

# CFETR纵场超导磁体CICC导体低温冷却设计与分析

黄卫<sup>1,2</sup> 陆坤<sup>2</sup> 郑金星<sup>2</sup> 吴琪刚<sup>1</sup>

1(安徽理工大学 机械工程学院 淮南 232001)

2(中国科学院等离子体物理研究所 合肥 230031)

**摘要** 纵场磁体中导体低温超导性对整个托卡马克装置磁体系统的稳定具有重要作用。对纵场磁体的低温冷却系统进行热分析,确定线圈排布匝数、纵场磁体中心冷却孔以及盒壁内侧冷却孔的质量流速,并计算液氦在导体中心冷却孔流动时的沿程压降。分析结果表明:同种工况不同线圈排布磁体组件温差值各不相同,经过对比分析,纵场磁体选用154匝线圈排布方案。为确保纵场线圈盒体温度与导体铠甲的温度分别在20 K与5 K范围之内,线圈盒内侧壁面冷却孔质量流速为 $3.6 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ ,纵场磁体线圈导体内中心冷却孔质量流速为 $9.5 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ ,液氦流动沿程压降为 $1.72\times 10^5 \text{ Pa}$ 。

**关键词** 纵场磁体,热分析,质量流速,沿程压降

**中图分类号** TL62

**DOI:** 10.11889/j.0253-3219.2019.hjs.42.120603

## Design and analysis of cryogenic cooling for CICC conductor of CFETR toroidal field superconducting magnets

HUANG Wei<sup>1,2</sup> LU Kun<sup>2</sup> ZHENG Jinxing<sup>2</sup> WU Qigang<sup>1</sup>

1(School of Mechanical Engineering, Anhui University of Science and Technology, Huainan 232001, China)

2(Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China)

**Abstract** [Background] The cryogenic superconductivity of the conductor in the toroidal field magnet plays an important role in the stability of the whole Tokamak devices magnet system. [Purpose] This study aims at the thermal analysis of cryogenic cooling system for the whole toroidal magnet. [Methods] First of all, the coil configuration turns and the mass velocity of the cooling holes were determined after thermal analysis of cryogenic cooling system. Then the pressure drop of liquid helium flowing through the central cooling hole of the conductor was calculated to find the corresponding parameters. [Results & Conclusions] The analysis results show that under the same working conditions, the temperature difference values of the series components arranged by the coils are different. After comparison, the toroidal field magnet adopts the arrangement scheme with coil turns of 154. In order to ensure that the temperature of the toroidal field coil case and the conductor jacket are within the range of 20 K and

国家重点研发计划项目(No.2017YFE0300500、No.2017YFE0123400)、中国科学院青年创新促进会(No.2015266)、中国科协青年人才托举工程人才项目(No.2017QNRC001)

第一作者:黄卫,男,1995年出生,2017年毕业于巢湖学院,现为硕士研究生,研究方向为机械CAD/CAE

通信作者:郑金星, E-mail: jxzheng@ipp.ac.cn

收稿日期:2019-07-01, 修回日期:2019-09-26

Supported by the National Key Research and Development Program of China (No.2017YFE0300500, No.2017YFE0123400), Youth Innovation Promotion Association of Chinese Academy of Sciences (No.2015266), Young Elite Scientists Sponsorship Program by China Association for Science and Technology (No.2017QNRC001)

Frist author: HUANG Wei, male, born in 1995, graduated from Chaohu University in 2017, master student, focusing on mechanical CAD/CAE

Corresponding author: ZHENG Jinxing, E-mail: jxzheng@ipp.ac.cn

Received date: 2019-07-01, revised date: 2019-09-26

5 K respectively, the mass velocity of the inner cooling hole of the box wall and the central cooling hole of the toroidal field magnet are set to  $3.6 \text{ g} \cdot \text{s}^{-1}$  and  $9.5 \text{ g} \cdot \text{s}^{-1}$  respectively. Under the given mass velocity, the pressure drop of liquid helium in the central cooling hole of the winding conductor is  $1.72 \times 10^5 \text{ Pa}$ .

**Key words** Toroidal filed magnet, Thermal analysis, Mass flow rate, Pressure drop

随着地球矿产资源的不断消耗,人类正在积极探索新型能源,核聚变是解决未来能源的主要方向之一。托卡马克装置是一种通过电磁力约束等离子体的环形聚变装置,作为核聚变主要研究途径之一,经过多年的研究发展,聚变工作不断向前推进,在全世界范围内已建成多个托卡马克装置。中国聚变工程实验堆(China Fusion Engineering Test Reactor, CFETR)是在对国际热核聚变实验堆(International Thermonuclear Experimental Reactor, ITER)设计学习、消化的基础上结合东方超环(Experimental and Advanced Superconducting Tokamak, EAST)<sup>[1]</sup>设计、建造经验,而发展的中国下一代聚变工程实验堆<sup>[2]</sup>。磁体系统作为CFETR的主要部件之一,主要由环向磁场(Toroidal Field, TF)磁体、极向磁场(Poloidal Field, PF)磁体以及中心螺线管(Central Solenoid, CS)磁体组成<sup>[3]</sup>。在等离子体放电过程中,磁体系统的稳定性直接关系到托卡马克装置能否稳定运行。

磁体系统通电运行时,TF线圈产生环向磁场,PF线圈产生极向磁场,两种磁场共同作用下使等离子体沿环向快速螺旋运动。氘氚聚变反应需要上亿度的高温环境,磁体系统通过磁约束作用在等离子体上<sup>[4]</sup>,使之达到极高温、极大动能的聚变运动状态。最初参照ITER纵场磁体的线圈排布不能满足CFETR的运行参数设计要求,通过对纵场磁体进行多工况的热分析研究,进而确定最终CFETR的纵场线圈排布方案。

## 1 磁体系统设计

CS磁体位于磁体系统中心位置,TF磁体沿着CS磁体外周环形排列,PF磁体围绕TF磁体外圈依次排列。图1显示了三种磁体的空间位置分布,在TF磁体外部有PF磁体支撑位置,底部有重力支撑,相邻的TF磁体通过位于其壳体上的翼板来进行环形连接,并使用螺栓进行固定。

线圈绕组(Winding Pack, WP)是由双饼线圈(Double Pancake, DP)组成,不同线圈排布方案代表着不同的DP绕制结构<sup>[5]</sup>。WP密封在线圈内,与ITER的WP不同,CFETR纵场线圈WP由8个DP组成。DP采用一种类似于D型盘绕结构,并在D型结构的内部弯曲区域过渡到另一个平面,线圈绕制成两层形成一个双饼结构,每一个完成绕制的DP放置

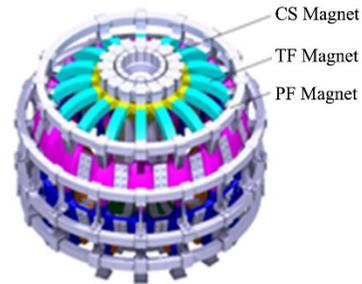


图1 磁体系统TF、PF、CS  
Fig.1 The magnet system TF, PF, CS

在径向板(Radial Plates, RP)内,8个DP并排放置在径向板上,形成一个TF磁体的绕组<sup>[6]</sup>。在WP的外侧与线圈壳体之间还有一层导热系数很小的对地绝缘层,主要作用是将等离子体在放电过程中产生的热量进行隔离,避免TF线圈盒与WP直接接触导致TF壳体上的热量以热传导方式传递到导体上。

图2为单个纵场超导磁体结构,由管内电缆导体(Cable In Conduit Conductor, CICC)密绕成的线圈绕组嵌入在超导磁体结构内部,线圈盒包裹着导体绕组,并与外部的PF线圈的支撑结构相连接。每一个由电缆导体绕制而成的DP线圈径向排布在RP内组成纵场磁体的WP结构,绕组线圈运行时所产生的电磁力以及线圈自身所受到的重力由径向板支撑,并将所受到的力传送到外部支撑结构,避免绕组与线圈盒直接接触而导致线圈导体受损。

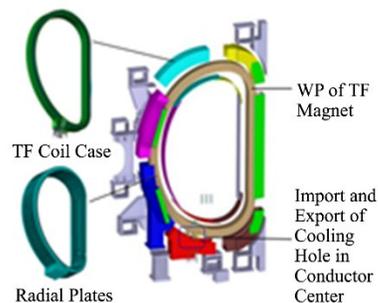


图2 TF超导磁体  
Fig.2 TF superconducting magnet

## 2 纵场线圈排布方案与热分析

### 2.1 纵场线圈结构辐射热评估

与ITER不同,CFETR磁体系统有16个环向磁

体、6个极向磁体以及6个中心螺线管磁体<sup>[7]</sup>。通电时,系统内磁体产生的磁场强度最高能达到14.3 T,在磁体系统中单个TF线圈储能为8.376 GJ,总储能为134.02 GJ。TF线圈所受热载主要是快速中子的热核辐射,这是由绕组的峰值核热加载产生的。在等离子体稳态放电时,TF线圈导体快中子(>0.1 MeV)注量为 $1 \times 10^{19} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ ,TF线圈绝缘材料快中子注量为 $5 \times 10^{17} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ 。根据磁铁系统结构和快中子注量,对TF磁体的辐射热载荷进行了评估。靠近等离子体一侧TF线圈盒,受到辐射热为 $2 \times 10^3 \text{ W} \cdot \text{m}^{-3}$ ,磁体系统内部热屏蔽层、偏滤器等其他组件对线圈盒产生的辐射值被评估为 $19 \text{ W} \cdot \text{m}^{-2}$ ,该辐射将在靠近CS线圈一侧的TF线圈盒侧面上持续加载,温度在5 K之内能维持导体的超导特性<sup>[8]</sup>。冷却系统内通入的冷却介质为4.2 K液氮,导体是浸渍在液氮之内,为提高分析结果的准确性,按照导体浸渍在液氮比例将中心冷却孔的直径增大为20 mm。

图3为高场侧TF磁体直线段结构,线圈盒冷却孔嵌入在盒体内部,中心冷却孔位于CICC导体内部。等离子体热核辐射热加载到靠近等离子体线圈盒体上,外部器件对磁体辐射热加载到线圈盒背面一侧。导体铠甲匝间绝缘层厚度仅为1 mm,分析时,为简化模型将多层层叠铠甲作为一个整体结构。等离子体在运行对线圈盒靠近等离子体一侧的线圈盒侧板辐射热加载为 $2000 \text{ W} \cdot \text{m}^{-3}$ ,按照等离子体稳态放电时间为1 h、2 h、3 h进行周期加载。其他元器件对纵场磁体产生的 $19 \text{ W} \cdot \text{m}^{-2}$ 热核辐射持续加载到远离等离子体线圈盒背面。CFETR纵场磁体线圈盒内壁冷却孔与CICC导体冷却孔内液氮的质量流速以ITER的设计标准 $2.7 \text{ g} \cdot \text{s}^{-1}$ 和 $8 \text{ g} \cdot \text{s}^{-1}$ 为基准,逐渐增大冷却孔内液氮质量流速到 $3.9 \text{ g} \cdot \text{s}^{-1}$ 和 $16 \text{ g} \cdot \text{s}^{-1}$ ,质量流速增幅分别为 $0.3 \text{ g} \cdot \text{s}^{-1}$ 和 $0.5 \text{ g} \cdot \text{s}^{-1}$ ,冷却介质液氮温度设定为4.2 K。

## 2.2 线圈排布方案与分析结果

参照CFETR设计参数,在等离子体大半径

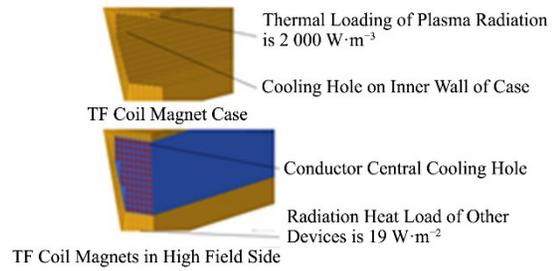


图3 纵场磁体  
Fig.3 Toroidal filed magnet

7.2 m处产生中心场强为6.5 T的标准<sup>[9]</sup>。线圈排布方案以及导体各参数如表1所示。根据等离子体聚变物理设计参数,设定多种等离子体脉冲放电时间与相邻脉冲时间间隔工况,线圈盒体材料采用316 LN不锈钢,导体材料为 $\text{Nb}_3\text{Sn}$ <sup>[10]</sup>。图4为多种导体线圈排布方案示意图。其中158匝与168匝的线圈排布方案考虑到磁体内部结构,高场侧区域靠近等离子体一侧的线圈盒采用环面设计。

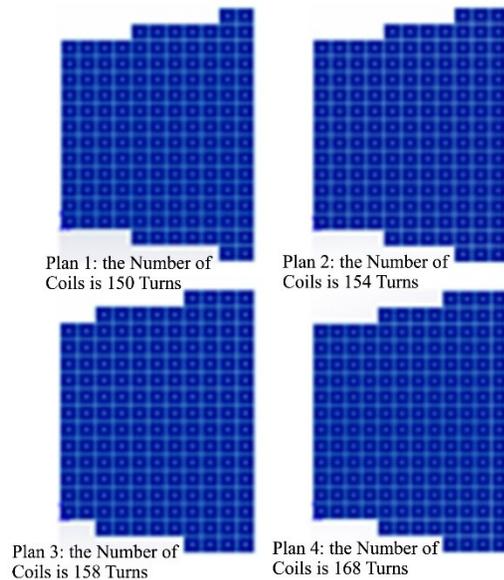


图4 4种线圈排布方案  
Fig.4 Four coil arrangement schemes

表1 各排布方案线圈参数  
Table 1 Coil parameters of each arrangement scheme

线圈排布方案 Coil arrangement scheme	方案一 Plan 1	方案二 Plan 2	方案三 Plan 3	方案四 Plan 4
线圈匝数 The coil number of turns	150	154	158	168
导体截面尺寸 Conductor section size / mm	64×64	64×64	64×64	64×64
超导电缆直径 Diameter of superconducting cable / mm	49	48	48	高场区 48 Inboard side 低场区 40 Outboard side 40
单匝导体电流 Single turn conductor current / kA	98	95.6	93.14	87.6

通过对纵场线圈排布分析研究,采用150匝线圈的排布方案时,虽然减小了线圈的径向尺寸,但线圈通入电流数值达到98 kA,这对线圈的载流性能要求较高,使得导体载流的安全性降低,若采用168匝的线圈排布方案,则会受到结构横截面径向尺寸的限制。所以在满足载流安全性和结构尺寸的条件下,选择总匝数为154匝和158匝作为纵场线圈排布方案,以下分析将按照上述两种方案的线圈排布来进行分析。在等离子体放电周期内,TF线圈盒受等离子体热核辐射温度逐渐升高,所产生的热量沿着线圈盒扩散,绝大部分的热量被贴附于线圈盒的冷却孔吸收<sup>[11]</sup>。环氧树脂层和对地绝缘层起到将热量隔离的作用,只有小部分的热量可以传递到WP上。

线圈盒的温度是随等离子周期放电发生周期性变化<sup>[12]</sup>,对等离子体分别在三种工况下的分析,图5为等离子体分别在脉冲放电1 h、2 h、3 h,脉冲间隔时

间为0.5 h下的盒体温升曲线拟合图。在等离子体的放电周期内,随着热核辐射的不断加载,TF线圈盒温度不断升高最后趋于稳定,最终能量达到平衡<sup>[13]</sup>。在0.5 h等离子体未放电周期内,随着液氦在冷却管中不断地流动带走热量,线圈盒的温度不断下降并趋于稳定,最终达到新的能量平衡状态,此时154匝线圈排布方案高、低场侧盒体温度分别为12.5 K和13.6 K,158匝排布方案高、低场侧线圈盒体温度为13 K和13.8 K,同种排布方案下,造成高、低场侧两侧温度不同主要在于高场侧线圈盒侧面结构相比较于低场侧更容易造成能量堆积,其次靠近等离子体一侧的线圈盒厚度低场侧大于高场侧。两种方案的低场侧线圈盒体温升曲线近似相同,在等离子体稳态放电时,158匝线圈方案高场侧与低场侧温差大于154匝的线圈方案。

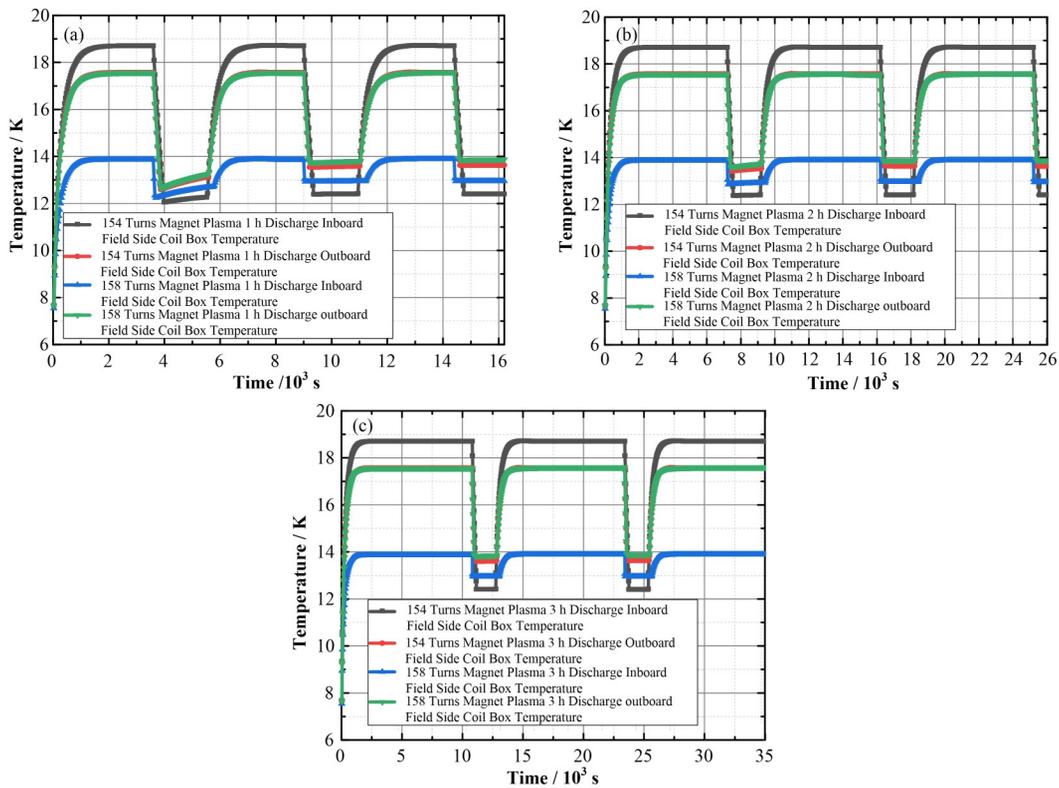


图5 等离子体1 h (a)、2 h (b)和3 h (c)放电高、低场侧盒体温度变化  
Fig.5 Temperature changes of inboard and outboard the side-box body after plasma 1 h (a), 2 h (b) and 3 h (c) discharge

图6为等离子体在稳态放电时,两种线圈排布方案的纵场磁体组件的温度分布云图。高、低场侧a区域为等离子体对线圈盒体产生的热核辐射面,高、低场侧b区域为磁体内部结构对线圈盒体产生的热辐射面<sup>[14]</sup>。线圈盒体的最高温度集中分布在盒体边缘远离内部冷却孔区域,受环氧树脂层和对地绝缘层将热核辐射热量的隔绝保护,TF线圈导体的温度

在等离子体稳态放电时间周期下均处于5 K超导温度区间之内。图6(a)表示154匝线圈排布方案高、低场侧盒体温度分别达到18.71 K和17.51 K,图6(b)为158匝线圈排布高、低场侧盒体温度达到13.86 K和17.57 K。二种方案对比,高场侧线圈盒体的温度158匝的线圈排布低于154匝,但其高、低场侧的温差值较大。154匝的线圈排布方案高、低

场侧区域线圈盒体温升相差约为1 K左右,158匝线圈排布方案温升差值接近4 K。为避免高、低场两侧因较大的温差而造成TF线圈内部额外的热应力

产生<sup>[15]</sup>,因此纵场超导线圈排布方案选择高、低场两侧温差值较低的154匝方案。

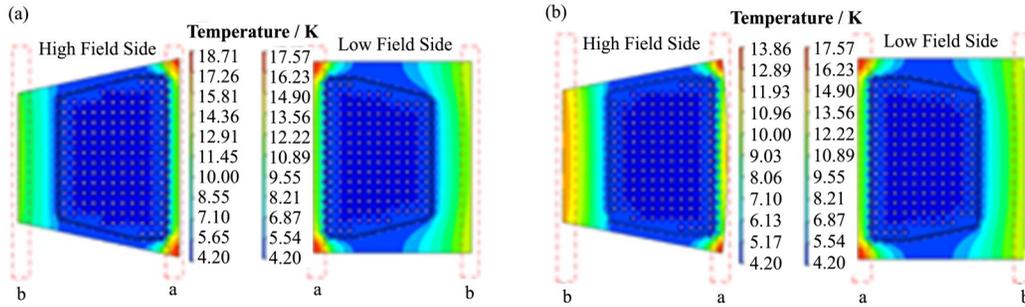


图6 154 (a)和158 (b)匝纵场线圈温度分布  
Fig.6 Coil temperature distribution of 154 (a) and 158 (b) turns longitudinal field

### 2.3 纵场磁体冷却系统内冷却孔质量流速分析

ITER纵场磁体两种冷却孔内质量流速不同<sup>[16]</sup>,线圈导体内中心冷却孔与线圈盒内壁冷却孔的质量流速分别为 $8 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 和 $2.7 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ ,等离子体稳态放电对纵场线圈盒等离子一侧壁面的热流密度值为 $122.74 \text{ W}\cdot\text{m}^{-2}$ 。CFETR磁场线圈盒受等离子体热核辐射值为 $2\times 10^3 \text{ W}\cdot\text{m}^{-3}$ ,面向等离子体一侧的线圈盒厚度为70 mm,该侧等离子体对线圈盒壁面产生的辐射热流密度约为 $140 \text{ W}\cdot\text{m}^{-2}$ 。CFETR线圈盒内侧壁面排布冷却孔密度高于ITER,其内侧壁面各处冷却孔的尺寸相同且均匀分布,CFETR线圈盒内壁面冷却孔与导体中心冷却孔的尺寸与数量均ITER不同,冷却孔内液氮质量流速设定为ITER参数值显然不能满足CFETR等离子体稳态放电要求,可能会造成纵场线圈结构温度整体升高,严重时破坏整个纵场系统的热量平衡,使得系统无法正常运行<sup>[17]</sup>。

纵场磁体采用154匝线圈排布方案,为确定CFETR线圈盒内壁冷却孔和中心冷却孔的质量流速大小,采用的方法是在ITER的设计参数基础上增加质量流速。线圈盒内侧壁面冷却孔与中心冷却孔的初始质量流速分别设定为 $2.7 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 和 $8 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ ,并逐步增加质量流速。

线圈盒体的温度主要受线圈盒内壁面冷却孔质量流速的影响(图7),随着流速的增大线圈盒温度逐渐降低,质量流速为 $3.6 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 与 $3.9 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 线圈盒温度基本一致。为降低液氮损耗的同时最大可能地降低线圈盒体温度峰值,通过对比,其内壁面冷却孔的质量流速选用 $3.6 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 。

图8为导体温度随冷却孔质量流速变化。受等离子体热核辐射加载,导体最高温度位于靠近辐射面导体上、下顶部区域。根据线圈盒内壁冷却孔的质量流速为 $3.6 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 的拟合曲线,质量流速在 $9 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 与

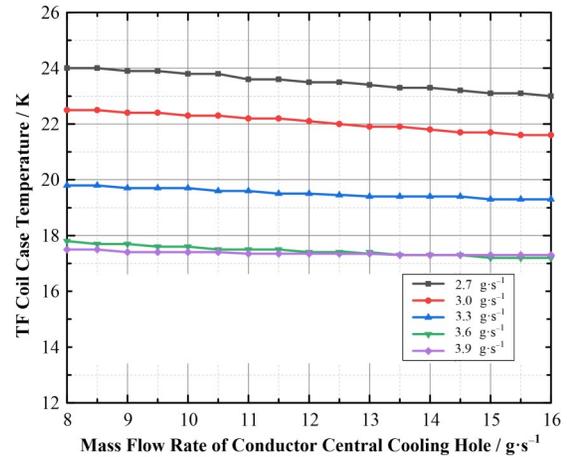


图7 线圈盒温度随冷却孔质量流速变化  
Fig.7 Variation of coil box temperature with cooling hole mass velocity

$10 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 区间内,导体温度随液氮质量流速的增加逐渐趋于稳定,质量流速为 $9 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 、 $9.5 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 和 $10 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 时导体最高温度分别为5 K、4.7 K和4.65 K。后两者在不同的质量流速下,导体温度基本上处于4.7 K左右,在降低导体最高温度的基础上减少液氮的损耗,适当降低流速,中心冷却孔的质量流速为 $9.5 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 。ITER纵场磁体导体通入电流68 kA,磁场强度为11.8 T时,TF导体温度的设计要求值在6 K之内<sup>[18]</sup>。线圈盒内壁冷却孔内液氮质量流速为 $3.6 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ ,CICC导体内液氮质量流速为 $9.5 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 时,导体温度为4.7 K,满足设计的要求。

### 2.4 纵场线圈中心冷却孔沿程压降

纵场线圈导体冷却孔质量流速为 $9.5 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ ,DP结构的导体长度 $L$ 约为1.1 km,导体中心冷却孔的直径 $d$ 初步设定为10 mm,冷却介质液氮的动力粘度 $\gamma$ 为 $3.16\times 10^{-6} \text{ kg}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{s}$ ,密度为 $124.7 \text{ kg}\cdot\text{m}^{-3}$ 。中心冷却孔液氮的质量流速为 $9.5 \text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 时,液氮在CICC导体中心冷却孔流动时属于湍流流动<sup>[19]</sup>。经

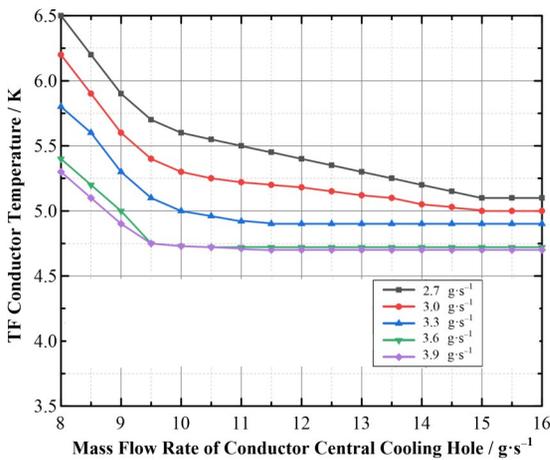


图8 导体温度随冷却孔质量流速变化  
Fig.8 Conductor temperature varies with cooling hole mass velocity

过计算, DP的冷却进出口的压差为 $1.72\times 10^5$  Pa, 约为 $1.72\times 10^5$  Pa。

确定纵场超导磁体线圈排布匝数为154匝, 中心冷却孔质量流速为 $9.5\text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ , 线圈盒内侧壁面冷却孔为 $3.6\text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ , 在等离子体长时间稳态放电时, 导体的温度处于5 K之内, 能够满足导体的超导特性。

### 3 结语

CFETR作为我国下一代的托卡马克装置, 目前正处于设计阶段, 通过对纵场线圈多排布方案分析研究, 并对其中两种方案进行多工况热分析。在等离子体稳态放电分别为1 h、2 h、3 h不同工况下, 154匝线圈排布方案高、低场次线圈盒体的温差为1.2 K, 158匝线圈排布方案高、低场次线圈盒体的温差为3.71 K。在脉冲放电间隔0.5 h内, 154匝与158匝高、低场次两侧区域线圈盒体最终温差为1 K左右。通过这两种线圈排布方案热分析结果对比, 为保证线圈盒上温度分布的均匀性, 避免由于温度差异造成线圈结构过多的热应力, 纵场磁体线圈选择154匝的排布方案。

在ITER的设计参数基础上按照一定的增量逐渐增加中心冷却孔和线圈盒内壁面冷却孔质量流速的大小。线圈盒温度随着其内壁面冷却孔内液氦质量流速的增加而降低, 流速为 $3.6\text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 和 $3.9\text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 时, 线圈盒温度在18 K左右。导体温度随着中心冷却孔内质量流速的增加而降低, 在 $9\sim 10\text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 质量流速区间内, 导体温度随着流速的增加降低的趋势趋于缓和, 当导体中心冷却孔内质量流速达到 $9.5\text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 和 $10\text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ , 导体最高温度稳定在4.7 K左右, 并随着流速的增加导体温度保持恒定。经过分析对比, 在最大化的降低线圈盒和导体温度的同时, 降低液氦

的损耗, 内壁面冷却孔和导体中心冷却孔的质量流速分别为 $3.6\text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ 和 $9.5\text{ g}\cdot\text{s}^{-1}$ , 导体中心冷却孔内的液氦在该质量流速下, 单个DP结构导体中心冷却孔流动的沿程压降为 $1.72\times 10^5$  Pa。

### 参考文献

- 1 李建刚. 我国超导托卡马克的现状与发展[J]. 中国科学院院刊, 2007, 22(5): 404-410. DOI: 10.3969/j.issn.1000-3045.2007.05.010.  
LI Jiangang. Status and development of superconducting tokamak in China[J]. Proceedings of the Chinese Academy of Sciences, 2007, 22(5): 404 - 410. DOI: 10.3969/j.issn.1000-3045.2007.05.010.
- 2 严浩. CFETR中心螺管模型线圈热工流体力学分析[D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2015.  
YAN Hao. Thermal fluid dynamics analysis of CFETR center screw coil model[D]. Hefei: University of Science and Technology of China, 2015.
- 3 Zhou W, Fang X Y, Fang J, et al. Numerical and experimental analysis of AC loss for CFETR CS model coil[J]. Nuclear Science and Techniques, 2017, 28(10): 142. DOI: 10.1007/s41365-017-0301-0.
- 4 蒋帅. CFETR氦增殖包层初步活化计算分析[D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2016.  
JIANG Shuai. Preliminary activation analysis of CFETR tritium proliferation envelope[D]. Hefei: University of Science and Technology of China, 2016.
- 5 罗志仁. CFETR TF线圈集成设计系统的搭建与研究[D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2015.  
LUO Zhiren. Construction and research of integrated design system of CFETR TF coil[D]. Hefei: University of Science and Technology of China, 2015.
- 6 Song Y T, Wu S T, Li J G, et al. Concept design of CFETR Tokamak machine[C]. Fusion Engineering, 2013. DOI: 10.1109/SOFE.2013.6635362.
- 7 郑金星. 托卡马克与仿星器的磁体优化设计及理论分析研究[D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2014.  
ZHENG Jinxing. The optimal design and theoretical analysis of magnet for tokamak and satellite simulator[D]. Hefei: University of Science and Technology of China, 2014.
- 8 Zheng J X, Song Y T, Liu X F, et al. Conceptual design of the CFETR toroidal field superconducting coils[J]. IEEE Transactions on Applied Superconductivity, 2015, 25(2): 1-9. DOI: 10.1109/TASC.2015.2396942.
- 9 Song Y T, Wu S T, Li J G, et al. Concept design of

- CFETR Tokamak machine[J]. IEEE Transactions on Plasma Science, 2013, **42**(3): 503–509. DOI: 1109/SOFE.2013.6635362.
- 10 Xu W, Liu X, Du S, *et al.* Magnetic field shielding effect for CFETR TF coil-case[J]. Fusion Engineering & Design, 2017, **118**: 20 – 24. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2017.02.088.
- 11 Liu Q, Li M, Wang S, *et al.* Thermal - mechanical analysis of the first wall for CFETR helium cooled solid breeder blanket[J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, **85**: 12–16. DOI: 10.1016/j.anucene.2015.04.030.
- 12 Ye M Y, Wang S J, Wang Z W, *et al.* Development of system code of CFETR design[C]. Fusion Engineering IEEE, 2016. DOI: 10.1109/SOFE.2015.7482353.
- 13 Li H, Li G, Qu L, *et al.* Progress in CFETR power stations concept study[J]. Journal of Fusion Energy, 2014, **33**(6): 613–618. DOI: 10.1007/s10894-014-9722-5.
- 14 Liu S, Li J, Zheng S, *et al.* Neutronics analysis of inboard shielding capability for a DEMO fusion reactor CFETR [J]. Fusion Engineering & Design, 2013, **88**(9–10): 2404–2407. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2013.04.031.
- 15 Xuebin M A, Songlin L, Jia L I, *et al.* Preliminary design of a helium-cooled ceramic breeder blanket for CFETR based on the BIT concept[J]. Plasma Science and Technology, 2014, **16**(4): 390 – 395. DOI: 10.1088/1009-0630/16/4/16.
- 16 Nicollet S, Duchateau J L, Fillunger H, *et al.* Calculations of pressure drop and mass flow distribution in the toroidal field model coil of the ITER project[J]. Cryogenics, 2000, **40**(8 – 10): 569 – 575. DOI: 10.1016/s0011-2275(01)00014-5.
- 17 Ren Y, Liu X, Li J, *et al.* Thermal - hydraulic analysis of the coil test facility for CFETR[J]. SpringerPlus, 2016, **5** (1): 2052. DOI: 10.1186/s40064-016-3706-z.
- 18 Koizumi N, Matsui K, Okuno K. Analysis of current and voltage distribution in the first Japanese qualification sample of an ITER TF conductor[J]. Cryogenics, 2010, **50** (3): 129–138. DOI: 10.1016/j.cryogenics.2009.09.006.
- 19 朱自强. 应用计算流体力学[M]. 北京: 北京航空航天大学出版社, 1998.
- ZHU Ziqiang. Apply computational fluid dynamics[M]. Beijing: Beijing University of Astronautics Press, 1998.