



CFETR物理与工程研究进展

高翔*, 万宝年, 宋云涛, 李建刚, 万元熙

中国科学院等离子体物理研究所, 合肥 230031

*联系人, E-mail: xgao@ipp.ac.cn

收稿日期: 2018-06-25; 接受日期: 2018-07-18; 网络出版日期: 2018-10-18

国际热核聚变实验堆计划专项(编号: 2014GB106000)资助项目

摘要 磁约束聚变是利用磁场将氘和氚燃料以等离子体的形式约束并发生聚变反应, 被认为有希望彻底解决人类的能源问题. 中国聚变工程试验堆(CFETR)是中国磁约束聚变发展路线图规划的下一个托卡马克聚变装置, 其运行将分为两个阶段: 第一阶段实现200 MW聚变功率、氘自持的稳态运行; 第二阶段实现1000 MW聚变功率并示范聚变电能输出. CFETR将着力解决ITER与DEMO之间存在的物理与工程技术难题, 包括实现氘氚聚变稳态运行、公斤级氘的增殖与循环自持、能长时间承受高热负荷与强中子辐照的材料技术等, 为我国2050年前后独立自主建设聚变电站奠定坚实的基础.

关键词 CFETR, 稳态运行, 氘自持, 磁约束聚变, 托卡马克

PACS: 52.55.-s, 28.52.-s

1 引言

能源短缺和环境污染等问题使得开发清洁能源成为迫切任务. 聚变能源由于具有原料资源充足、运行安全和不产生放射性废料等重要优点, 被认为是最可能从根本上解决未来能源危机的理想能源. 目前世界各国聚变试验装置的研究结果表明: 基于超导托卡马克(Tokamak)的磁约束聚变能开发利用具有充分的科学可行性.

我国自20世纪90年代开始托卡马克研究, 先后建成运行合肥超环(HT-7)、中国环流器二号(HL-2A)及东方超环(EAST)等装置. 2006年中国正式加入国际热核聚变实验堆(ITER)项目, 负责完成了ITER装置多个

重要部件的设计、制造与装配任务. 然而, 从ITER与示范堆(DEMO)的关键参数对比(如表1所示)可以看出, 从ITER到DEMO, 还有很大的差距, 很多的工程技术难题也还没有解决. 根据中国磁约束聚变能发展路线图(图1)的规划, 中国磁约束聚变能的开发将分为3个阶段: 第一阶段, 力争在2021年推动中国聚变工程试验堆(CFETR)立项并开始装置建设; 第二阶段, 到2035年建成中国聚变工程试验堆, 调试运行并开展物理实验; 第三阶段, 到2050年开始建设商业聚变示范电站.

CFETR设计^[1-4]主要包括13个方面: 装置布局与系统集成, 等离子体物理集成设计, 超导磁体^[5]与低温系统^[6], 真空室与真空系统, 装置内部部件(包层^[7]、偏滤器等), 等离子体加热与电流驱动系统, 诊断系统^[8]与

引用格式: 高翔, 万宝年, 宋云涛, 等. CFETR物理与工程研究进展. 中国科学: 物理学 力学 天文学, 2019, 49: 045202

Gao X, Wan B N, Song Y T, et al. Progress on CFETR physics and engineering (in Chinese). Sci Sin-Phys Mech Astron, 2019, 49: 045202, doi: 10.1360/SSPMA2018-00235



图1 (网络版彩图)中国磁约束聚变能发展技术路线图

Figure 1 (Color online) The roadmap of magnetic confinement fusion development in China.

CODAC, 电源系统与控制工程, 燃料循环与废物处理, 辐射防护安全与RAMI, 遥操作与维护系统, 辅助系统及项目管理. CFETR装置主机结构如图2所示.

CFETR将着力解决一系列存在于ITER和聚变商业示范堆(DEMO)之间的科学与技术挑战, 包括实现氦气聚变等离子体稳态运行, 公斤级氦的增殖、循环与自持技术, 可长时间承受高热符合、高中子辐照的第一壁和先进偏滤器材料技术等.

目前, 合肥综合性国家科学中心的“十三五”重大科技基础设施“聚变堆主机关键系统综合研究设施”项目已获批准, 即将动工. 此外, “CFETR集成工程设计研究”项目(2017-2021)也已经启动, CFETR的全面详细工程设计正在进行. 本文将CFETR最新的物理与工程研究进展, 以及相关的关键研发项目进行介绍.

2 CFETR物理设计

CFETR计划分两期运行: I期将实现聚变功率100-200 MW, 聚变增益 $Q=1-5$, 氦增殖率 $TBR>1.0$ 以及中子辐照效应小于10 dpa; II期将实现聚变增益大于10, 聚变功率1000 MW以及中子辐照效应大于50 dpa. CFETR实验计划分为3个阶段: 基础实验(3-4年), 一期工程验证(7-8年)和二期示范验证(10年).

CFETR的稳态运行模式要求更高的辅助加热功率和电流驱动效率, 这可能使实现氦自持成为一个巨大挑战, 因此CFETR还将采用混杂运行模式. 为了能兼顾稳态运行模式和混杂运行模式, 自2017年12月起,

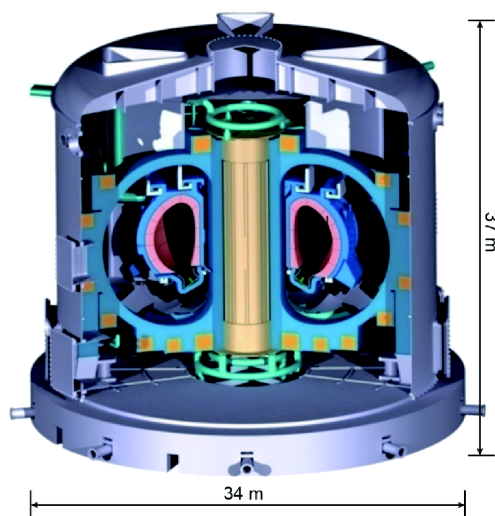


图2 (网络版彩图)CFETR装置总体结构

Figure 2 (Color online) Sketch of the CFETR device.

表1 ITER与DEMO关键参数对比

Table 1 Key parameters comparison between ITER and DEMO

运行参数	ITER	DEMO
聚变增益因子	5-10	6-12
归一化磁比压	3	4-6
中子壁通量 (MW m^{-2})	-0.5	2.0
运行时间 (s)	10^2-10^4	10^7
运行占空比 (%)	2-5	50-85
氦增殖率	$\ll 1$	> 1

磁约束聚变堆总体设计组开始了基于更大尺寸(大半径 $R=7.2$ m, 小半径 $a=2.2$ m)的物理与工程设计.

CFETR之前阶段的物理设计主要是基于0维系统程序(GASC^[9])给出装置的一些基本参数. 由于其中包含了大量的经验公式和若干假设, 因此0维计算得到的等离子体参数同装置的实际运行参数可能差别较大.

目前, 国家磁约束聚变堆总体设计组正在基于OMFIT^[10]框架下的1.5维集成模拟程序, 对CFETR的稳态和混杂两种运行模式开展相应的运行方案研究, 并将其与0维程序进行对比. OMFIT采用更为先进和准确的物理模型, 为装置进行详细的集成模拟, 能够较为准确地预测聚变堆的性能, 优化各辅助加热系统及偏滤器部件. 下面分别对稳态和混杂两种运行模式进行介绍.

2.1 CFETR稳态运行模式

稳态运行模式即完全非感应运行模式, 具有较好的约束性能. 这种运行方案不存在感应电流, 因此运行的等离子体总电流不会太大, 而且这种运行方案也不需要提高电流这种方式来改善约束; 另一方面, 低电流导致了高的边界安全因子(q_{95})值, 这有利于提高自举电流份额, 从而能够更容易实现完全非感应状态. 高的 q_{95} 能够增加刮鞘层的磁连接长度(正比于安全因子 q 和大半径 R)和刮鞘层宽度, 这对于降低偏滤器靶板的峰值热负荷有一定的帮助, 从而有利于稳态运行.

CFETR的稳态运行模式目前正在设计中^[11], 通常情况下将由中性束和射频波(如电子回旋和低杂波)两种辅助加热和电流驱动方式协同获得. 中性束在等离子体加料及驱动等离子体旋转方面具有优势, 然而中性束会占用大量窗口, 压缩增殖包层的空间不利于实现氦自持. 表2中列举了分别用0维的GASC程序和1.5维的基于OMFIT框架下的集成计算得到的关键参数的对比, 其中的稳态运行模式是中性束和电子回旋共同驱动下获得的. 可以看到, 0维预测和1.5维的精细集成模拟之间还是有一定的差别. 为了达到1000 MW的聚变功率, 1.5维的计算表明需要更高的密度, 这需要更高的外界电流驱动功率来维持完全非感应运行. 为了降低外界辅助电流驱动功率, 1.5维的计算中将等离子体电流从13.78 MA降低为12 MA. 下一步的工作将提升等离子体约束性能和电流驱动效率.

2.2 CFETR混杂运行模式

混杂运行模式即存在一定比例的感应电流, 因此可以有效降低对驱动电流的要求. 表3中列出了0维和1.5维计算给出的混杂运行模式的一些关键参数. 目前的混杂运行模式也主要是由中性束和电子回旋共同驱动下获得的. 从表3可以看出, 0维与1.5维计算在全局参数上有较好的一致性. 其辅助加热及驱动电流总功率明显小于稳态运行模式下所需的功率. 下一步将从工程设计的角度评估中心螺管线圈的能力.

3 CFETR超导磁体系统

如图3所示, CFETR超导磁体系统包括中心螺管(CS)、极向场(PF)线圈、纵场(TF)线圈和校正场线圈(CC), 其作用是产生磁场以驱动和约束等离子体、控

表2 CFETR稳态运行模式关键参数

Table 2 Key parameters of CFETR steady-state scenario

CFETR稳态运行模式 ($R/a=7.2/2.2$ m)	0维	1.5维
聚变功率 (MW)	974	998
等离子体电流 (MA)	13.8	12.0
归一化磁比压	2.0	2.06
自举电流份额	0.5	0.59
驱动电流功率 (MW)	82	107
中心电子温度 (keV)	36	24
中心电子密度 (10^{20} m ⁻³)	0.78	1.24

表3 CFETR混杂运行模式关键参数

Table 3 Key parameters of CFETR hybrid scenario

CFETR混杂运行模式 ($R/a=7.2/2.2$ m)	0维	1.5维
聚变功率 (MW)	1100	920
等离子体电流 (MA)	13.78	13.78
归一化磁比压	2.0	2.2
欧姆电流份额	0.3	0.3
自举电流份额	0.5	0.56
驱动电流功率 (MW)	74	72
中心电子/离子温度 (keV)	24/24	39/35
中心电子密度 (10^{20} m ⁻³)	0.77	0.77
聚变增益因子	15.3	12.6

制等离子体位形和垂直不稳定性. CFETR所有超导线圈均采用管内电缆导体(CICC)绕制, CICC内部通4.5 K超临界氦冷却. 预计CFETR超导磁体系统总质量将达1万吨以上.

3.1 CFETR TF线圈

CFETR纵场磁体由16个D形TF线圈组成, 将在等离子体中心区域产生高达7 T的环向磁场, 以约束等离子体. 为了提高CFETR等离子体约束性能和稳定性, 就需要提高纵场强度(并减小等离子体区域磁场波纹度), 因此在Nb₃Sn导体基础上, 未来CFETR TF将可能采用Nb₃Al高温超导体绕制.

由于TF线圈在运行过程中会受到巨大的向心力和倾覆力, 因此需要将TF超导绕组装入厚达半米的不锈钢铠甲内. 单个TF线圈的尺寸将达到约11.6 m×16.5 m, 重达460 t.

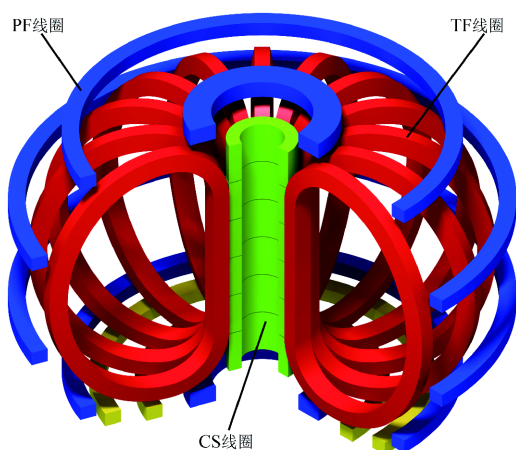


图3 (网络版彩图)CFETR超导磁体系统
Figure 3 (Color online) Overview of the CFETR magnet system.

3.2 CFETR CS线圈

中心螺管的作用主要是驱动产生和维持等离子体电流、帮助等离子体成形以及控制等离子体的垂直不稳定性。中心螺管的尺寸和最高场决定了它的等离子体电流驱动能力，为了给等离子体电流提供足够高的磁通变化量，同时承受更高的磁场。CFETR中心螺管与极向场线圈的横截面布局设计如图4所示。未来CFETR中心螺管将考虑采用 Nb_3Sn (低温超导)和 $Bi-2212$ (高温超导)CICC导体绕制，从而获得更高的磁场，为等离子体提供最大300 V·S的磁通变化量。

3.3 CFETR CS模型线圈

为了解决在CFETR中心螺管设计与运行过程中的关键科学问题，掌握大型 Nb_3Sn 磁体制造过程中的核心技术，中国科学院等离子体物理研究所已于2014年启动CFETR CS模型线圈的研发项目。

CFETR CS模型线圈^[12,13]的结构如图5所示。在4.5 K温度下通48 kA电流运行时，产生12 T的最高磁场。该项目已完成设计与分析、超导线的测试与验收及CICC导体的生产，目前正在进行线圈绕制，计划于2019年开展低温测试实验。

3.4 高温超导Bi-2212导体研发

为了实现CFETR II期的物理与工程目标，磁体系统在CS和TF线圈导体上产生的最高磁场可能达到15 T以上，此时使用 Nb_3Sn 导体无法满足要求，因此需

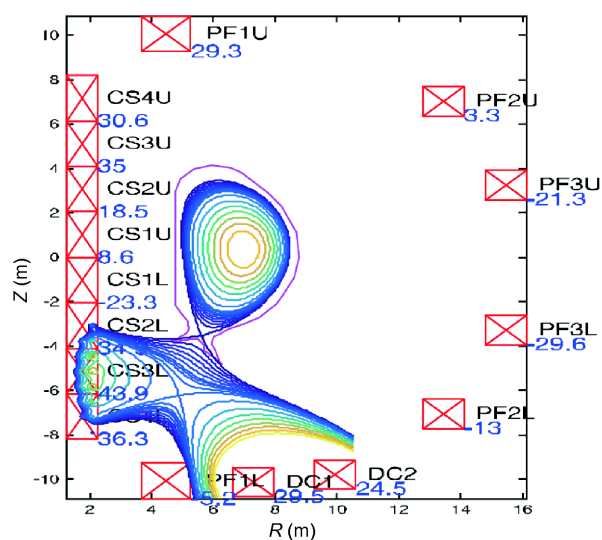


图4 (网络版彩图)CFETR CS与PF线圈的横截面布局与雪花偏滤器平衡位型
Figure 4 (Color online) Cross-section layout of the CFETR CS and PF coils, and the quasi-snowflake plasma equilibrium configuration.

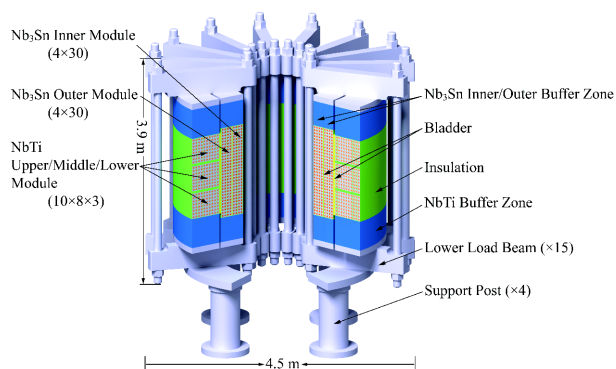


图5 (网络版彩图)CFETR CS模型线圈结构
Figure 5 (Color online) Overview structure of the CFETR CS model coil assembly.

要研发新型高温超导体。随着高温超导材料技术的发展，未来CFETR CS线圈可能可以在高场区采用 $Bi-2212$ 高温超导体(工作在10–30 K温度，25–30 T磁场强度)，而在低场区采用 Nb_3Sn 低温超导体。

如图6所示，中国科学院等离子体物理研究所设计制造了由42根 $Bi-2212$ 超导线绞制的高温超导圆形CICC导体，并完成了临界电流测试^[14]。用于测试的导体样品长度为500 mm，其中有200 mm位于测试区。在自场(自场最大值为0.41 T)与4.2 K温度下，临界电流测试结果为13.1 kA。该临界电流值比较低，下一步需要发展高压 O_2 氛围下的热处理技术，以提高 $Bi-2212$ 高温

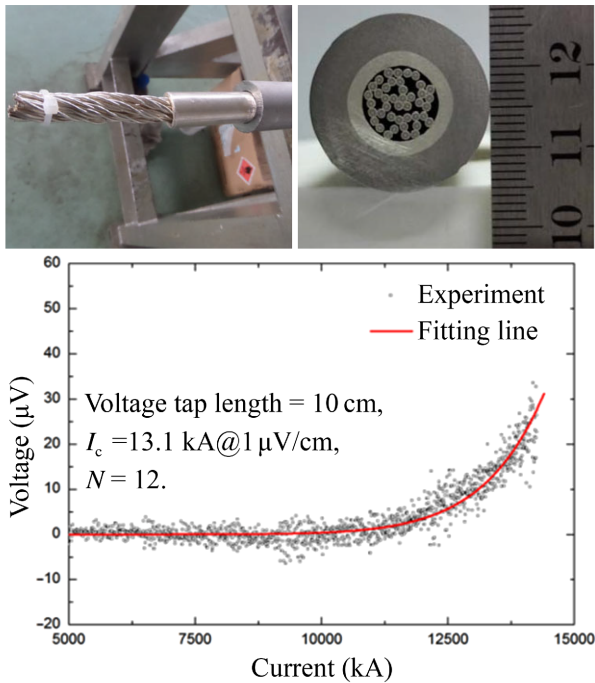


图6 (网络版彩图)Bi-2212高温超导圆形导体实物图及其临界电流测试结果^[3]. 该导体由42根Bi-2212超导线绞缆制成

Figure 6 (Color online) The manufactured Bi-2212 conductor with 42 strands and the test result of critical current^[3].

超导导体的性能.

3.5 CFETR低温系统

CFETR低温系统为超导磁体系统、低温泵、冷屏、中性束注入系统以及诊断系统等低温用户提供所需的冷量. 这些低温用户主要运行在4.5, 50和80 K三个温区. 超导磁体系统是最大的低温用户, 其热负荷主要包括静态热负荷(传导热、辐射热)与动态热负荷(由磁场变化导致的交流损耗和由氦气聚变产生高能中子导致的核热).

针对CFETR低温系统多负载、变工况的复杂脉冲热负荷特性, CFETR低温制冷系统将采用模块化设计、多套制冷机协同控制、并联运行的设计理念. 目前CFETR低温系统已完成初步的工艺流程概念设计与二维厂房布局设计^[6].

4 CFETR内真空室

CFETR氦气聚变反应将在内真空室(Vacuum Ves-

sel)中进行. 内真空室为等离子体提供高真空环境, 为D形横截面的环形双层不锈钢壳体结构, 内外壳体通过加强肋焊接连接. CFETR内真空室有4个上窗口、8个下窗口和6个中窗口, 高15.8 m, 最大直径达23.6 m. 考虑到聚变产生的中子辐射剂量在空间上的不均匀分布, 真空室内外壳体不同位置处采用了不等间距设计. 从真空室内壳到等离子体间, 至少保留了1 m的间距, 以布置包层模块、偏滤器部件、内部线圈和其支撑件以及冷却系统等.

真空室内部部件的维护通道是进行真空室设计时需要考虑的重要问题之一. 4个上窗口将用于包层模块的维护与拆卸, 8个中窗口将用于诊断和遥操作系统, 6个下窗口将用于偏滤器维护和低温泵抽气.

目前, CFETR 1/8内真空室的全尺寸模型正在进行设计与加工制造. 开展内真空室模型件研发的目的, 是为了验证和发展大型真空室制造过程中所涉及的热成型、切割、焊接与无损检测等关键技术. 不锈钢内、外壳在900°C温度下液压成型, 形状偏差要求小于2 mm. 热成型的壳体通过钨极惰性气体保护焊接. 目前已完成的部分内真空室组装实物如图7右下所示.

5 CFETR包层与氦工厂

5.1 CFETR包层

CFETR包层整体布置如图8所示, 由氦增殖包层和屏蔽包层构成. 增殖包层覆盖在真空室内壁, 主要功能是吸收聚变中子并产氦; 屏蔽包层^[15]吸收和慢化剩余的中子, 是TF磁体等主机部件的重要辐射保护屏障. CFETR聚变中子的动能将在包层中被转化为热能, 用于发电.

增殖包层是CFETR设计中最关键和具有技术挑战的部件之一^[16,17]. 包层产氦是一个涉及中子学、热工和材料等相互作用、互相影响的动态过程, 这个过程与温度场分布和演变密切相关^[7]. 为了获得更高的氦增殖率, 必须优化增殖包层(及氦工厂)的设计.

对于增殖包层设计, 经过物理与工程方面的考虑, 目前有3种可选的技术方案: 其中氦冷方案被确定为CFETR氦增殖包层的首选方案; 而水冷方案和Li-Pb液态金属冷却方案被选为备选方案.

氦冷陶瓷增殖剂包层(HCCB)拟采用模块化增殖单元, Li_4SiO_4 为氦增殖剂, Be为中子倍增剂, RAFM钢

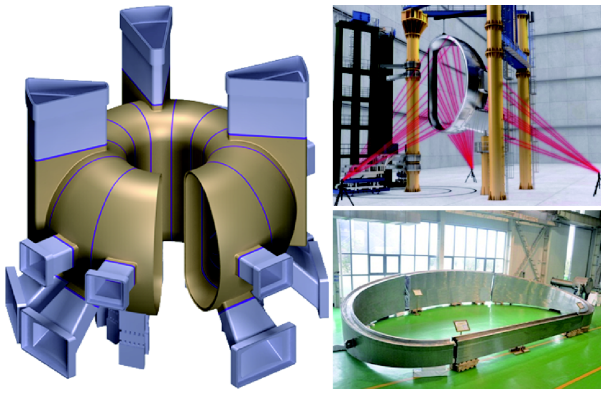


图7 (网络版彩图)CFETR内真空室结构与1/8模型研发
Figure 7 (Color online) Sketch of the CFETR vacuum vessel and R&D of the 1/8 vacuum vessel mock-up.

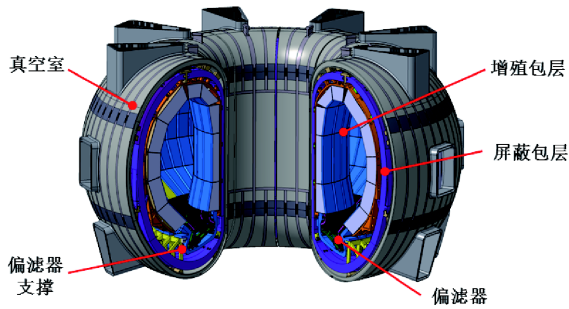


图8 (网络版彩图)CFETR增殖包层与屏蔽包层整体布置.
Figure 8 (Color online) Structure of the CFETR tritium breeding blanket and shielding blanket.

为结构材料, W作为第一壁材料. 典型的HCCB设计方案如图9所示. 使用8 MPa的氦气作为冷却剂, 进出口温度分别为300°C和500°C. 三维中子学模拟结果表明HCCB氦增殖率在CFETR I期(200 MW)可达1.21, 在CFETR II期(1000 MW)可达1.15^[18].

水冷陶瓷增殖包层(WCCB)拟采用Li₂TiO₃和Be₁₂Ti作为氦增殖剂和主要的中子倍增剂. 使用15.5 MPa的高压水作为冷却剂, 进出口温度分别为285°C和325°C. 三维中子学模拟结果表明HCCB氦增殖率在CFETR I期可达1.2, 在CFETR II期可达1.1^[19]. 图10所示为CFETR的中子学模型与水冷陶瓷增殖包层产氦模拟.

5.2 CFETR氦工厂

如图11所示, 氦燃料回收再利用系统(氦工厂)由3个子系统构成. 内循环系统包括氦回收, 同位素分离

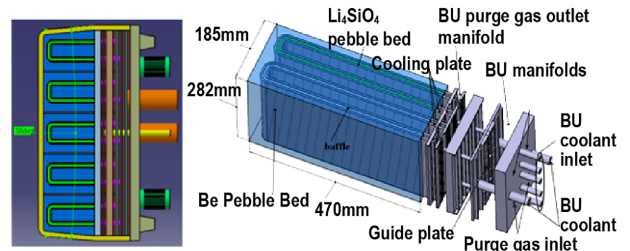


图9 (网络版彩图)CFETR氦冷陶瓷增殖剂包层概念设计^[3]
Figure 9 (Color online) HCCB conceptual design for CFETR Phase I and Phase II [3].

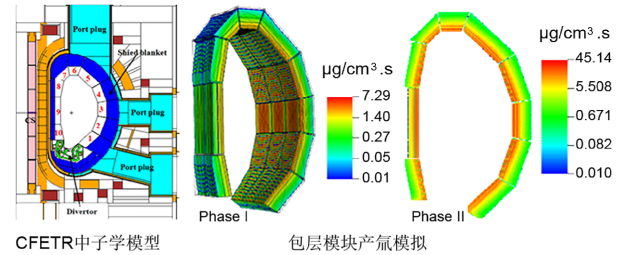


图10 (网络版彩图)CFETR中子学模型与水冷陶瓷增殖剂包层产氦模拟^[3]
Figure 10 (Color online) CFETR neutronics model and tritium production rate in each WCCB modules [3].

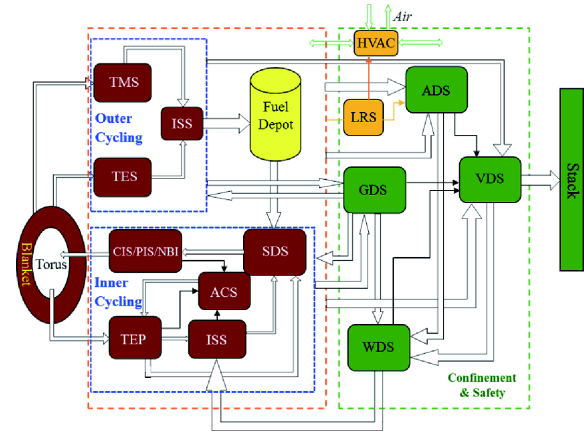


图11 (网络版彩图)CFETR氦工厂流程图^[3]
Figure 11 (Color online) Diagram of CFETR tritium plant [3].

和重新注入真空室三个过程. 外循环包括氦萃取、分离、纯化等过程. 第3个子系统包括氦屏蔽和含氦水除氦等过程.

氦工厂工艺流程的主要参数(循环周期4500 s): 内循环357 gT/shot, TEP和SDS流量2 m³ (D₂, T₂) h⁻¹, ISS流量大于4 m³/h. 氦的环境泄露量小于0.6 g/a.

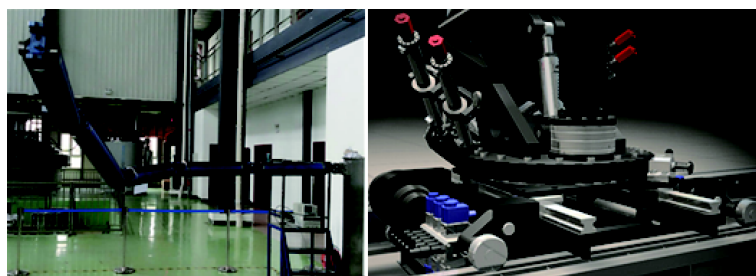


图 12 (网络版彩图)CFETR遥操作系统关键技术研发^[3]
Figure 12 (Color online) Key technologies under R&D for the RH system [3].

6 CFETR遥操作

由于CFETR的氘氚聚变产生的高能中子会活化装置部件材料, 因此装置部件的维护和升级任务就需要通过遥操作(Remote Handling)技术进行. 遥操作技术是CFETR设计的关键问题之一, 遥操作维护策略^[20]将对CFETR的布局和组件设计产生重大影响. 包层和偏滤器的遥操作维护^[21]将是CFETR的关键维护工作.

目前已经完成了一些遥操作系统关键技术的研发(图12), 例如包层遥操作维护系统, 液压三自由度升降

平台, 重载传输CASK系统, 多功能检测维护机器人, 真空室内窥系统等.

7 总结

目前CFETR(大半径7.2 m, 小半径2.2 m)的物理设计与集成工程设计正在进行, 一批关键技术研发项目正在陆续实施. 国家磁约束聚变堆总体设计组将以我为主开展CFETR详细工程设计, 建立国际一流的研发平台, 为中国聚变能的开发奠定坚实的基础, 下一步将力争在2021年前后推动CFETR装置的立项与建设.

参考文献

- 1 Wan B, Ding S, Qian J, et al. Physics design of CFETR: Determination of the device engineering parameters. *IEEE Trans Plasma Sci*, 2014, 42: 495–502
- 2 Song Y T, Wu S T, Li J G, et al. Concept design of CFETR Tokamak machine. *IEEE Trans Plasma Sci*, 2014, 42: 503–509
- 3 Wan Y, Li J, Liu Y, et al. Overview of the present progress and activities on the CFETR. *Nucl Fusion*, 2017, 57: 102009
- 4 Chan V S, Costley A E, Wan B N, et al. Evaluation of CFETR as a Fusion Nuclear Science Facility using multiple system codes. *Nucl Fusion*, 2015, 55: 023017
- 5 Ren Y, Zhu J, Gao X, et al. Electromagnetic, mechanical and thermal performance analysis of the CFETR magnet system. *Nucl Fusion*, 2015, 55: 093002
- 6 Liu X, Qiu L, Li J, et al. Conceptual design of the cryogenic system and estimation of the recirculated power for CFETR. *Nucl Fusion*, 2016, 57: 016037
- 7 Liu C, Qiu Y, Zhang J, et al. Study on the temperature control mechanism of the tritium breeding blanket for CFETR. *Nucl Fusion*, 2017, 57: 124003
- 8 Li G S, Yang Y, Wang Y M, et al. Preliminary consideration of CFETR ITER-like case diagnostic system. *Rev Sci Instrum*, 2016, 87: 11D401
- 9 Chan V S, Stambaugh R D, Garofalo A M, et al. Physics basis of a fusion development facility utilizing the Tokamak approach. *Fusion Sci Tech*, 2010, 57: 66–93
- 10 Meneghini O, Snyder P B, Smith S P, et al. Integrated fusion simulation with self-consistent core-pedestal coupling. *Phys Plasmas*, 2016, 23: 042507
- 11 Shi N, Chan V S, Jian X, et al. Study of impurity effects on CFETR steady-state scenario by self-consistent integrated modeling. *Nucl Fusion*, 2017, 57: 126046
- 12 Liu X, Wang Z, Ren Y, et al. Mechanical performance evaluation of the CFETR Central Solenoid Model Coil design. *Nucl Fusion*, 2018, 58:

016035

- 13 Liu X, Wang X, Wang Z, et al. Electromagnetic optimization and preliminary mechanical analysis of the CFETR CS model coil. *IEEE Trans Plasma Sci*, 2016, 44: 1559–1563
- 14 Qin J G, Wu Y, Li J G, et al. Manufacture and test of Bi-2212 cable-in-conduit conductor. *IEEE Trans Appl Supercond*, 2017, 27: 1–5
- 15 Liu C, Yao D, Gao X, et al. Investigation on the possibility of tritium self-sufficiency for CFETR using a PWR water-cooled blanket. *IEEE Trans Plasma Sci*, 2014, 42: 1759–1763
- 16 Liu S, Pu Y, Cheng X, et al. Conceptual design of a water cooled breeder blanket for CFETR. *Fusion Eng Des*, 2014, 89: 1380–1385
- 17 Wang S, Cao Q, Wu X, et al. Updated conceptual design of helium cooling ceramic blanket for HCCB-DEMO. *Fusion Eng Des*, 2016, 112: 148–155
- 18 Liu S, Ma X, Jiang K, et al. Conceptual design of the water cooled ceramic breeder blanket for CFETR based on pressurized water cooled reactor technology. *Fusion Eng Des*, 2017, 124: 865–870
- 19 Song Y, Wu S, Wan Y, et al. Concept design on RH maintenance of CFETR Tokamak reactor. *Fusion Eng Des*, 2014, 89: 2331–2335
- 20 Zhao W, Song Y, Wu H, et al. Concept design of the CFETR divertor remote handling system. *Fusion Eng Des*, 2015, 98-99: 1706–1709
- 21 Wei J, Song Y, Pei K, et al. Conceptual design of Blanket Remote Handling System for CFETR. *Fusion Eng Des*, 2015, 100: 190–197

Progress on CFETR physics and engineering

GAO Xiang^{*}, WAN BaoNian, SONG YunTao, LI JianGang & WAN YuanXi

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

Magnetic confinement fusion is an approach to generating thermonuclear fusion power that uses magnetic fields to confine the deuterium and tritium fuel in the form of a plasma. It is considered promising to completely solve the energy problems. China Fusion Engineering Test Reactor (CFETR) is the next Tokamak device in the roadmap to develop fusion energy in China. Two phases of CFETR have been proposed: Phase I focus on a fusion power of 200 MW and steady-state operation with tritium self-sufficiency. Phase II emphasizes a fusion power of 1000 MW and DEMO validation. CFETR will address the physical and engineering challenge that exist between ITER and DEMO, such as D-T steady-state operation, tritium breeding and self-sufficiency, and material that could withstand high heat load and neutron irradiation. This will lay a solid foundation for the independent construction of fusion power stations around 2050 in China.

CFETR, steady-state operation, tritium self-sufficiency, magnetic confinement fusion, Tokamak

PACS: 52.55.-s, 28.52.-s

doi: [10.1360/SSPMA2018-00235](https://doi.org/10.1360/SSPMA2018-00235)