

## Engineering Achievements

## 东方超环托卡马克

李建刚, 万元熙, EAST团队

*Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China*

## 1. 引言

为了满足21世纪快速增长的清洁能源需求,我国迫切需要开发可持续的新型能源。世界上近80%的能源仍然是由燃烧化石燃料产生的,这不仅导致了污染,还引起了气候变化。为了实现长期可持续发展,有必要在未来几十年内大规模开发不产生二氧化碳(CO<sub>2</sub>)的新能源。

核聚变能源可以解决传统能源使用带来的能源短缺和环境污染等问题,同时核聚变已被证明是一种安全、取之不尽、环保的能源来源,因此核聚变能源是一种很有潜力的清洁能源候选者。在核聚变研究的60年历史中,在托卡马克装置上获得了巨大的进展[1]。欧洲联合环(JET)托卡马克产生了超过16 MW的功率[2];日本的JT-60U托卡马克实现了输出输入比值 $Q > 1$ ,同时聚变三乘积接近于点火条件[3],证明了通过托卡马克实现聚变能输出的科学可行性。

为了达到有效的聚变反应速率,等离子体温度必须达到一亿摄氏度。在托卡马克中热等离子体被强磁场约束,为了实现真正的稳态约束,超导磁体是验证托卡马克聚变能应用的工程可行性的最有效方法。全超导托卡马克的设计、建造和成功运行是20世纪以来最具挑战性的工程任务之一。这样的全超导托卡马克是未来托卡马克聚变反应堆发展所迫切需要的。先进超导托卡马克实验装置(Experimental Advanced Superconducting Tokamak, EAST)由中国科学院等离子体物理研究所(以下简称等离子体所)

于1996年提出,并于1998年被批准为国家重大科技工程项目。EAST的建设始于2000年10月,于2006年年初完成,2006年10月在EAST获得了第一个等离子体。本文介绍了EAST的开发过程和关键技术。

## 2. 工程概略

国家大科学工程项目“EAST超导托卡马克核聚变实验装置”,即东方超环(EAST),是世界上第一个全超导托卡马克[4]。第一期于1997年由中央科技领导小组批准,1998年国家计划委员会正式立项,项目总经费为1.65亿元人民币。先后近40个单位数百人直接参加设计、预研和建设,2007年3月通过国家验收,完成了国家发展和改革委员会批复文件规定的各项研制任务,装置主机及其各子系统均达到或超过设计指标,成为世界上成功运行的第一个全超导非圆截面托卡马克核聚变实验装置。EAST项目的任务是研制先进的全超导托卡马克,为未来托卡马克聚变装置的连续运行奠定坚实的科技基础。EAST的科学目标是:①演示超过1000 s的长脉冲偏滤器运行;②实现数百秒的高约束模式(H模)运行;③为未来聚变装置的关键科学和工程问题提供参考。

EAST的大半径( $R$ )为1.8~1.9 m,小半径( $a$ )为0.4~0.45 m,目前可实现的环向场(TF)和最大等离子体电流分别为 $B_t = 3.5$  T和 $I_p = 1$  MA。EAST具有灵活的极向场(PF)控制系统,可在下单零、双零和上单零位形

下运行。基于成功的设计和建造及其独有的特点，EAST（图1）在过去的20年内取得了丰富的科学进步和技术发展。

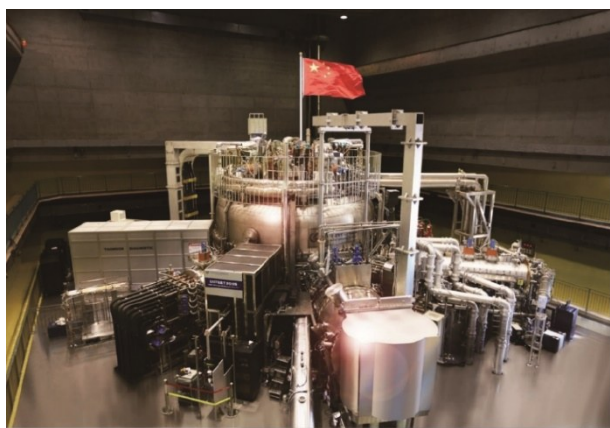


图1. EAST超导托卡马克。

为了实现高性能等离子体放电，需要超导磁体为托卡马克装置提供很强的电磁场。然而，第一次尝试使用超导磁体技术的时候由于有非常高的电流爬升速率，影响了超导磁体的安全工作。后来通过超导磁体有效控制等离子体参数，采用先进的等离子体位形以及灵活的实时反馈控制来优化等离子体性能，从而解决了这一问题。该方案对于接近超导磁体极限工作条件下的托卡马克运行具有重要意义。

二期工程“EAST辅助加热项目”于2008年7月，由国家发展和改革委员会正式批准立项，项目建设目标是在已建成的EAST主机的基础上，研制成功4 MW/4.6 GHz低杂波电流驱动系统和50~80 keV的4 MW中性束注入加热系统，并结合其他资源，使等离子体物理参数达到放电约束时间100 s、等离子体温度5000万摄氏度，综合稳态等离子体参数达到国际先进水平。2015年11月14日，项目顺利通国家验收。

先进的辅助加热系统能有效地加热等离子体和控制等离子体性能。EAST是唯一一个有四种不同的主要加热和电流驱动系统的装置，可提供兆瓦级功率的连续加热。连续波辅助加热系统技术的成功开发标志着脉冲工作模式向稳态运行模式的关键转变，这将是未来反应堆所采用的运行模式。

等离子体-壁相互作用的主动控制、壁的实时处理以及稳态条件下的热流和粒子流排出是未来聚变反应堆的关键问题。EAST开发了第一个主动冷却的偏滤器系统，它和内置的低温泵以及实时等离子体-壁调节系统，组成了一个在非常高的热流和粒子流下控制等离子体-壁相互作

用的实验平台。

通过集成这些新开发的技术，EAST已经成功地将其H模运行扩展到高性能稳态运行区间[5]。除此之外，非感应电流驱动、电流剖面控制、等离子体位形控制，以及热和粒子通量的有效排出等技术的发展对于下一代稳态托卡马克装置也是必不可少的，它们共同将当前的研究带到了一个高水平。

在过去的20年里，EAST项目为全球核聚变研究和发展计划做出了重大贡献。未来EAST还将继续探索高参数长脉冲稳态运行模式，发挥连接现有脉冲放电装置和未来装置稳态放电装置ITER的桥梁作用。这里ITER（拉丁语，意为“the way”）是指全球在建的最大的托卡马克，目前由35个国家和地区共同合作建设，包括中国、美国、欧盟（EU）和日本[6]。EAST不仅让聚变界，还让科学界相信托卡马克反应堆在不久的将来可以连续地运行。

### 3. EAST开发的关键技术

EAST装置开发了许多重要的技术，其中三种关键技术为：超导磁体系统、加热和电流驱动系统（heating and current drive, H&CD）、主动冷却偏滤器。这些技术都在EAST项目中发挥着重要作用。

#### 3.1. 超导磁体

EAST是第一个在所有磁体[7]上都使用超导材料的全超导托卡马克，包括提供纵场（toroidal field, TF）的线圈和用于等离子体控制（poloidal field, PF）的线圈。EAST超导磁体系统由16个TF线圈、6个PF线圈和6个中央螺线管（central solenoid, CS）线圈组成。EAST所有磁体都选用了铌钛合金（NbTi）作为超导材料。所有线圈均采用了导管内电缆（CICC）技术，以提供非常高的工作电流和足够的抗交流损耗能力。

TF磁体的主要挑战是精确的线圈绕组、3 nΩ的低阻导体接头、高达10 kV的高绝缘以及失超保护。TF磁体由16个D形线圈组成，每个线圈的重量约为16 t，如图2（a）所示。总储能约为200 MJ。TF系统导体的长度超过20 km，重达210 t。图2（b）所示的TF磁体可以在等离子体中心提供最大4 T的磁场。每个TF线圈在安装前以120%的电流过流运行进行充分测试。更具体地说，全方位地进行绝缘和失超测试，以检验每一个TF线圈的合格性。

对于PF和CS线圈来说，主要的挑战是等离子体控制和运行需要线圈电流快速变化，这将导致交流损耗和线圈

内温度上升, 可能导致在运行过程中发生超导磁体的失超、等离子体破裂等安全事故。解决方案是专门设计 PF 和 CS 电缆。

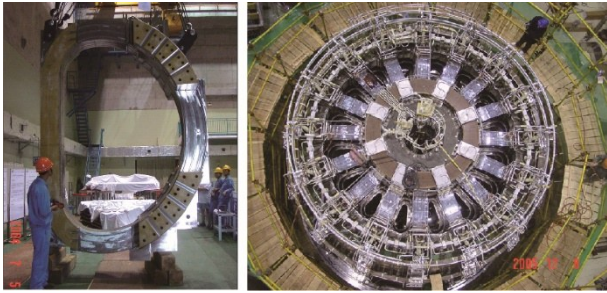


图2. EAST的超导磁体。(a) 单个TF线圈; (b) 超导纵场TF磁体系统。

PF 和 CS 线圈由分离铜股线与 NbTi 合金以 1.38 的比例经多级绞缆形成的 CICC 导体绕制而成, 单个股线的直径为 0.85 mm, 每条股线有 8910 根 NbTi 超导丝, 每根超导丝的直径为 6  $\mu\text{m}$ , 超导丝扭距为 10 mm, 5 T/4.2 K 时的临界电流约为 550 A。为了增加导体的稳定性, 在导体中加入了无氧高电导铜绞线。试验结果表明, 该系统具有足够的抗交流损耗和温升裕度。CS 线圈最高的电流爬升速率可高达 100  $\text{kA}\cdot\text{s}^{-1}$ , 还能承受 120% 的电流过流运行。

在托卡马克运行过程中, 所有线圈同时拥有大电流负荷是超导磁体的另一个挑战, 这是由于每个线圈的快速爬升速率导致线圈之间有非常强的磁干扰, 这很容易在磁体失超保护系统中产生高的电磁噪声。针对这个问题, 在磁体安装完毕后, 进行了深入调试, 对所有磁体进行了测试。所有线圈都以不同的电流和电流爬升速率通电, 在有足够安全裕度的条件下, 分别测试了 20  $\text{kA}\cdot\text{s}^{-1}$  持续 60 ms, 10  $\text{kA}\cdot\text{s}^{-1}$  持续 160 ms, 5  $\text{kA}\cdot\text{s}^{-1}$  和稳态运行下更低速率的爬升, 同时在失超检测和磁诊断中获得了大量的数据, 为机器运行提供了可靠的失超保护数据库。

在 EAST 运行的 15 年中, 所有超导磁体都经历了不同的托卡马克运行模式, 无一失败, 证明了第一个完全使用超导磁体的托卡马克的运行质量和鲁棒性。

### 3.2. 辅助加热

等离子体的有效加热和等离子体电流分布控制是聚变应用的必要条件。在过去的几十年里, 以下四种主要的 H&CD 系统在托卡马克的研究中得到了广泛的应用: 离子回旋共振加热 (ICRH)、电子回旋共振加热 (ECRH)、中性束流注入 (NBI) 和低杂波电流驱动 (LHCD)。大多数 H&CD 系统是以短脉冲模式开发的, 只能持续几秒钟。为了实现 EAST 的使命, 需要新一代具有长脉冲 (100~1000 s) 的 H&CD 系统。稳态技术面临的主要挑战是消除

各系统各部件上的高热流, 特别是辅助加热天线上的热流, 这些热流导致天线和容器壁与等离子体产生很强的相互作用。大流量热流是产生杂质和热斑的主要原因, 这些杂质和热斑可以导致装置破裂而终止放电, 有非常大的危害。

经过近 20 年的技术研发, EAST 研制出了总功率为 34 MW 的长脉冲 H&CD 系统, 包括一套 12 MW 的连续波 ICRH 系统[8]、一套 8 MW 的注入粒子能量为 50~80 keV 的 NBI 系统[9]、一套 140 GHz 的 4 MW ECRH 系统[10]、一套 2.45 GHz 的 4 MW LHCD 系统和一套 6 MW LHCD 4.6 GHz 系统[11], 构成一个非常灵活的 H&CD 系统, 在探索多种物理相关的研究问题中起着关键的作用。

基于美国 DIII-D 托卡马克的短脉冲 NBI 系统, 等离子体所与通用原子公司 (General Atomics, GA) 合作开发了长脉冲正电荷 NBI 系统。NBI 系统的离子源由电极结构主动冷却, 能提供高达 26 A 的电流。目前已经制作了一系列离子源, 并且实现了单个束流以 4 MW 注入功率工作。利用该离子源, 首次实现了 60 kV、100 s 的稳定束流脉冲工作和 50 kV、80 s 的调制束流脉冲工作。这是朝着高功率、长脉冲束流运行目标迈出的关键一步。并且基于这些离子源, 10~60 s 脉冲长度的氘束流现已在 EAST 等离子体实验中常规使用。

由于 ICRH 对离子的有效加热起着关键作用, 连续波 ICRH 是美国托卡马克聚变试验堆 (TFTR) [12] 和 JET 等主要托卡马克装置中最重要的加热系统之一。从法国 Tore Supra 装置[13]的连续波离子回旋频率范围 (ICRF) 中获得的经验促进了 EAST ICRF 系统的快速发展。EAST 安装了一个频率范围为 20 ~ 70 MHz 的 12 MW 连续波 ICRF 系统, 该系统由 8 个射频发生器和相关的发射系统组成。其中主动冷却输电线路、陶瓷引线、天线和液体双-T 匹配系统已成功开发并应用于 EAST 实验。

4 MW ECRH 系统由 4 个回旋加速器 (1 MW, 140 GHz)、传输线、电源和天线组成。ECRH 系统建立最具挑战的部分是位于中平面端口的天线。由于物理要求, ECRH 不仅用于 H&CD, 还用于其他目的, 如新经典撕裂模 (NTM) 的抑制和等离子体电流剖面的控制, 因此需要一个转向镜, 它可以在极向和环向方向上快速旋转, 并且需要主动冷却以处理等离子体的高热流。还需要一个防护窗来保护转向镜表面免受灰尘覆盖。通过天线转镜灵活转动实现对微波功率沉积位置的调节, 实现对等离子体电子的有效加热和等离子体电流的实时控制。目前这些技术问题都得到了解决, ECRH 在长脉冲 H 模放电过程中, 在高达 1.6 亿摄氏度的电子温度下持续工作几十秒, 取得了很好的

效果。

EAST上最重要的H&CD系统是LHCD系统，它具有最高的电流驱动效率，是稳态运行过程中驱动等离子体电流的关键。EAST系统使用两套LHCD系统，其中4 MW、2.45 GHz的连续波系统作为边缘电流驱动，该天线采用无源主动冷却模块（PAM），其优点是可以在极低的等离子体密度下与等离子体耦合。4.6 GHz/6 MW [14]的LHCD系统是EAST上最可靠的H&CD系统，如图3所示。该天线为多结结构，采用夹层式冷却通道，具有稳定的力学性能和热性能。多结格栅天线中的24个模块以四行六列的形式排列。每个模块在极向方向上分为三个子行，每个子行由内置移相器产生的8个有源子波导组成，它们之间的相位差为 $90^\circ$ 。在发射装置的每个子排中，7个无源波导插入相邻的主波导之间。因此，整个发射装置由660个子波导（576个有源子波导和84个无源子波导）组成。EAST 4.6 GHz LHCD系统在过去15年的运行中表现优异，在完全仅由LHCD系统驱动的条件下，实现了等离子体放电最长脉冲时间超过411 s以及H模放电最长脉冲时间为100 s的目标。

EAST的H&CD系统在ITER和其他大型稳态托卡马克的技术开发中发挥着关键作用。特别是EAST的实验经验可以为所有H&CD系统的测试提供一种集成的方法。

表1是世界上主要托卡马克的H&CD系统的汇总。与其他托卡马克装置相比，EAST是唯一一个具有所有4种H&CD系统的长脉冲托卡马克装置，它可以提供不同加热方式和等离子体控制的灵活组合，以促进高性能稳态运行。

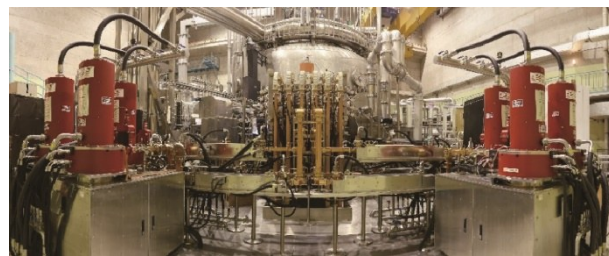


图3. 稳态低杂波（4.6 GHz/6 MW）系统。

### 3.3. 偏滤器

在长脉冲条件下，等离子体和壁之间发生的强烈相互作用，以及高热量和高粒子通量，给未来的聚变反应堆带来了严峻的挑战。对偏滤器靶来说尤其如此，因为偏滤器靶的最高热量和粒子通量都高于材料极限。为了实现其目标，已经在EAST中使用了三代偏滤器。

在EAST项目的初期阶段，使用了完全主动冷却的掺杂石墨面向等离子体组件（PFC）和石墨偏滤器，如图4所示。掺杂石墨会具有较厚的碳化硅（SiC）涂层，表现

表1 世界上主要托卡马克的H&CD系统的参数

Country/region/organization	Devices	NBI (MW)	LHW (MW)	ICRF (MW)	ECRH (MW)	$P_{total}$ (MW)
China	EAST (CW)	8	10	12	4	34
	HL-2M (plan, 5 s)	15	2	—	8	25
	HL-2A (3 s)	3	2	—	5	10
Asia	JT-60SA (100 s)	34	—	—	7	41
	JT-60U (shutdown, 10 s)	30	—	—	4	34
	KSTAR (100 s)	12	—	—	4	16
United States	DIII-D (5 s)	20	1 (Helicon)	—	4	25
	NSTX-U (2 s)	12	—	6 (HHFW)	—	18
	NSTX (shutdown, 2 s)	6	—	6 (HHFW)	—	12
	C-Mod (shutdown, 1 s)	—	3	10	—	13
European Union	JET (10 s)	34	—	8	—	42
	ASDEX-U (5 s)	20	—	8	4	32
	MAST-U (1 s)	10	—	—	—	10
	WEST (CW)	—	7	9	—	15
	FTU (1 s)	—	2	—	1.5	3.5
ITER-IO	ITER (3600 s)	33	—	20	20	73

LHW: lower hybrid wave;  $P_{total}$ : total power; IO: international organization; HL: Huan-Liuqi; KSTAR: Korea superconducting tokamak advanced research; NSTX: national spherical torus experiment; NSTX-U: NSTX upgrade; DIII-D: a tokamak that has been operated by General Atomics (GA) in San Diego, USA; C-Mod: high magnetic field tokamak in Massachusetts Institute of Technology, USA; ASDEX-U: axially symmetric divertor experiment upgrade; MAST-U: mega ampere spherical tokamak upgrade; WEST: W environment in steady-state tokamak, where W is the chemical symbol for tungsten; FTU: Frascati tokamak upgrade; HHFW: high harmonic fast wave.

出良好的连续热排出能力 ( $2 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$ ), 这是安装前进行过测试的。出于经济和技术考虑, 在2008—2014年的EAST项目中, 主真空室壁和偏滤器靶板都采用了掺杂石墨主动水冷技术。掺杂石墨GBST1308 (1%  $\text{B}_4\text{C}$ , 2.5% Si, 7.5% Ti) 具有高密度、低开孔率、高强度和高热导率的特点。采用化学气相反应技术, 在掺杂石墨瓦表面涂覆一层约  $100 \mu\text{m}$  厚的SiC, 利用反应气体通过开放的孔隙渗透, 提供了梯度SiC涂层。这一过程产生了足够的抗剥落能力。在长脉冲等离子体放电实验中, SiC涂层的化学和物理溅射产额明显低于其他托卡马克装置中的石墨材料[15]。石墨瓦被螺栓固定在铜合金 (CuCrZr) 散热器上, 并通过弹簧垫圈进行限制, 在热膨胀时允许有限的变形。全石墨PFC可显著改善EAST等离子体性能; 我们实现了411 s等离子体放电, 这是托卡马克运行中最长的高性能等离子体放电。完全主动冷却的石墨PFC在这项世界纪录中发挥了关键作用。

通过逐步增加H&CD功率, EAST可以在稳态条件下产生偏滤器热负荷超过  $10 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$  的ITER型长脉冲H模等离子体。因此, 热排出能力为  $2 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$  的石墨PFC不能满足物理需求。此外, ITER的PFC从碳/铍 (C/Be) 转变为带有一个钨 (W) 偏滤器靶板的全金属壁。为了研究全金属壁等离子体的性能, EAST采用了全钨偏滤器。

第二代EAST偏滤器使用类似ITER的钨单体模块作为偏滤器靶板, 其热流处理能力高达  $10 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$  [16]。为了在ITER运行之前为其提供宝贵的经验, 类似的材料、结构和技术被用于EAST; 例如, ITER级的钨被使用在PFC上[17]。由于热膨胀系数和杨氏模量的不匹配, 钨和CuCrZr的结合是困难的。制备钨模块化PFC分为两个步骤: 首先, 采用热等静压 (HIP) 的方法将钨单体模块包覆并与纯铜夹层连接; 然后, 用热径向压焊 (HRP) 方法将钨单体模块焊接到CuCrZr管上。在真空环境下采用钎焊和电子束焊对纯铜管和钨单体模块进行密封焊接, 然后再进行HIP工艺加工。经HIP工艺处理后, 钨块被加工成设计尺寸为  $26 \text{ mm} \times 26 \text{ mm} \times 12 \text{ mm}$ , 与ITER设计尺寸类似。钨与铜的结合质量良好, 结合强度大于  $150 \text{ MPa}$ 。超声无损检测 (NDL) 结果表明, 钨块与铜块的结合符合技术要求。此外还进行了热疲劳试验。采用HIP和HRP技术制备了一个含有五个单体模块的W/Cu模型, 承受1000次在约  $10 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$  的热负荷下的循环, 每个循环包括一个15 s的加热阶段和一个15 s的冷却阶段。主动冷却是在室温下水进行的, 冷却水进出水口的温差高达  $18 \text{ }^\circ\text{C}$ , 并利用红外扫描仪 (IR) 对表面温度进行观测。该模型可耐受1000次循环, 表面温度高达  $1150 \text{ }^\circ\text{C}$  [18]。

研究表明, 其无表面过热现象, W/Cu模型表现出良好的性能和质量。经过一年的努力, EAST的碳基限制器被一种类似ITER的钨模块偏滤器取代, 如图5所示。有了这些新增强的能力, 通过NBI、LHCD、ECRH和ICRH的组合, 可以获得不同类型的稳态H模 ( $\nu_p = 0$ ), 持续时间可达100 s。

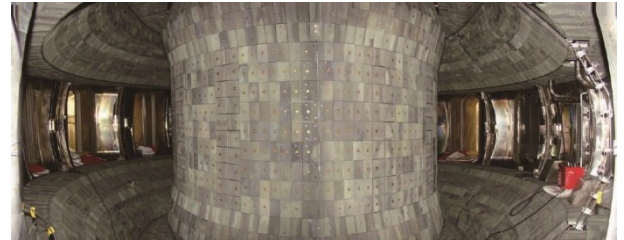


图4. 高性能石墨水冷偏滤器。



图5. 类ITER钨串水冷偏滤器。

由于EAST实验的迅速发展, EAST偏滤器靶板的热负荷已超过  $10 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$  并将很快达到  $20 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$ 。在使用类似ITER的模偏滤器近6年之后, 发现一些靶板瓦片性能在缓慢下降。为了为未来的反应堆提供快速、可靠的解决方案, 需要新一代的偏滤器靶板。为了满足未来的需求, 我们选择了一种  $20 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$  超级蒸发冷却 (hypervapotron) 结构的平板 (flat-tile) W/Cu偏滤器。首先, 采用真空热压法 (VHP) 在  $900 \text{ }^\circ\text{C}$  左右的温度下将钨平板与纯铜夹层连接; 其次, Cu和CuCrZr在  $500\sim 600 \text{ }^\circ\text{C}$  的低温下通过HIP技术进行接触面结合。超声探伤结果表明, W/Cu接触面质量良好。该部件承受住了1000次  $20 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$  的高热负荷辐照, 其表面温度约为  $900 \text{ }^\circ\text{C}$ , 远低于ITER的结构[19]。四分之一的EAST偏滤器已被平板W/Cu靶板取代, 如图6所示。新的钨偏滤器于2021年年初在EAST安装。近半年来进行了长脉冲、高热流实验, 未出现故障。这种新型偏滤器的性能尤其是在热通量和粒子通量处理能力方面优于类ITER的偏滤器。进一步的实验和两代W/Cu偏滤器的比较将为未来的聚变反应堆提供可靠的经验。

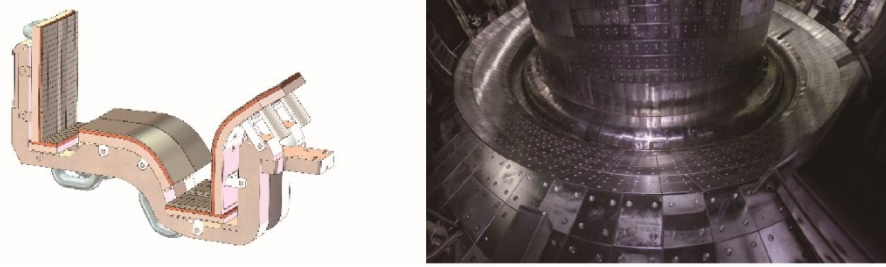


图6. EAST的偏滤器设计。(a) 平板模块偏滤器示意图；(b) 新型EAST钨偏滤器。

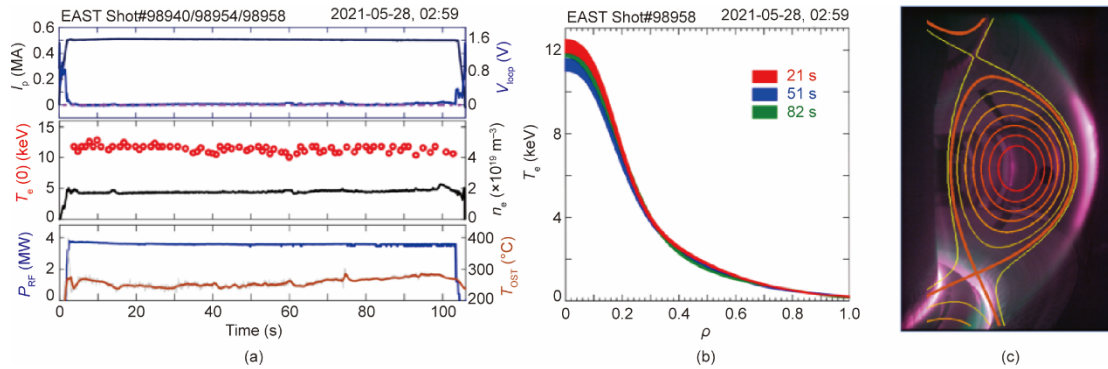


图7. 1.2亿摄氏度100 s高性能放电。(a) 主要等离子体参数；(b) 21 s (红)、51 s (蓝)、82 s (绿)时的电子温度分布；(c) 等离子体放电时的磁面。 $I_p$ : 等离子体电流； $V_{loop}$ : 回路电压； $T_e(0)$ : 中央电子温度； $n_e$ : 中线平均电子密度； $P_{RF}$ : 总射频功率； $T_{OST}$ 目标外表面温度； $\rho$ : 归一化等离子体小半径。

## 4. 结语

2021年5月28日在EAST上实现了可重复的100 s高性能等离子体放电，在类-ITER整体铸造、平瓦钨偏滤器条件下，通过结合ECRH与LHCD，使电子温度达到了1.2亿摄氏度（图7），创造了托卡马克装置高温长脉冲运行的记录。在过去15年的运作中，EAST取得了重大进展，在加入ITER后开展了广泛的国际合作，并开展了广泛的联合试验，在参与ITER建设的过程中收获了宝贵的经验，与此同时，EAST的设计、建设和运行所积累的宝贵经验，也为未来的ITER和其他的聚变能系统的建设和运行培养了人才。

拥有托卡马克核聚变研究的所有技术前提设施（如偏滤器、H&CD系统和长脉冲放电能力）的EAST，使中国磁约束聚变研究处于国际稳态先进托卡马克运行领域的前沿。在ITER开始运行之前，EAST提供了很多关于超导系统和稳态运行的经验。

在未来几年里，ITER所需的高达400 s的H模放电将是EAST的目标。在EAST 10年的长期计划中，随着H&CD和先进诊断技术的进一步升级，EAST将把其高性能运行的模式扩展到稳态运行区间，目的是研究未来聚变反应堆的条件，比如在反应堆相关条件下运行数小时。未来EAST将继续作为ITER和中国聚变工程试验堆

(CFETR) 新的运行模式的测试和技术平台，而且还将为世界各地的下一代科学家和工程师提供从事长脉冲高参数等离子体物理研究提供研发平台。

## References

- [1] Tokamak Wesson J.. 4th ed. Oxford: Oxford Science Publications; 2011.
- [2] Keilhacker M, Gibson A, Gormezano C, Lomas PJ, Thomas PR, Watkins ML, et al. High fusion performance from deuterium-tritium plasmas in JET. Nucl Fusion 1999;39(2):209–34.
- [3] Oyama N, Isayama A, Matsunaga G, Suzuki T, Takenaga H, Sakamoto Y, et al. Long-pulse hybrid scenario development in JT-60U. Nucl Fusion 2009;49(6):065026.
- [4] Wan Y; HT-7 Team, HT-7U Team. Overview of steady state operation of HT-7 and present status of the HT-7U project. Nucl Fusion 2000;40(6):1057–68.
- [5] Li J, Guo HY, Wan BN, Gong XZ, Liang YF, Xu GS, et al. A long-pulse high confinement plasma regime in the Experimental Advanced Superconducting Tokamak. Nat Phys 2013;9(12):817–21.
- [6] Loarte A, Lipschultz B, Kukushkin AS, Matthews GF, Stangeby PC, Asakura N, et al. Power and particle control. Nucl Fusion 2003;47(6):S203.
- [7] Wei J, Chen WG, Wu WY, Pan YN, Gao DM, Wu ST, et al. The superconducting magnets for EAST Tokamak. IEEE T Appl Supercon 2010;20(3):556–9.
- [8] Zhao YP, Zhang XJ, Mao YZ, Yuan S, Xue DY, Deng X, et al. EAST ion cyclotron resonance heating system for long pulse operation. Fusion Eng Des 2014;89(11):2642–6.
- [9] Hu C, Xie Y, Xie Y, Liu S, Xu Y, Liang L, et al. Overview of development status for EAST-NBI system. Plasma Sci Technol 2015;17(10):817–25.
- [10] Wang X, Liu F, Shan J, Xu H, Wu D, Li B, et al. Progress of high power and long pulse ECRH system in EAST. Fusion Eng Des 2015;96-97:181–6.
- [11] Zhang XM, Yu LM, Wan BN, Xue EB, Fang Y, Shi KY. Estimation of the current driven by residual loop voltage in LHCD plasma on EAST Tokamak. Plasma Phys Control Fusion 2016;58(2):025002.
- [12] Hawryluk RJ. Results from deuterium-tritium tokamak confinement experiments. Rev Mod Phys 1998;70(2):537–87.

- [13] Missirlian M, Bucalossi J, Corre Y, Ferlay F, Firdaouss M, Garin P, et al. The WEST project: current status of the ITER-like tungsten divertor. *Fusion Eng Des* 2014;89(7–8):1048–53.
- [14] Liu FK, Li JG, Shan JF, Wang M, Liu L, Zhao LM, et al. Development of 4.6 GHz lower hybrid current drive system for steady state and high performance plasma in EAST. *Fusion Eng Des* 2016;113:131–8.
- [15] Schlosser J, Chappuis P, Chatelier M, Durocher A, Guilheim D, Lipa M, et al. Design, fabrication and testing of an improved high heat flux element, experience feedback on steady state plasma facing components in Tore Supra. *Fusion Eng Des* 1998;39–40:235–40.
- [16] Shi B, Yang ZD, Zhang B, Yang C, Gan KF, Chen MW, et al. Heat flux on EAST divertor plate in H-mode with LHCD/LHCD+NBI. *Chin Phys Lett* 2017;34(9):095201.
- [17] Huber A, Arakcheev A, Sergienko G, Steudel I, Wirtz M, Burdakov AV, et al. Investigation of the impact of transient heat loads applied by laser irradiation on ITER-grade tungsten. *Phys Scr* 2014;2014(T159):014005.
- [18] Li Q, Qin S, Wang W, Qi P, Roccella S, Visca E, et al. Manufacturing and testing of W/Cu mono-block small scale mock-up for EAST by HIP and HRP technologies. *Fusion Eng Des* 2013;88(9–10):1808–12.
- [19] Mou N, Han L, Yao D, Pan Z, Li L, Cao L, et al. Manufacturing and high heat flux testing of flat-type W/Cu/CuCrZr mock-up by HIP assisted brazing process. *Fusion Eng Des* 2021;169:112670.