是燃烧等离子体物理研究的中心问题,如 α 粒子自持加热、输运及损失和氦灰排除等。由于尚缺乏合适的实验平台,在实验和模拟上如何确定燃烧等离子体中 α 粒子的特性,如 α 粒子温度和密度分布测量、氚密度测量、聚变效率和燃烧率评估等,都具有很大的挑战性^[18,19]。 α 粒子物理相关的主要研究包括 α 粒子加热效率、约束与输运、 α 与磁流体不稳定性相互作用、共振扰动场及波纹场对 α 粒子的影响、 α 粒子与射频波的相互作用、氦灰(低能 α 粒子)输运与移除等。其中, α 粒子加热效率在相关物理研究方面是最受关注的课题。尽管TFTR和JET都发现了 α 粒子加热电子的实验现象^[19],但两个装置都无法针对 α 粒子如何将能量传递给电子的问题给出合理的解释。要实现 α 粒子稳态自持加热,良好的 α 粒子约束性能必不可少,这需要对 α 粒子物理有深入的理解和认知。氦灰输运与移除也是聚变堆面临的挑战之一,因为氦灰不仅制约 α 粒子约束性能,当其浓度太高时,还会使得燃烧等离子体熄灭。目前,燃烧等离子体物理实验开展得还不够,相关的科学问题还需要在ITER上进一步验证。

2.1.2 破裂缓解及不稳定性控制研究

有效预防和控制宏观磁流体不稳定性和大破裂对聚变堆的安全运行至关重要^[20]。科学地认识等离子体破裂物理机制并积极寻找有效防控技术方法是现有磁约束聚变领域正在解决的重大问题之一,也是未来聚变堆物理研究的最大挑战。在高增益、大拉长比和高比压的燃烧等离子体中,新经典撕裂模和电阻壁模等磁流体不稳定性将不可避免。这些宏观不稳定性不仅会降低等离子体约束性能,也可能诱发等离子体大破裂^[20,21]。聚变堆安全运行,就是要严格控制磁流体不稳定性引起的大破裂。研究磁流体不稳定性的产生机制和控制方法,对维持高性能等离子体稳态运行和自持燃烧至关

重要。

2.1.3 高约束模式物理研究

高约束模式具有良好的粒子和能量约束特性, 是未来聚变堆的基本运行模式^[22], 其台基的形成和演化关系到约束改善、第一壁热沉积缓解、聚变堆排灰等关键问题。对于未来聚变堆, 高约束模是首选的运行模式, 然而, 大幅度的边缘局域模又是要尽可能避免的。实验上评估大幅度边缘局域模控制方法(包括弹丸注入和共振磁扰动等方式)的可行性和可靠性至关重要, 同时, 还需要探索小/无ELM运行模式的进入条件, 寻找更佳的高约束运行模式。近期, JET和KSTAR实验发现高能粒子可抑制湍流输运, 这种方式被认为是一种调控托卡马克芯部等离子体约束性能的新思路^[23,24]。然而, 目前实验中的快粒子能量仅在百keV量级, 未来聚变堆中MeV量级的 α 粒子对微观湍流是否有明显的抑制作用还有待研究和验证。

当然, 除了上述以燃烧等离子体为核心的物理上的挑战外, 还有许多对聚变等离子体物理问题的研究需要深化, 这些问题一般可在目前现有的装置开展, 这里不做一一介绍。

2.2 聚变堆用材料问题

要实现聚变堆长时间稳定运行, 其材料仍然面临极大的挑战^[24-28], 这里也包括与材料相关的部件和系统。聚变堆部件的运行环境极为苛刻, 在等离子体周边的材料要承受中子辐照、粒子轰击、热流等组成的复杂载荷。按照功能的划分, 聚变堆用材料主要可分为面向等离子体材料和结构材料两种。按所承受的负荷划分, 材料所承受的负荷主要可分为高热负荷和强中子辐照。

对于聚变堆面向等离子体的材料, 其对应部件主要是包层第一壁和偏滤器。热载荷主要来自等离子体的粒子轰击、热辐射和中子带来的热载荷。偏滤器承担聚变堆排灰和排热的任务, 其面对等离子体的材料, 尤其是偏滤器靶板打击点位置承受的热载荷更为严苛。异常放电时, 面对等离子体材料及其部件需要承受更大的热负荷, 可达20 MW/m²。目前来看, 钨似乎是最好的面对等离子体材料候选者。其典型部件的结构为钨与热沉材料连接, 热沉材料为不锈钢或铜。最新的研究结果表明, 经过优化设计的此类结构的钨部件基本可承受20 MW/m²的热载荷^[26]。在聚变堆实际工况下, 还需叠加数MW/m²的中子负载, 这对材料自身、冷却系统以及等离子体运行均提出了极高的要求^[25-28]。目前的核心问题是, 基于钨的材料及部件在制备、加工等方面仍然存在技术难度, 聚变堆综合场载荷下钨的基本机理研究仍然不足, 中子高剂量长时间辐照下其性能退化情况的实验验证数据仍较缺乏。

另外, 由于等离子体运行时的一些极端异常事件如大破裂等^[20,21], 瞬时热载荷甚至可能超过现有已知任何材料的承受极限, 并产生严重的刻蚀、溅射、熔化等行为, 甚至严重

时会导致停堆以及安全事件。

聚变堆的结构材料是聚变堆包层和偏滤器等堆内部件除第一壁之外的主体材料。在聚变堆的工况下, 对其基本的要求是耐中子辐照并尽可能地做到低活化。一般认为, 期待的聚变堆结构材料可耐受累积100 dpa的中子辐照通量^[25,27]。基于目前的认知, 铁基合金钢如ODS和RAFM及钒合金等似乎是为数不多的可能选择。但到目前为止, 中子辐照也就做到过10 dpa量级, 与第一壁材料同样缺乏其在中子高剂量、长时间辐照下性能退化情况的实验验证数据。

国际上日欧曾联合推进过研制基于强流加速器的中子辐照设施——国际聚变材料放射测试设施(International Fusion Material Irradiation Facility, IFMIF), 但进展太慢。近年来, 欧洲在建造其缩小版IFMIF-DONES, 日本也在做类似的聚变中子源工程^[2,8,27]。国内也在探讨聚变堆材料研发的路线图, 希望尽早破解这个难题。上述这类设施一旦建成, 可从测试毫米量级的材料试样开始, 研究解决材料中子辐照特性, 成为最终解决聚变堆结构材料的关键一步。在此基础上, 就可以比较有信心地建设测试聚变堆部件的试验堆, 也就可以打破聚变堆与部件测试的鸡生蛋、蛋生鸡式的循环了^[8,25-29]。

除上述的面向等离子体材料和结构材料外, 聚变堆材料还包括氚增值材料和中子倍增材料、阻氚材料等特殊功能材料, 甚至还应包括超导材料。但目前看来, 这类材料的研发不太会成为聚变发电的拦路虎。近年来, 在超导材料方面, 二代高温超导线圈技术的进步将对磁约束聚变产生非常积极的推动作用, 一方面, 更强的磁场可提高聚变堆的性能; 另一方面, 高温超导可降低聚变堆的运行成本。美国麻省理工学院(Massachusetts Institute of Technology, MIT)正在建造的SPARC将用以验证托卡马克装置使用高温超导材料的工程可行性^[30]。

2.3 氚自持问题

众所周知, 核聚变堆中基本的核反应为氘(D)和氚(T)发生的聚变反应: $D+T \rightarrow {}^4\text{He}+n$, 产生一个中子和一个氦, 其中氦携带3.5 MeV的能量用于加热燃料等离子体, 而中子携带14.1 MeV的能量, 转换为热能后作为能源输出。中子同时用于产氚以实现氚自持: $n+{}^6\text{Li} \rightarrow {}^4\text{He}+T$ 。中子产氚的过程在聚变堆包层中完成, 聚变堆包层承担着产氚、能量提取和中子屏蔽的作用^[25,31,32]。这里定义一个基本量, 包层的氚增殖比(tritium breeding ratio, TBR), 即一个聚变中子可以在包层中产生氚原子的个数。从上述的两个式子可见, 一次D-T反应消耗一个氚原子, 产生一个中子, 而用Li增殖一个氚原子又需要一个中子, 考虑到反应截面和各个环节的损耗, 要实现TBR>1, 就必须在包层中对聚变中子进行增殖(或称倍增)^[25]。

聚变堆总体的氚系统流程见图3, 在外循环中, 托卡马克堆芯的聚变中子在包层中经倍增、慢化, 与增殖剂材料锂化合物中的锂发生核反应生成氚, 氚经提取、纯化, 储存并补

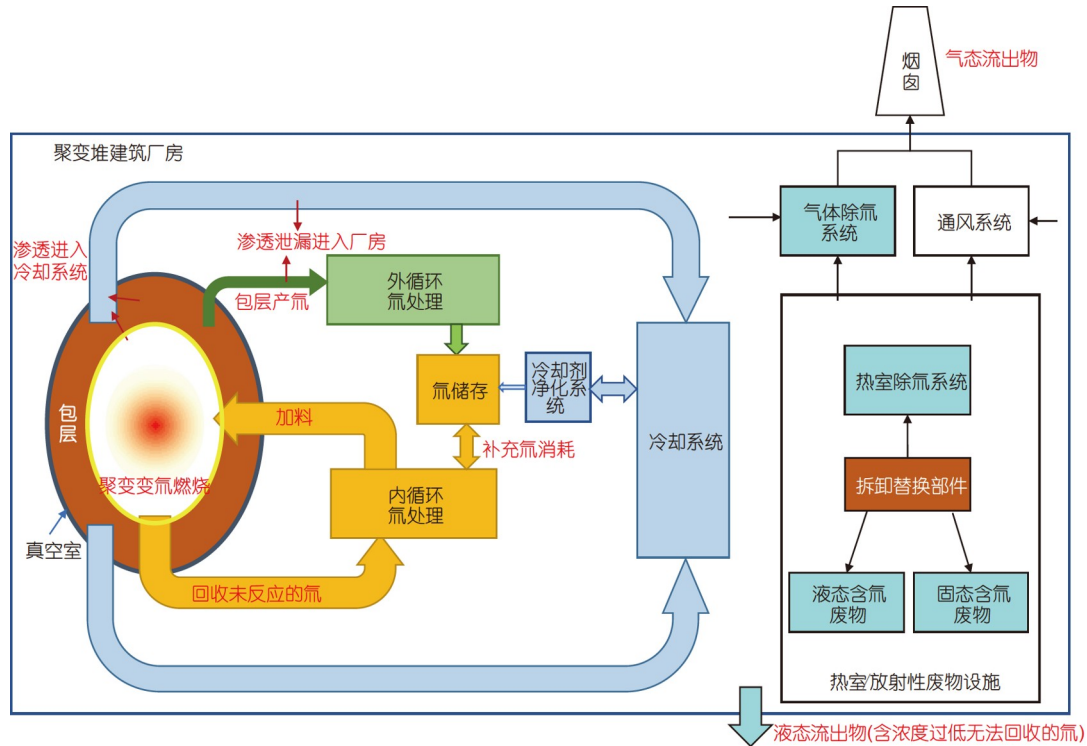


图3 (网络版彩色)聚变堆的氚系统流程图

Figure 3 (Color online) Flow diagram of tritium systems in a fusion reactor

充到托卡马克的燃料内循环中。在内循环中，加料时注入到托卡马克堆芯的氚，只有很少的份额可以发生聚变反应产生氦，这个份额被称为氚的燃烧率 f_B ，而绝大多数未发生聚变反应(甚至有的未被离解)即被作为托卡马克尾气抽出，抽出的尾气经净化、分离后再次循环注入。尾气中氚的纯化以及包层生产的氚的提取、纯化过程均要求在足够短的处理时间内完成，使其可以及时再次注入以维持托卡马克的燃烧。

由上述过程可见，要实现氚自持，首先要尽可能地提高包层的氚增殖比TBR，其次要有尽可能高的氚的燃烧率 f_B 、尽可能短的氚的处理时间(包含内外循环)和尽可能少的氚损耗及在系统中的滞留等^[31,32]。除此之外，在聚变堆启动时，还需要初始氚投入(inventory)。不过，上述几个因素与所需的初始氚投入量有相关性，只有在包层TBR足够高、燃烧率 f_B 足够大和氚处理时间足够短的条件下，所需的初始氚投入量才能低到一个合理的水平。

氚自持的根本问题是提高包层的氚增殖TBR，而TBR的增加又受到聚变堆包层技术发展的制约。首先是包层覆盖率，即面对等离子体的第一壁有多少可以被包层覆盖，以收集聚变中子。要维持堆芯的燃烧及运行，第一壁需布设必要的窗口用于辅助加热、排灰、排热、诊断等设施，这些设施占用了第一壁面积，包层并不可能收集到堆芯辐射出的所有中子用于氚增殖。其次，包层同时需要耐受第一壁的高热负荷、高中子通量的核载荷，要屏蔽中子、实现高效换热，承受电

磁、热、流体、核热等载荷，还要实现安装和维护，这些功能往往相互冲突，导致包层结构，如增殖剂填充量、尺寸、结构材料的体积占比、第一壁的材料和结构等，需综合权衡，最终聚变堆包层的产氚功能不得不做出让步。按照目前的典型最优化设计并适当预期未来的进步，计算出TBR最高仅可达1.15^[25]，这一预测数值是否准确还缺乏验证条件。

氚自持能否实现，燃烧率 f_B 的大小也非常重要。 f_B 太低，就意味着极大份额的氚注入真空室后直接被抽出，只是参与循环。这也给氚处理带来了极大压力。而提高燃烧率 f_B 是实现聚变燃料高质量燃烧需要解决的燃烧等离子体物理问题，在物理和技术上相应地需要更好的等离子体约束和更高效的加料手段等，如新概念超声分子束注入、螺旋注入、强场侧弹丸注入、中性束加料等。由于目前实验条件局限，燃烧率的实验数据还很缺乏，ITER作氚-氚运行后可得到更可信的实验数据。目前预计的ITER的 f_B 只有0.3%~0.5%，而实现氚自持所期望的聚变堆芯的燃烧率 f_B 应达到1%~3%^[25]。

氚自持的另一个重要因素就是氚回路循环的处理时间周期应该足够短，而且在循环过程中的损耗和滞留要足够少，特别是氚到系统外的泄漏更要保证小到足以满足核安全的要求。到目前为止，尽管不同机构都做过提取氚的原理验证实验和少量氚的纯化验证实验，但对该类技术推广到大规模氚循环系统时的适用性仍需验证。基于目前的认知，以现有的技术极限估算，假如氚处理时间为6~12 h、氚的燃烧率

5%，一个 $P_f=3$ GW的聚变堆的初始氚投入量(盘存量)约需10 kg^[25]。

除了上述三大挑战外，要建设发电的聚变堆，还有许多其他的困难仍需要克服，例如，现在国际上还没有适用于聚变堆的相关安全法规和准则体系，而这类体系建设需要很长的时间积累和迭代等。

3 展望

如前所述，磁约束核聚变能研发经过了60多年的漫长历程，在聚变等离子体物理和聚变堆工程技术方面都取得了巨大进展，这些进展为聚变能实现奠定了比较扎实的基础，但聚变能仍需克服以三大挑战为代表的诸多困难才能实现。由于核聚变能研发的极大挑战性及其发展历程的不确定性，多年来聚变能发电曾被调侃为永远的50年，聚变界似乎也曾多次“失信”于学界和公众，即使在今天，做一个能够经得起历史检验的对未来聚变能发展历程的展望仍然有一定的困难。

不过，得益于ITER这一超大国际合作项目的建设及其不断取得的进展，对磁约束聚变能的展望有了相对更加可信的依据。在应对聚变能面临的三大技术挑战方面，ITER至少可以在燃烧等离子体物理和氚自持这两大挑战方面发挥独特而至关重要的作用。

在燃烧等离子体物理方面，可以说ITER将是世界上第一个真正意义上的燃烧等离子体研究平台。ITER的核心目标之一就是建立和维持燃烧等离子体，随着其聚变功率500 MW和聚变能量增益 Q 大于10的实现，必将使我们对燃烧等离子体的认识产生一个飞跃。尽管该聚变功率及其增益比未来的聚变堆还低很多，但基本上也就相差数倍了，一般认为典型的聚变堆热功率为3000 MW，能量增益 Q 为30。因此，ITER上

关于燃烧等离子体的实验结果对于下一步聚变堆的设计和运行可以说是一种试验验证。同时，ITER对克服其他物理上的挑战，如大破裂的缓解等，也会提供一个接近聚变堆参数和条件的验证平台，从而大大地降低未来聚变堆相关可能的风险。同时，国内有关单位也在积极筹划氚实验平台的建设，力争尽早取得近燃烧等离子体实验的第一手经验。

在氚自持方面，ITER上将开展数种类型的氚增殖模块(TBM)实验^[32]。尽管ITER不要求氚自持，它仅利用有限的窗口开展TBM的安装和实验，与聚变堆的氚自持还不能相提并论，但这毕竟是首次验证用聚变中子增殖氚，将为最终实现聚变堆的氚自持取得第一手经验，奠定相对坚实的实验基础。目前我国开展了ITER氚冷固态TBM的设计、制造和实验，同时还布局了与之配套的相关氚工厂等氚系统的研发，为氚自持的实现打下了良好的基础。尽管从实验上验证氚自持还有漫长的路，但基于目前的认识，实现聚变氚自持还是很有希望的。

在三大挑战中，聚变堆材料的抗中子辐照问题似乎是相对最困难的。如前所述，目前最大的难点在于缺乏考验材料抗辐照性能的中子源。对于这个难题，聚变界一直在努力，国内业界在过去的数年内深入开展了聚变材料研发的路线图研讨，形成了不少共识并推动了材料研发平台的规划与实施。其核心问题是探索建设某种类型的中子源，或通过建设紧凑型堆来实现堆材料的考验。

基于以上的认识和国内聚变研发布局的进展，目前国内业界大多数人认可的我国聚变能研发的路线图如图4所示，即在2045年前后实现聚变演示发电，2055年前后实现聚变电站投运。今天看来，也许这个进度略显冒进，似乎一切均是按最乐观的进展预估而设定的。不过任何一个探索性的重大科

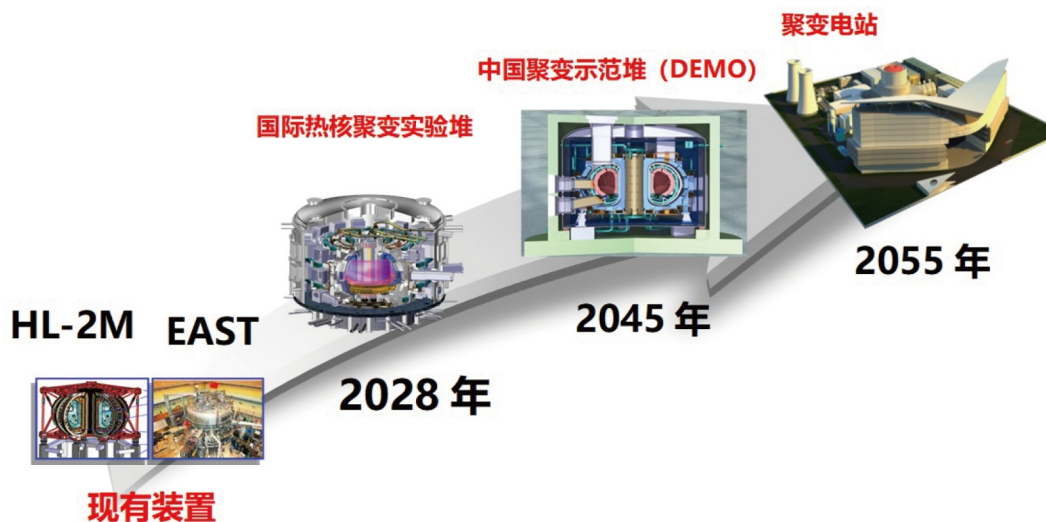


图4 (网络版彩色)我国聚变能研发路线简图
Figure 4 (Color online) Roadmap of fusion energy development in China

技工程都会有其不确定性,这也许正是科学技术发展的魅力所在。从总体上说,这个目标经过努力是可能实现的。一方面,这个进度与大多数国家的规划进度有着较好的一致性;另一方面,随着ITER目标的实现和国内相关研究设施的投运,为这个目标的实现奠定了比较可靠的基础。也许抗辐照材料仍

是最大的变数,但在今后的20年里还是完全有望取得突破。随着国家对能源结构转型的迫切需求和对聚变研究支持力度加大,以及国内外包括装备制造、新型材料、人工智能等在内的科技进步对聚变的加持,再经过各方努力,聚变能服务于人类的梦想一定能早日实现。

推荐阅读文献

- 1 Luo D L, Song Y T, Duan X R, et al. Progress of ITER procurement in China (in Chinese). *Sci Sin-Phys Mech Astron*, 2019, 49: 045203 [罗德隆, 宋云涛, 段旭如, 等. 中国ITER计划采购包进展. 中国科学: 物理学 力学 天文学, 2019, 49: 045203]
- 2 China International Nuclear Fusion Energy Program Execution Center, Southwestern Institute of Physics. Status and Prospect of International Nuclear Energy Research (in Chinese). Beijing: China Atomic Energy Press, 2015 [中国国际核聚变能源计划执行中心, 核工业西南物理研究院. 国际核聚变能源研究现状与前景. 北京: 中国原子能出版社, 2015]
- 3 Yang X J, Li L L. Magneto-inertial fusion: A new approach towards fusion energy (in Chinese). *Sci Sin-Phys Mech Astron*, 2016, 46: 115202 [杨显俊, 李璐璐. 磁惯性约束聚变: 通向聚变能源的新途径. 中国科学: 物理学 力学 天文学, 2016, 46: 115202]
- 4 Zheng W, Wei X, Zhu Q, et al. Laser performance of the SG-III laser facility. *High Pow Laser Sci Eng*, 2016, 4: 03000e21
- 5 Bigot B. ITER assembly phase: Progress toward first plasma. *Fusion Eng Des*, 2021, 164: 112207
- 6 Wesson J. Tokamaks. 2nd ed. Oxford: Clarendon Express, 1997
- 7 National Academies of Sciences, Engineering, and Medicine. Bringing Fusion to the U.S. Grid. Washington, DC: The National Academies Press, 2021
- 8 Tobita K, Asakura N, Hiwatari R, et al. Design strategy and recent design activity on Japan's DEMO. *Fusion Sci Tech*, 2017, 72: 537–545
- 9 Liu Y, Ding X T, Yang Q W, et al. Recent advances in the HL-2A tokamak experiments. *Nucl Fusion*, 2005, 45: S239–S244
- 10 Zhong W L, Zhao K J, Zou X L, et al. Recent progress on turbulence and multi-scale interactions in tokamak plasmas. *Rev Mod Plasma Phys*, 2020, 4: 11
- 11 Duan X R, Xu M, Zhong W L, et al. Progress of HL-2A experiments and HL-2M program. *Nucl Fusion*, 2022, 62: 042020
- 12 Chen W, Yu L, Xu M, et al. Recent advances in high- β_N experiments and magnetohydrodynamic instabilities with hybrid scenarios in the HL-2A Tokamak. *Fundamental Res*, 2022, 2: 667–673
- 13 Song Y, Zou X, Gong X, et al. Realization of thousand-second improved confinement plasma with Super I-mode in Tokamak EAST. *Sci Adv*, 2023, 9: eabq5273
- 14 Xu G, Yang Q, Yan N, et al. Promising high-confinement regime for steady-state fusion. *Phys Rev Lett*, 2019, 122: 255001
- 15 Liu Y, Li Q. The development progress of the Tokamak machine for HL-2M (in Chinese). *China Nuclear Power*, 2020, 13: 747–752 [刘永, 李强. 中国环流器二号M(HL-2M)托卡马克主机研制进展. 中国核电, 2020, 13: 747–752]
- 16 Li Q. The component development status of HL-2M Tokamak. *Fusion Eng Des*, 2015, 96-97: 338–342
- 17 Wan Y, Li J, Liu Y, et al. Overview of the present progress and activities on the CFETR. *Nucl Fusion*, 2017, 57: 102009
- 18 Chen W, Wang Z X. Energetic particles in magnetic confinement fusion plasmas. *Chin Phys Lett*, 2020, 37: 125001
- 19 Zweben S J, Budny R V, Darrow D S, et al. Alpha particle physics experiments in the Tokamak Fusion Test Reactor. *Nucl Fusion*, 2000, 40: 91–149
- 20 Mhd I P E G D, Editors I P B. MHD stability, operational limits and disruptions. *Nucl Fusion*, 1999, 39: 2251–2389
- 21 Nardon E, Fil A, Hoelzl M, et al. Progress in understanding disruptions triggered by massive gas injection via 3D non-linear MHD modelling with JOREK. *Plasma Phys Control Fusion*, 2017, 59: 014006
- 22 Wagner F. A quarter-century of H-mode studies. *Plasma Phys Control Fusion*, 2007, 49: B1–B33
- 23 Mazzi S, Garcia J, Zarzoso D, et al. Enhanced performance in fusion plasmas through turbulence suppression by Mega-electronvolt ions. *Nat Phys*, 2022, 18: 776–782
- 24 Han H, Park S J, Sung C, et al. A sustained high-temperature fusion plasma regime facilitated by fast ions. *Nature*, 2022, 609: 269–275
- 25 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
- 26 Kembleton R, Bustreo C. Prospective research and development for fusion commercialisation. *Fusion Eng Des*, 2022, 178: 113069
- 27 Rowcliffe A F, Garrison L M, Yamamoto Y, et al. Materials challenges for the fusion nuclear science facility. *Fusion Eng Des*, 2018, 135: 290–301
- 28 Zinkle S J, Blanchard J P, Callis R W, et al. Fusion materials science and technology research opportunities now and during the ITER era. *Fusion Eng Des*, 2014, 89: 1579–1585
- 29 Knaster J, Garin P, Matsumoto H, et al. Overview of the IFMIF/EVEDA project. *Nucl Fusion*, 2017, 57: 102016

- 30 Rodriguez-Fernandez P, Creely A J, Greenwald M J, et al. Overview of the SPARC physics basis towards the exploration of burning-plasma regimes in high-field, compact tokamaks. *Nucl Fusion*, 2022, 62: 042003
- 31 Pearson R J, Antoniazzi A B, Nuttall W J. Tritium supply and use: A key issue for the development of nuclear fusion energy. *Fusion Eng Des*, 2018, 136: 1140–1148
- 32 Wang X Y, Duan X R, Zhao F C, et al. Development progress of Chinese helium cooled ceramic breeder test blanket system (in Chinese). *China Nuclear Power*, 2020, 13: 753–758 [王晓宇, 段旭如, 赵奉超, 等. 中国ITER氦冷固态增殖剂包层系统设计研发进展. *中国核电*, 2020, 13: 753–758]

Summary for “磁约束核聚变能研究进展、挑战与展望”

Progress, challenge, and perspective of the development of magnetic confinement fusion energy

Yong Liu^{*}, Qiang Li & Wei Chen

Southwestern Institute of Physics, Chengdu 610225, China

* Corresponding author, E-mail: liuyong@swip.ac.cn

Nuclear fusion energy is one of the potential solutions for realizing a future low-carbon energy as it is abundant in source, safe, and environmentally friendly. Although remarkable progress has been made in the past few decades, the realization of fusion energy remains challenging. Recently, breakthrough progress in the field of inertial fusion at NIF in the US has attracted considerable public attention. However, it seems that magnetic confinement fusion (MCF) seemingly remains the most promising path to fusion energy. In the last five decades, significant progress has been achieved in the field of MCF using the tokamak configuration. Major tokamaks in the world, such as TFTR, JT-60U, and JET have made notable contributions toward D-T burning experiments and in achieving high performance of plasma that is close to the ignition. All these advances have laid the foundation for the International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER). As the most advanced international scientific, technological, engineering, and management project in human history, ITER will be the first reactor-level fusion facility and the most important bridge between current technology and engineering and those required to realize the DEMO fusion reactor. Meanwhile, in China, significant achievements have been made in the field of MCF with domestic tokamaks, such as HL-2A, EAST and HL-2M. A novel fueling technology—SMFI was developed in HL-2A, steady plasma operation for 1,000 s and H-mode operation for over 400 s were realized in EAST, and 1.15 MA plasma current was achieved in HL-2M with a potential capacity of over 3 MA. The participation in ITER and the undertaking of related procurement activities as a partner greatly promote the development of fusion technology in China. However, there are several obstacles to achieving fusion energy, and the three most notable obstacles pertain to plasma burning, fusion materials, and tritium self-sufficiency. Regarding burning plasma, the key concern is an insufficient understanding of the behavior of alpha particles in the fusion reactor core. For fusion materials, which include structural and plasma-facing materials, the critical issue pertains to the availability of a suitable neutron source that can be used to test and examine materials irradiated to desired neutron fluences in a fully integrated fusion environment. For tritium self-sufficiency, a high tritium-breeding ratio of the breeding blanket along with a sufficiently high tritium-burning ratio should be achieved, while the period for tritium recycling should be short enough. Furthermore, all these processes and technologies should be experimentally verified with the tritium breeding blanket. The ITER device addresses plasma burning, plasma support technology, and some issues of breeding blankets for tritium self-sufficiency. However, it does not provide substantial aid in overcoming challenges related to fusion materials. Moreover, predicting a schedule or outlining the roadmap of fusion energy has always been difficult. Herein, a concise roadmap for realizing fusion energy in China is presented. Although it is slightly aggressive, realizing fusion energy in the expected time with the efforts of scientists and the support of all sectors of society is possible.

nuclear fusion energy, burning plasma, tritium self-sufficiency, International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER)

doi: [10.1360/TB-2023-0370](https://doi.org/10.1360/TB-2023-0370)