

清 华 大 学

综 合 论 文 训 练

题目：基于异形几何的核热耦合研究

系 别：工程物理系

专 业：核工程与核技术

姓 名：张 涛

指 导 教 师：黄善仿 副教授

联合指导教师：邓 坚 研究员级高级工程师

2022 年 6 月 13 日

关于学位论文使用授权的说明

本人完全了解清华大学有关保留、使用学位论文的规定，即：学校有权保留学位论文的复印件，允许该论文被查阅和借阅；学校可以公布该论文的全部或部分内容，可以采用影印、缩印或其他复制手段保存该论文。

(涉密的学位论文在解密后应遵守此规定)

签 名： 张清 导师签名： 黄岩 日 期： 2022.6.6

中文摘要

燃料元件是核反应堆最重要的部件之一，开发高性能燃料元件以提升堆芯的功率密度、安全裕度和经济性是核能发展的重要方向。现有的燃料元件按形状分有棒状、板状、环状、球状及十字型和绕丝型等异形几何。目前核电站广泛运用的是圆柱型棒状燃料，因为其结构简单，方便加工，但性能一般。异形几何结构虽然热工水力性能更好，但难以推广应用的关键在于燃料的加工制造，而增材制造技术的发展开发了异形几何燃料元件的设计制造潜力，对异形几何的研究也日益重要。目前异形几何的中子物理计算很少，核热耦合基本处于空白状态。因此，本文选择异形燃料中具有代表性的螺旋十字型燃料棒为研究对象，探索其强化换热机理，分析核热耦合特性，建立适用于异形几何的核热耦合框架。

首先使用基于 CAD 几何的反应堆蒙特卡罗软件 RMC 和商用计算流体力学软件 Fluent 分别对螺旋十字型燃料棒的中子物理及热工水力性能进行了数值模拟，并与传统圆柱型和无扭转十字型燃料棒进行对比。结果表明，螺旋十字型结构会略微降低反应性，增大径向功率峰因子；相较于圆柱型燃料棒，螺旋十字型燃料棒由于存在横向流动特性，能增强冷却剂交混，提升换热能力。在 7 棒束组件计算中，螺旋十字型燃料棒的平均和峰值温度都降低了约 4 K。

其次，由于堆芯内的中子物理和热工水力是紧密耦合的，为进一步逼近真实的物理过程，在非耦合的基础上开发了耦合程序实现了 RMC 和 Fluent 的数据交互，建立了一套适用于异形几何的核热耦合框架，并将其应用于螺旋十字型七燃料棒叉排组件计算中。结果表明核热耦合会体现反应堆的负反馈作用，耦合计算后 k_{eff} 降低，同时核热耦合提高了轴向的功率峰因子和温度分布不均匀程度，燃料温度峰值提高了约 40 K，只有考虑核热耦合时反应堆的设计才具有保守性。

最后，基于增材制造提供的几何设计自由度并结合螺旋十字型燃料棒的设计思想，提出了一体化的螺旋内流道堆芯结构，并进行了中子物理和热工水力的分析。结果表明，螺旋内流道堆芯功率分布平坦，功率峰因子较小；螺旋流道虽然增加了压降，降低了流动特性，但其传热面积增加 30%，在堆芯体积释热率相等时壁面温度相对于圆管流道降低了 14 K。

关键词：异形几何堆芯；螺旋十字型燃料棒，物理-热工耦合；螺旋内流道

ABSTRACT

Fuel assembly is one of the most important components of nuclear reactor. The development of high-performance fuel assembly to improve the power density, safety margin and economy of the reactor core is an important direction of nuclear energy development. Now cylindrical rod fuel is widely used in nuclear power plants because of its simple structure and convenient processing, but its performance is general. Although special-shaped geometry has better thermal-hydraulic performance, the reason why it is difficult to popularize is its processing and manufacture. However, the development of additive manufacturing technology has developed the design and manufacturing potential of special-shaped geometry fuel elements, and the research on special-shaped geometry is increasingly important. At present, there are few neutron physics calculations in special-shaped geometry and the neutronic-thermal coupling is basically blank. Therefore, this paper takes the helical cruciform fuel(HCF) rod as the research object, explores its strengthening heat transfer mechanism, analyzes the characteristics of nuclear heat coupling, and establishes a neutronic-/thermal coupling framework based on special-shaped geometry.

Firstly, the neutronic and thermal-hydraulic performance of HCF rods are numerically simulated by using the CAD-based Reactor Monte Carlo code RMC and the commercial computational fluid mechanics software Fluent respectively, and compare it with the traditional cylindrical and non-twist cruciform fuel rods. The results show that the helical cruciform structure slightly reduces the reactivity and increases the radial power peaking factor. Compared with cylindrical fuel rods, the HCF rods can enhance coolant mixing and heat transfer due to their transverse flow characteristics. In the 7-rods assembly calculation, the mean and peak temperature of HCF rods are reduced by 4 K.

Second, because of the neutron physics and the thermal-hydraulic in reactor are tightly coupled, in order to further close to the real physical process, a coupling program is developed to realize the data interaction between RMC and Fluent, and a neutronic-thermal coupling framework suitable for special-shaped geometry is established and applied it to the calculation of 7-rods assembly calculation. The results show that the neutronic-thermal coupling can reflect the negative feedback effect of the re-

actor, and k_{eff} decreases after the coupling calculation. Meanwhile, The axial power peak factor and uneven temperature distribution increased, and the peak fuel temperature increased by about 40 K, only when the neutronic-thermal coupling is considered can the reactor design be conservative.

Finally, in view of the geometric design freedom provided by additive manufacturing and combined with the design idea of HCF, this paper proposes a integrated reactor core structure with helical cruciform coolant channels. The analysis results of neutron physics and thermal-hydraulic show that the power distribution is flat and the power peak factor is small. Although the helical cruciform coolant channels increases the pressure drop and decreases the flow characteristics, its heat transfer area increases by 30%, it decreases by 14 K relative to the circular inner passage when the total heat release of the core is equal.

Keywords: Special-shaped geometric core; Helical cruciform fuel rods; Neutronic-thermal coupling; Helical cruciform coolant channels

目 录

第 1 章 引言	1
1.1 研究背景	1
1.2 研究现状	3
1.2.1 螺旋十字型燃料棒实验研究	3
1.2.2 螺旋十字型燃料棒模拟研究	4
1.2.3 核热耦合研究	5
1.3 研究内容与意义	6
1.4 论文架构	7
第 2 章 耦合模型的建立与验证	8
2.1 本章引言	8
2.2 螺旋十字型燃料元件模型	8
2.3 数值方法	10
2.3.1 中子物理模型	10
2.3.2 热工流体模型	10
2.4 耦合方案	12
2.4.1 HDF5 文件改写	13
2.4.2 网格匹配与数据传递	13
2.4.3 收敛判据	15
2.5 耦合方案计算合理性验证	16
2.5.1 CSG 与 CAD 建模无关性验证	16
2.5.2 Cubit volume 无关性验证	17
2.5.3 网格计数器网格无关性验证	17
2.5.4 Fluent 网格无关性验证	18
2.6 本章小结	19
第 3 章 螺旋十字型燃料非耦合性能分析与验证	20
3.1 本章引言	20

3.2	中子物理性能	20
3.2.1	几何模型与计算条件	20
3.2.2	二维单栅元中子物理性能分析	21
3.2.3	三维单栅元中子物理性能分析	22
3.3	热工水力性能	24
3.3.1	计算模型与条件	24
3.3.2	流动性能	25
3.3.3	换热性能	27
3.4	变化扭转方向对热工水力性能的影响	28
3.4.1	流动性能	29
3.4.2	换热性能	30
3.5	本章小结	31
第 4 章	螺旋十字型燃料组件耦合计算结果分析	32
4.1	本章引言	32
4.2	计算模型	32
4.3	耦合对中子物理性能的影响	33
4.4	耦合对热工水力性能的影响	34
4.4.1	流动性能	34
4.4.2	换热性能	34
4.5	耦合计算下圆柱型、十字型和螺旋十字型燃料组件性能再评估	36
4.5.1	中子物理性能	36
4.5.2	热工水力性能	38
4.6	本章小结	40
第 5 章	螺旋内流道堆芯分析计算	41
5.1	本章引言	41
5.2	计算条件	41
5.3	中子物理性能	44
5.4	热工水力性能	44
5.4.1	流动性能	44
5.4.2	换热性能	46
5.5	本章小节	48

第 6 章 研究工作总结与展望	49
6.1 研究成果总结	49
6.2 研究工作创新点	49
6.3 不足与展望	50
插图索引	51
表格索引	54
参考文献	55
致 谢	58
声 明	59
附录 A 外文资料的调研阅读报告	60
附录 B 补充内容	68

主要符号表

HCF	螺旋十字型燃料 (Helical Cruciform Fuel)
RMC	反应堆蒙特卡罗程序 (Reactor Monte Carlo code)
CSG	构造实体几何 (Constructive Solid Geometry)
CFD	计算流体力学 (Computational Fluid Dynamics)
TCR	挑战转型反应堆计划 (Transformational Challenge Reactor)
DAGMC	直接加速蒙特卡罗方法 (Direct Accelerated Geometry Monte Carlo)
DNS	直接数值模拟 (Direct Numerical Simulation)
RANS	雷诺平均方程 (Reynolds Average Navier-Stokes)
k_{eff}	有效增殖系数
F_z	轴向功率峰因子
F_r	径向功率峰因子
F_Q	整体功率峰因子
ρ	密度
C_p	比定压热容
λ	热导率
μ	动力粘度
V_R	径向速度
ζ	横流强度
Nu	努塞尔数
h	对流换热系数
f	流体阻力系数
D_h	水力直径
T_w	冷却通道壁面温度
T_f	燃料温度
T_{ref}	定性温度

第 1 章 引言

1.1 研究背景

核能是安全，经济和高效的清洁能源，发展核能是国家实现碳达峰，碳中和战略目标的重要途径^[1]。而进一步发展核能的关键是优化反应堆的设计，其中包括提升堆芯的功率密度、安全裕度和经济性，而燃料的热工水力性能是影响轻水堆经济性和安全性的主要因素之一。因此，改善核燃料几何形状和空间配置，开发高性能新型燃料已经成为改善反应堆热工水力性能一个重点研究方向^[2]。

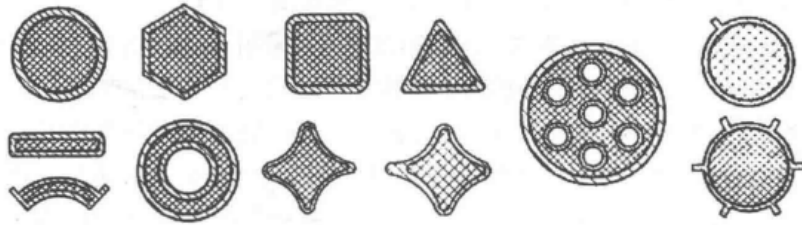


图 1.1 燃料元件横截面可能形状^[3]

如图 1.1 所示，现有的燃料元件按形状分有棒状、板状、环状、球状及十字型和绕丝型等异形几何。目前核电站广泛运用的是圆柱型棒状燃料，因为其结构简单，方便加工，但性能一般。而如板状、环状、球状和十字型等结构都是通过增大换热面积来提升热工水力性能^[3]。而异形几何结构虽然热工水力性能更好，但难以推广应用的关键在于燃料的加工制造，而将增材制造技术引入反应堆制造将使之易于实现。美国橡树岭国家实验室提出的挑战转型反应堆计划 (Transformational Challenge Reactor: TCR) 中就提出了这一想法，该项目旨在应用材料、计算和制造科学以及增材制造 (3D 打印) 和人工智能等技术来优化反应堆设计中，如图 1.2 所示，重点是创新的设计和项目的快速部署^[4]。其中增材制造相比于传统减材制造其材料利用率高，而最关键的是在增材制造中几何的复杂度是易于实现的，燃料设计不必拘束于规则的几何设计，可以探索由传统或非传统材料制成更复杂的异形几何来改善反应堆的中子物理和热工水力性能。增材制造技术如果成功应用于反应堆设计制造中，必将给核能领域带来重大变革。

异形堆芯的兴起必然需要相应的分析手段做支撑。传统反应堆中子物理分析对象多为规则几何，难以应用于异形几何，而热工设计的经验关系式大多也只适用于圆柱棒束，因此需要建立一套针对异形几何的中子物理和热工水力的分析方

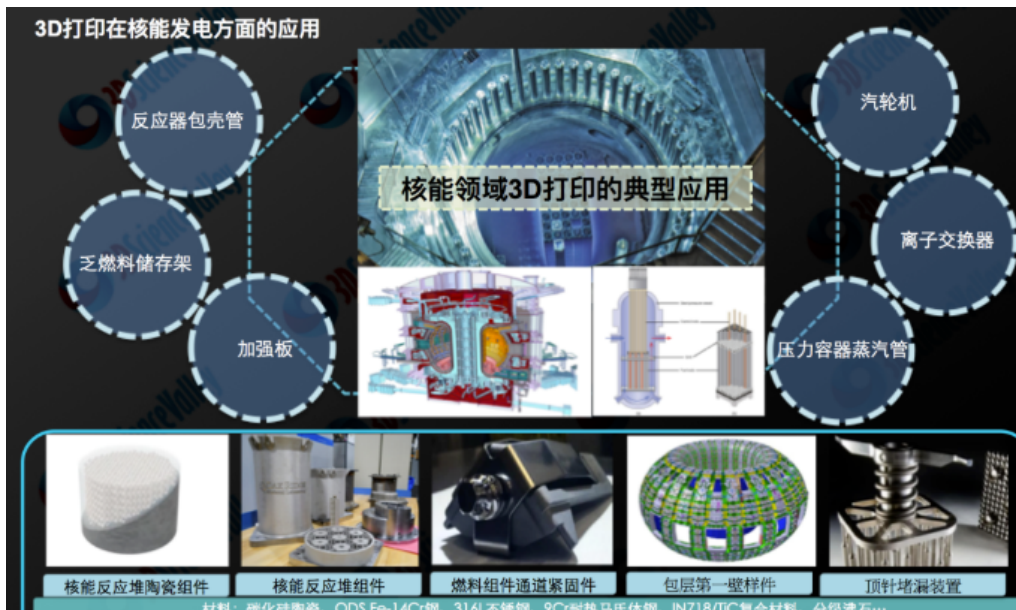


图 1.2 核能领域增材制造技术的应用

法。本研究选择目前异形几何燃料中具有代表性的螺旋十字型燃料作为研究对象，如图 1.3所示，其有以下几个优点，

1. 增大相对表面积，提升换热性能。更大的表面积意味着在额定功率一定时具有更低的平均热流密度。
2. 强化冷却剂交混，展平温度分布。螺旋状的结构增使得冷却剂存在横向流动，增强换热能力。
3. 自主支撑结构，增强结构稳定性。十字型螺旋燃料元件依靠相邻燃料棒每四分之一螺距接触点实现支撑和固定，避免因格架振动导致的故障。

研究表明螺旋十字型燃料棒能使得沸水堆功率提升 24%，压水堆提升 47%^[5]，具有广阔的应用前景。目前螺旋状燃料主要运用在俄罗斯的核动力破冰船和高通量束流实验堆^[6]；核热推进^[7]中也有提出这种燃料结构，如图 1.4所示；在俄罗斯的 VVER-T 型核电站^[8]的最新设计中，其燃料中心区域的设计也采用了这种螺旋型燃料元件。本研究将基于螺旋十字型燃料建立异形几何的中子物理和热工水力的分析方法，搭建适用于异形几何的核热耦合框架。



图 1.3 螺旋十字型燃料模型

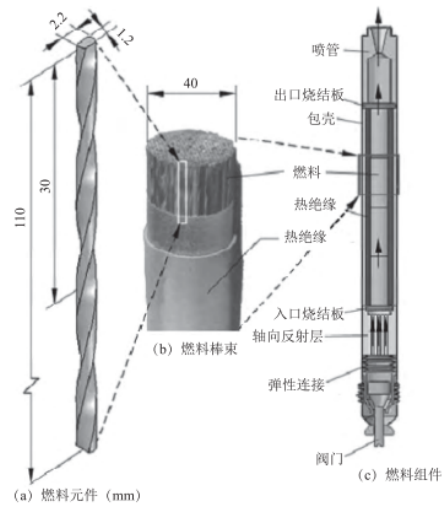


图 1.4 核火箭发动机燃料组件^[9]

1.2 研究现状

1.2.1 螺旋十字型燃料棒实验研究

现阶段针对螺旋十字型燃料的实验研究主要在美俄两国。前苏联时期已经有人提出了螺旋状燃料的结构，成功加工制作并且用于反应堆中，但实验数据受保密原因难以获取。俄罗斯圣彼得堡核物理研究所^[10]在苏联解体后继续在该领域进行研究，先后建造了 SM 和 PIK 核反应试验堆，获得了一系列实验研究数据。

Bol' shakov 等^[8]进行了 VVER-T 三角螺旋燃料组件模型的压降和临界热流密度的实验研究。结果表明，圆柱型和螺旋型测量的总压降几乎一致；临界热流计算结果表明实验值高于计算值，在中心区域偏差最大；相比于圆柱型，螺旋型棒束更容易发生中心棒烧毁的现象。

Conboy 等^[11-13]开展了大量工作，内容涉及燃料棒结构改良；开展压降、混合试验；分析临界热流密度；拟合水力和横流混合关联式等多个方面。研究表明燃料温度极值随着螺距的减少而减少；螺旋结构的混合分为湍流混合和结构本身导致的强迫横流混合。根据不同螺旋十字型棒扭转节距、流速和混合长度的试验数据，确定了一对最佳拟合系数，给出的水力和横流混合关联式将降低螺旋型十字型燃料棒子通道建模中的不确定性。

Garusov 等^[14]参照 SM 和 PIK 研究堆的数据，在考虑了流动截面形状和燃料元件表面粗糙度的情况下，给出了额定功率下堆芯的水力阻力系数和热辐射系数的计算方法，结果与实验值吻合较好。

张琦等^[15]用示踪法进行了了 5×5 组件的标定实验和横向混合特性，使用丝网

传感器 (WMS) 进行了子通道浓度测量。螺旋十字型燃料组件的横向混合主要由螺旋结果本身的转向扫掠所致, 旋流的流型和横向混合率随雷诺数的变化而变化, 其有效混合系数为常数。同时还拟合了流动阻力系数的经验公式。

加工制造方面, 美国光桥公司^[16]通过共挤工艺开发了螺旋十字型燃料, 燃料采用铀锆合金, 并建造了相应的测量装置以进行辐照实验, 监测其实际应用中的膨胀、缺陷等。

1.2.2 螺旋十字型燃料棒模拟研究

Diakov 等^[6]通过中子学分析了螺旋十字型燃料元件运用低富集铀的可能, 可在不降低堆芯寿命的情况下使用低浓缩铀。

Korosh Shivan 等^[5,17-18]进行了螺旋十字型燃料棒从物理到热工的多方面研究。物理研究中, 其使用 SERPENT 进行了 GE11 圆柱型沸水堆燃料棒和与之等效的螺旋十字型燃料棒二维和三维的中子学性能对比。热工研究中, 其使用 CFD 方法进行单相流实验数据的验证, 并对网格类型、数量和湍流模型进行了敏感性检验; 还使用了两相欧拉方程开发了一个框架用于预测高压下的偏离泡核沸腾 (DNB), 结果符合俄罗斯螺旋十字型高压实验数据。作者还认为螺旋十字型棒不应该只朝一个方向扭曲, 特别是在过冷条件下这将恶化组件中心棒的临界热流性能。

Palumbo 等^[19]对铀锆 (U-70%Zr) 合金十字形加拿大重水铀 (CANDU) 燃料组件进行了模拟传热研究, 其布置方式为环形布置。其传热系数相比常规燃料元件提高 32%。在传统的 CANDU 燃料芯块熔化功率水平下, 模拟的金属合金燃料峰值温度远低于固相熔化温度。同时铀锆合金具有较好的导热性, 不同功率水平下能很好的降低燃料元件不同区域温度差异。

国内也有不少学者对螺旋十字型燃料展开了模拟研究。蔡伟华^[20]运用 STAR-CCM+ 对 5×5 螺旋十字型燃料棒束进行数值模拟研究。因为燃料棒自支撑的接触结构在进行网格划分的时候存在一定困难, 所以论文首先比较了棒间距对组件流场的影响, 认为间距为 0.5mm 时最佳。螺旋十字型燃料棒几何结构选取 MIT 单相压降实验的结构, 选取湍流模型时对比了 Realizable $k - \epsilon$, Standard $k - \omega$ 和 SST $k - \omega$ 三种模型, 最终选取 SST $k - \omega$ 为计算模型。之后计算并分析了组件内二次流速度、温度、换热系数等关键热工参数, 获得了螺旋节距、入口流速对组件内部流动与换热特性的影响规律。

邹旭毛等^[21]用 Fluent 研究了螺旋燃料棒束通道内的流动和换热特性。壁面最高温出现在燃料棒过渡圆壁面处, 最低温出现在燃料棒外凸圆壁面; 螺距对流动

阻力的影响比较微弱，减少螺距和提升主流速度可以加强冷却剂的交混作用，提升流动换热能力。

张琦等^[22]研究了 5×5 螺旋十字型燃料组件的流动与换热特性，采用 SST $k-\omega$ 湍流模型。结论是流体在进入四分之一的螺距后进入充分发展阶段，边缘位置棒束平均温度高于中间位置棒束，存在局部热点；低流速范围下螺距对流动阻力的影响较小，但显著影响流动换热性能。

刘畅^[23]在其硕士论文中推广了螺旋型燃料棒设计准则，研究了螺旋型燃料棒过渡半径、螺距、布置方式等结构参数和入口速度、温度和运行压力等运行参数对流动换热性能影响。确定了最佳的结构参数，得出高入口温度和低运行压力可提高综合性能的结论，最后开发了适用于螺旋燃料棒的经验关系式。

房玉良等^[24]对高温氢气在 2×2 螺旋十字型燃料棒束的流动进行了数值模拟研究，对比文献的误差值在 20% 以内，同时也对比了圆柱型，十字型和螺旋十字型的热工性能差异。结果表明螺旋十字型棒束的总体热工性能显著大于圆型棒束。

Xiao 等^[25]采用 Conboy 的几何模型，从子通道方法研究了螺旋十字型棒束通道的流场，发现流体的混合效应主要由于其结构自身所致转向扫掠而非湍流混合，因而提出了一种扫掠混合模型。

1.2.3 核热耦合研究

核反应堆的行为是一个多物理耦合过程，其中中子输运过程会受到传热过程的影响，而中子通量分布也强烈地影响温度分布。而核热耦合就是指通过热工的反馈更新中子物理计算的温度和密度信息，再求解出一个新的中子通量分布，来反馈给热工计算从而求得新的温度密度信息，实现物理热工的信息反馈。耦合方法根据中子物理和热工水力模块的交互方式可分为外耦合、内耦合和混合耦合。

外耦合一般通过编写接口程序实现中子物理与热工水力程序的交互，分别求解稳态的中子输运和流动传热方程，通过文件方式传递数据。优点是对软件本身的改动小，容易实现，基于外耦合的研究也较多，但其运行效率低，收敛性较差。

内耦合是指将两个模块集成到一个软件中，优点是因为数据传递也只在内存中实现，大大缩短了计算时间，同时容易实现高精度的耦合计算。缺点是需要对程序做大量改动，开发难度很大，往往只适用于某一类问题，还要对组件做均匀化处理。

混合耦合介于上述两者之间，其免除了第三方脚本的存在。一般选择中子物理作为计算主程序，在其程序内的循环中通过系统命令调用热工流体程序计算。两

个程序实际仍然是独立的，数据依旧是通过文件的方式传递。

耦合中求解中子物理的程序可以分为确定论程序和蒙特卡罗程序，求解热工水力的程序可以分为单通道-子通道程序和 CFD 程序，在此基础上组合就有多种耦合方式。黄欢^[26]实现了 JMCT 和 Fluent 的外耦合并用于典型的压水堆建模分析，进行了耦合网格尺度的优化。何杰^[27]开发了基于 MCNPX 和 Fluent 的外耦合程序并应用于熔盐堆的耦合计算，完成了主屏蔽场的温度分析。马誉高等^[28]基于 RMC 和 ANSYS Mechanical 实现了以 RMC 为主的混合耦合，并用于热管冷却反应堆的耦合计算。除此之外，还有 RMC/CTF^[29]，MCNP/Star-CCM+^[30]，MCNP/ATHAS^[31]等多种耦合方案。

除了上述三种耦合方式外，Ivanov 等^[32]提出一种“整合算法”被认为是解决核热耦合的最终方案，但实现的难度极大，其联立中子物理和热工水力方程，所有耦合的物理量构成一个微分方程组。而一种基于格子玻尔兹曼方法 (LBM) 的核热耦合框架有望解决这个问题。在统一的 LBM 框架下，不同物理场（如中子输运和流动传热方程）的计算将转化为相似的简单线性方程，消除了不同数值格式之间的复杂数据插值^[33-34]。

综上所述，有关螺旋十字型燃料棒的实验和模拟研究均已开展，并且两者结果可以互相验证。而模拟研究中多为流动换热研究，但大多只局限于流动参数和结构参数对流动换热性能的影响，且多采用固定热源，没有考虑反应堆内复杂的释热分布。同时也缺乏螺旋燃料棒中子物理性能的研究，更没有核热耦合研究。现有的核热耦合方式主要分为外耦合、混合耦合和内耦合，其中外耦合研究最多也最易实现，本文也将采用外耦合方式。

1.3 研究内容与意义

为建立一套适用于异形几何的核热耦合框架，本文以螺旋十字型燃料作为研究对象，分别建立其几何模型、中子物理模型和热工水力模型，在此基础上进行非耦合的螺旋十字型燃料中子物理和热工水力性能验证与对比。在非耦合基础上搭建核热耦合框架，并将其应用于螺旋十字型燃料七棒叉排组件核热耦合计算。最后提出了一种基于增材制造的一体化螺旋内流道堆芯设计方案。研究流程如图 1.5 所示。

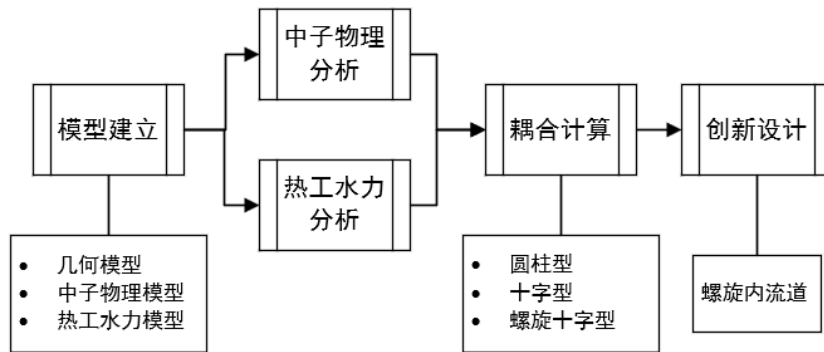


图 1.5 研究流程图

本研究是对异形几何堆芯的核热耦合方法的探索，建立的基于 CAD 几何的核热耦合框架将为后续异形堆芯的核热耦合起借鉴和指导意义。

1.4 论文架构

本论文主要分为以下五个部分：

第一章为引言，主要介绍课题研究背景，简述螺旋十字型燃料棒的研究现状和研究意义，以及现有的核热耦合方法，并简述本研究的主要内容。

第二章介绍了螺旋十字型燃料几何模型，基于 CAD 几何的蒙特卡罗软件和计算流体力学方法，并基于上述方法建立了适用于异形几何的核热耦合框架。同时还验证了基于 CAD 几何的 RMC 计算结果正确性验证和耦合网格无关性验证。

第三章分析螺旋十字型燃料棒非耦合情况下的中子物理和热工水力性能，并与无扭转十字型和传统圆柱型燃料棒进行对比，同时计算了在四分之一周期处改变螺旋十字型燃料棒扭转方向带来的影响。

第四章进行螺旋十字型燃料七棒叉排组件的核热耦合计算，分析耦合与不耦合给计算结果带来的差异以及耦合情况下圆柱型、十字型和螺旋十字型中子物理和热工水力性能的对比。

第五章提出了一种基于增材制造的一体化螺旋内流道堆芯设计方案，并进行了中子物理和热工水力性能的分析评估。

第六章总结研究内容，指出论文存在的不足和可以深入研究的方向。

第 2 章 耦合模型的建立与验证

2.1 本章引言

本章将建立螺旋十字型燃料棒的几何模型，介绍异形几何中子物理计算的数值方法和计算流体力学。基于上述模型和方法搭建了适用于异形几何的核热耦合框架，并进行耦合的网格无关性验证。

2.2 螺旋十字型燃料元件模型

十字型截面一般包含四个参数，过渡圆半径 R_E ，外凸圆半径 r ，过渡圆和外凸圆连接长度 L ，包层厚度 δ ，如图 2.1 所示。由这四个参数便可求得燃料棒的外切圆直径 P ，周长 C ，燃料棒截面积 S_t ，燃料截面积 S_f ，包壳截面积 S_c 和等燃料面积圆直径 P' 。

$$P = 2(R_E + 2r + L) \quad (2.1)$$

$$C = 4\pi r + 8L + 2\pi R_E \quad (2.2)$$

$$S_t = 2\pi r^2 + 8Lr + 4(R_E + r)^2 - \pi R_E^2 \quad (2.3)$$

$$S_f = 2\pi(r - \delta)^2 + 8L(r - \delta) + 4(R_E + r)^2 - \pi(R_E + \delta)^2 \quad (2.4)$$

$$S_c = 2\pi(2r - \delta)\delta + 8L\delta + \pi(2R_E + \delta)\delta \quad (2.5)$$

$$P' = 2\sqrt{\frac{S_f}{\pi}} + 2\delta \quad (2.6)$$

在第 3 章的螺旋十字型中子物理和热工水力性能的分析中，用了两套不同的模型。中子物理性能分析中，为节约计算时间同时与文献进行对比验证，选择的是 Conboy^[11] 的模型进行单栅元的物理分析，结构参数如图 2.1 所示。

热工水力计算采用的模型是七燃料棒叉排组件，如图 2.2 所示，在计算中忽略了燃料棒的包层，将其等效为燃料。刘畅^[23] 根据 conboy 的论文改良了螺旋十字型的设计准则，并得到了流动换热性能最佳的结构参数和燃料布置方式，因此本论

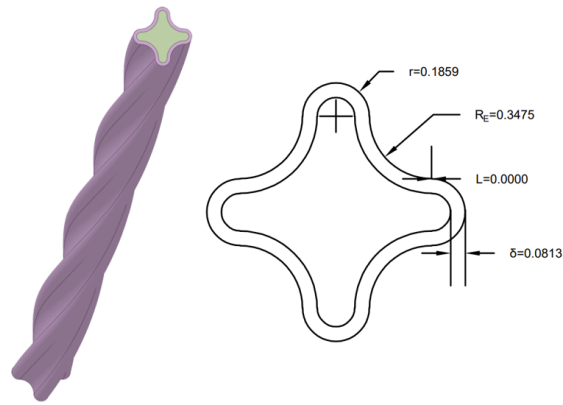


图 2.1 螺旋十字型燃料棒示意图（单位：cm）

文将在其基础上进行圆柱型、十字型和螺旋十字型热工水力性能的对比。其结构参数如表 2.1所示，组件直径为 46.082 mm，棒间距为 15.2 mm。而圆柱组件燃料棒则等效为具有相同燃料体积的圆柱，此时十字型组件的换热表面积相对于圆柱型增大了 25.64%。

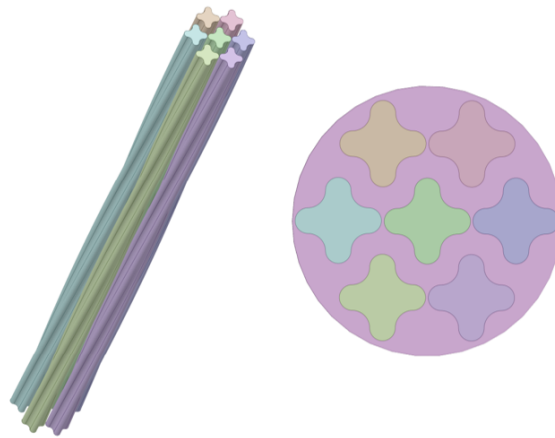


图 2.2 螺旋十字型燃料组件示意图

表 2.1 螺旋十字型燃料棒结构参数

R_E (mm)	r (mm)	L (mm)	螺距 (cm)	长度 (cm)
3.0	2.157	0.044	100	50

^a R_E, r, L 如图 2.1所示

2.3 数值方法

2.3.1 中子物理模型

中子输运方程的解法主要有确定论和随机论。确定论通过一些数学方法，比如离散坐标法，积分输运法，粗网结块法来求近似求解中子输运方程^[35]，但局限性较大，难以处理如螺旋十字型这样的复杂几何。随机论一般指蒙特卡罗方法，从第一性原理出发，通过模拟大量中子从生到死的输运过程，并进行参数统计，获得对计算量的估计值。但蒙卡软件建模大多基于构造实体几何 (Constructive Solid Geometry, CSG) 方法，即采用方程曲面的布尔运算表示实体，虽然效率高，但难以描述异形结构。

为解决这一问题，威斯康星大学^[36]开发了直接加速蒙特卡罗方法 (Direct Accelerated Geometry Monte Carlo, DAGMC)，使用加速技巧和提供函数接口来处理各类 CAD 模型，实现基于 CAD 模型的粒子定位和输运计算，目前已集成到 MCNP, Geant4, FLUKA, Tripoli4, OpenMC 和 Shift 等多个蒙卡软件。DAGMC 目前需要使用商业实体建模软件 Cubit 来准备实体模型并导入相关温度和材料等信息。图 2.3 为 CSG、CAD 建模对比。

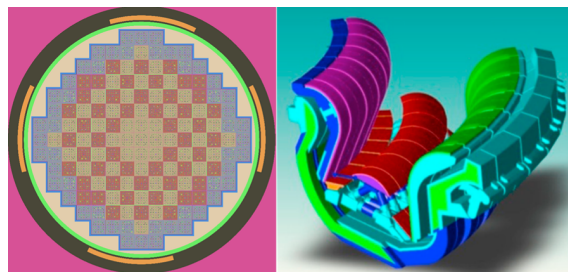


图 2.3 CSG 几何模型 (左)、CAD 几何模型 (右)

反应堆蒙特卡罗分析程序 RMC (Reactor Monte Carlo code) 是由清华大学工程物理系自主研发的堆用的三维输运蒙卡程序，实现了临界计算、燃耗计算和衰变计算、中光子输运、全堆换料、MPI 与 OpenMP 混合并行、接续计算等功能^[37]。目前 RMC 也集成了 DAGMC 这一模块^[38]，本研究将采用 RMC 来进行异形几何的中子物理计算。

2.3.2 热工流体模型

传统反应堆的热工分析是通过单通道、子通道的方法，而近几十年来计算流体力学 (Computational Fluid Dynamics, CFD) 理论逐渐成熟，计算机硬件也不断更新换代，使用 CFD 进行反应堆热工流体的高保真模拟逐渐成为一个趋势。

流体的运动遵循流体力学基本方程：Navier-Stokes 方程，如式 (2.7)-(2.9) 所示。CFD 就是将控制方程中的积分（微分）项近似表示为离散的代数形式，选择相应的数值方法并利用计算机求解代数方程组，从而得到流场在离散的时间（空间）上的数值解，并可以看到全流场细节，物理量的空间分布，再现流动情景，是一种可视化数值实验。而近年来做实验的费用不断增多，而计算费用随着计算机发展不断降低，通过数值模拟的方法来代替高额的实验费用是一个不错的选择。

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial(\rho u_i)}{\partial x_i} = 0 \quad (2.7)$$

$$\frac{\partial(\rho u_i)}{\partial t} + \frac{\partial[\rho u_i u_j]}{\partial x_j} = -\frac{\partial p}{\partial x_i} + \frac{\partial \tau_{ij}}{\partial x_j} + \rho f_i \quad (2.8)$$

$$\frac{\partial(\rho e)}{\partial t} + (\rho e + p) \frac{\partial u_i}{\partial x_i} = \frac{\partial(\tau_{ij} u_j)}{\partial x_i} + \rho f_i u_i + \frac{\partial(\dot{q}_i)}{\partial x_i} + r \quad (2.9)$$

CFD 的计算的主要步骤如下^[39]：

1. 问题的界定和几何模型的描述。
2. 选择控制方程和边界条件。
3. 确定网格划分策略和数值方法。
4. 程序设计与调试。
5. 程序验证与确认。
6. 数值解的显示与评价。

流体计算中的求解器有以下四种：SIMPLE、SIMPLEC、PISO 和 Coupled。SIMPLE 是求解压力关联方程的半隐式方法，其使用交错网格，对压力、速度选择不同的控制体，采用隐式方法计算速度估计值和压力修正量时，采用显式方法对速度和压力进行修正。SIMPLEC 则是改进修正方式使其加速收敛，PISO 则在每次迭代过程中增加了网格畸变修正和动量修正过程。前三种被归为分离求解方法，虽然单次迭代速度快，对一些简单问题收敛更快，但对于较为复杂问题收敛性和计算时间往往不如同时求解连续性方程、动量方程和能量方程的 Coupled 算法。本研究选择了 Coupled 算法，虽然单次迭代时间比分离求解方法方法久，但总的计算时间和收敛程度都比分离求解方法好。非耦合的情况下最快的收敛方法是先用 SIMPLEC 计算大概 50 个迭代步数，再用 Coupled 计算直到收敛。耦合的情况下由于需要用 UDF 文件加载热源，计算效率会大幅下降，因而直接使用 Coupled 算法能更快收敛。

湍流模拟如果使用直接数值模拟 (Direct Numerical Simulation, DNS) 的方法直

接计算原始的 Navier-Stokes 方程，计算量非常大，是现在计算机所不能接受的。一般采用的是雷诺平均的 Navier-Stokes 方程 (RANS)，但还需要采用某种湍流模型来封闭 RANS 方程组。本研究选择 SST $k-\omega$ 湍流模型，其结合了标准 $k-\epsilon$ 、 $k-\omega$ 模型的优势，而在边界层外使用 $k-\epsilon$ 模型，在近壁面处使用 $k-\omega$ 模型，更适用于这种旋转和各向异性流动的情形，模拟结果也表明其更符合实验数据。大量文献^[20,22-24]也都采用该湍流模型进行螺旋十字型燃料组件流动换热数值研究。

ANSYS Fluent 是国际上流行的商用 CFD 软件，用户可以根据实际问题，建立几何模型，定义材料，边界条件，选择求解器进行计算，最后进行后处理，完成 CFD 的全流程。本研究基于该软件开展热工流体的数值模拟。

2.4 耦合方案

基于 CAD 几何的核热耦合由于引入 Cubit 软件增加了核热耦合实现的难度，本研究将通过改写 HDF5 文件和三套网格的匹配来搭建并简化基于 CAD 几何的核热耦合框架，核热耦合方案如图 2.4 所示。

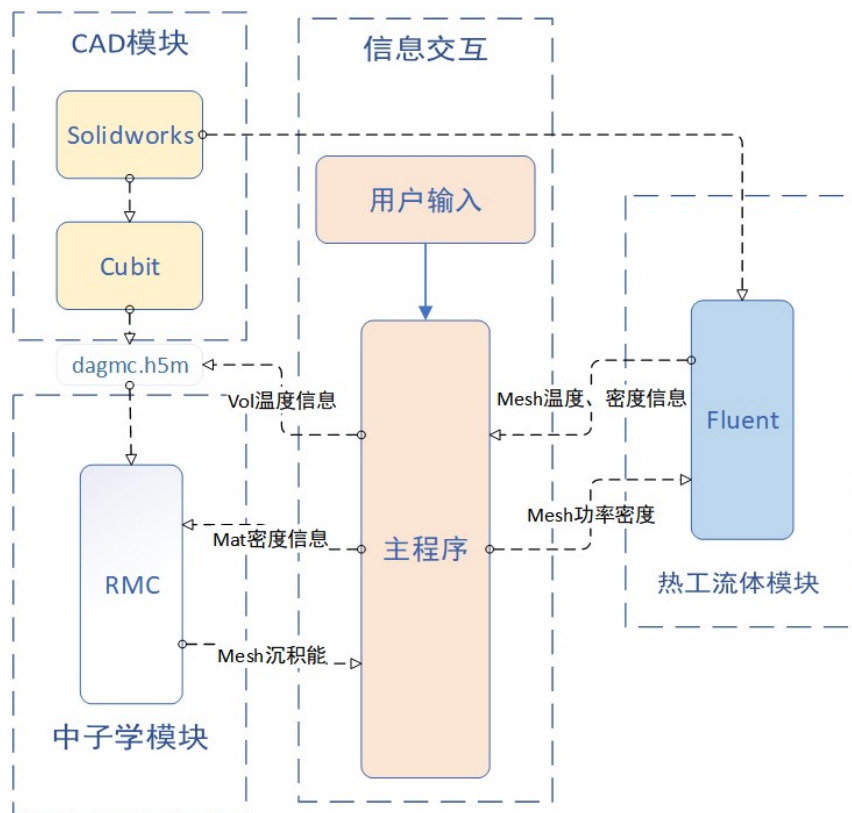


图 2.4 异形几何耦合流程图

首先在 Solidworks 等三维设计软件进行几何建模，导出模型文件到 Cubit，也可以在 Cubit 中建模。然后在 Cubit 中写入温度，边界条件等信息，导出 dagmc.h5m 文件到 RMC 进行计算。RMC 进行临界计算后，通过 MeshTally 模块统计网格内的沉积能，通过耦合程序转化为 Fluent 网格上的功率密度，并输出 Fluent 的 UDF 文件。Fluent 计算完成后输出网格上的温度和密度信息到文件，耦合程序读取文件后生成新的输入卡并改写 dagmc.h5m 文件。然后重复计算直到收敛。

2.4.1 HDF5 文件改写

由于基于 CAD 几何的 RMC 的温度赋予操作是在 Cubit 中对 volume 赋以 group 信息实现的，如果在耦合计算中每次迭代都回到 Cubit 重新生成 HDF5 文件来改变温度，将极大的增加耦合框架的复杂度和工作量。因此以直接改写 HDF5 文件的方式来高效率的实现数据的传递和物理信息的更新。

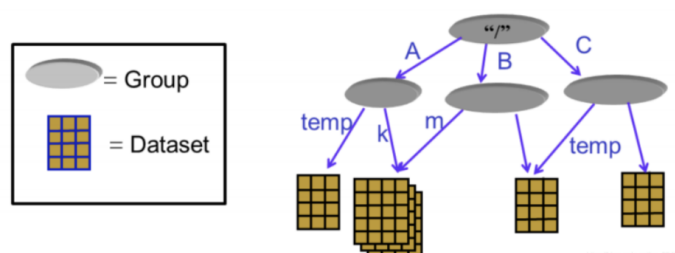


图 2.5 HDF5 文件储存层级图^[40]

如图 2.5所示，HDF5 文件是以 group 和 dataset 类似文件夹这样的层级结构储存数据的，在 python 和 c++ 中都有相应的库可以实现对它的读取。本研究首先调用 python 的 vitables 工具包以可视化的形式找到了温度的储存位置，再通过 python 的 h5py 库访问到温度的储存位置，并实现了对它的改写。这样在耦合框架中就可以绕开 Cubit，减少程序的复杂度与工作量。

2.4.2 网格匹配与数据传递

网格匹配是进行核热耦合的关键，通过网格匹配才能实现物理量信息的对应与交换。最理想的情况是实现中子学与热工流体网格的一一对应，但进行 CFD 的计算需要精细的网格，特别是边界层区域，而中子学部分却不需要这么精细的网格。而另一种方式则是体积加权的方式，多个热工流体网格对应一个中子学区域的网格。这种方式对于一些简单的几何结构比如圆柱型是较好实现的，但对于复杂结构比如螺旋十字型，网格的对应和网格索引的匹配将变得十分复杂。

目前 RMC 统计某个区域内的中子通量或功率的方式有栅元计数器 (CellTally)

和网格计数器 (MeshTally) 两种方式。栅元描述的是一个几何区域，而栅元计数器则是用来统计该区域内的宏观物理量，比如中子通量和功率等。网格计数器则类似栅元计数器，不过几何区域是通过划分虚拟网格的方式指定的，支持长方体和柱坐标系网格。在使用 RMC 的 CAD 功能计算时，目前还不能使用 CellTally 统计栅元 (volume) 上的功率，因此只能通过网格计数器方式统计功率，这样就不可避免的存在一些误差。通过网格计数器可以得到燃料棒的功率分布，从而可以给出 Fluent 计算的内热源，实现了中子物理到热工流体的反馈。

而 Fluent 计算完成需要反馈的信息有燃料的温度以及流体的密度和温度。需要将计算模型分成多个 volume，统计每个 volume 上的物理信息，从而实现热工流体到中子物理的信息反馈。

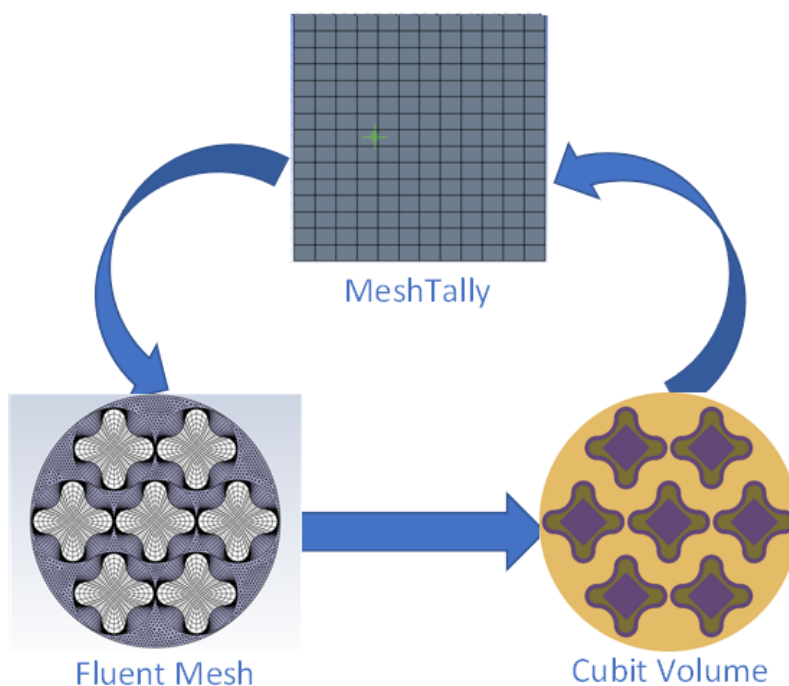


图 2.6 网格匹配示意图

总的来说，如图 2.6所示，首先在 Cubit 建模时先将计算模型分为多个 volume，每个 volume 都对应一个材料和温度，用于接受 Fluent 的热工反馈。在 RMC 计算时通过网格计数器在几何体上划分一个个较小的长方体虚拟网格来统计功率，然后通过耦合程序输出 Fluent 计算的 UDF 文件。在 Fluent 计算时通过 UDF 获得每一个热工流体细网格的坐标并定位其属于网格计数器中的哪一个粗网格之内，从而赋予对应的功率密度。Fluent 计算结束后通过 UDF 输出流体域和固体域的信息，在耦合程序中定位每一个细网格属于 Cubit 的哪个 volume 之内，通过体积加权的

方式赋予 volume 新的温度和材料信息，如式 (2.10)、式 (2.10) 所示。之后 RMC 读取新的 dagmc.h5m 和输入卡并进行新一轮的中子物理计算。综上，通过三套网格完成了网格匹配和数据更新的功能。图 2.7 为耦合程序文件流示意图。

$$T_{x,y,z} = \frac{\sum_{(x_i,y_i,z_i) \in (x,y,z)} (T_i V_i)}{V_i} \quad (2.10)$$

$$\rho_{x,y,z} = \frac{\sum_{(x_i,y_i,z_i) \in (x,y,z)} (\rho_i V_i)}{V_i} \quad (2.11)$$

(x, y, z) 表示 volume 的坐标， $\sum_{(x_i,y_i,z_i) \in (x,y,z)}$ 表示对所有在 volume (x, y, z) 的细网格求和。

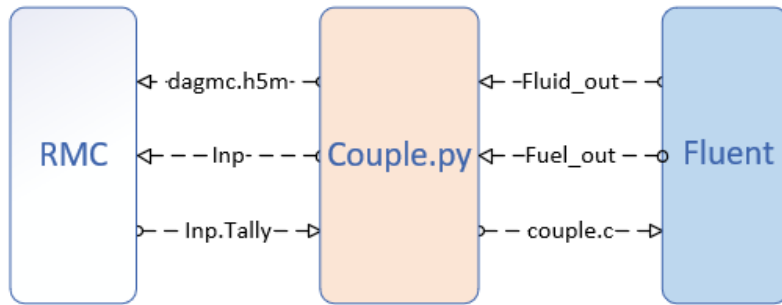


图 2.7 耦合程序文件流

2.4.3 收敛判据

采用前后两次功率，计算域温度，流体密度误差作为收敛判据，对于功率需要剔除一些过小的数据，防止个别点影响整体收敛情况的判断。

$$\Delta_P^{(i)} = \frac{\sqrt{\sum_{x,y,z} \left(\frac{P_{x,y,z}^{i+1} - P_{x,y,z}^i}{P_{x,y,z}^i} \right)^2}}{N} \quad (2.12)$$

$$\Delta_T^{(i)} = \frac{\sum_{x,y,z} \left(\frac{|T_{x,y,z}^{i+1} - T_{x,y,z}^i|}{T_{x,y,z}^i} \right)}{N} \quad (2.13)$$

$$\Delta_\rho^{(i)} = \frac{\sum_{x,y,z} \left(\frac{|\rho_{x,y,z}^{i+1} - \rho_{x,y,z}^i|}{\rho_{x,y,z}^i} \right)}{N} \quad (2.14)$$

其中 i 表示迭代次数， N 表示统计个数， $\Delta_P^{(i)}$ 表示对整个网格计算器网格前后功率误差求和， $\Delta_\rho^{(i)}$ ， $\Delta_T^{(i)}$ 表示对 Cubit 中划分的 volume 上对应物理量前后误差求和。计算结果通量收敛误差小于 0.1%，固体域和流体域温度收敛误差分别小于

0.1%，0.01%，流体密度收敛误差小于 0.01%。

2.5 耦合方案计算合理性验证

为了验证基于 CAD 几何的中子物理计算结果正确性，选择十字型无扭转燃料单栅元模型，分别采用 CSG 模型与 CAD 模型进行计算，对结果的一致性进行验证。而对于互相匹配的三套网格无关性验证，为了节约计算时间且不失一般性，采用与螺旋十字型燃料七棒叉排组件等效燃料体积的圆柱型组件进行无关性验证。

2.5.1 CSG 与 CAD 建模无关性验证

Cubit 建模如图 2.8 所示，其截面参数采用 Conboy 的设计^[11]。在燃料棒周围设置慢化剂，栅元边长为 1.4386 cm，高度 100 cm。设置每代中子数 10000，非活跃代 500，活跃代 2000。

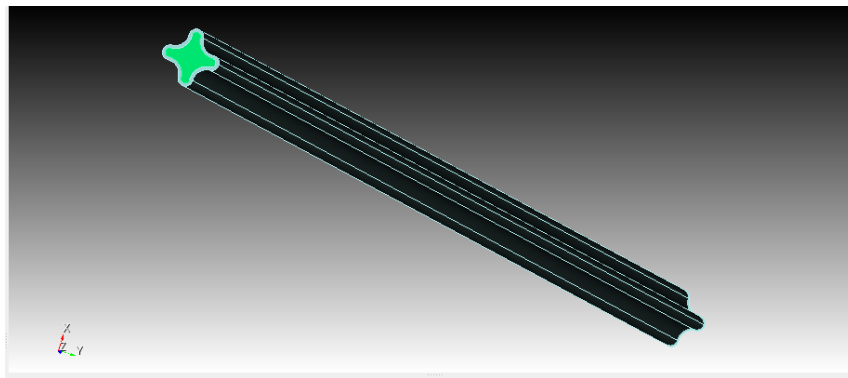


图 2.8 十字型无扭转燃料棒 Cubit 建模示意图

计算结果如表 2.2 所示，两者反应性仅相差 3 pcm，在允许的误差范围内，证明了基于 CAD 几何的 RMC 计算结果的正确性。但 CAD 的输运效率较低，计算时间是 CSG 的 48 倍。

Cubit 导出文件需要设置 `faceting tolerance` 参数，该参数表示分面算法中 CAD 表示的曲面允许分面的距离，一般值越小精度越高。对于本模型，该参数设置为 0.1 将会出现警告甚至无法计算，设置为 0.01 和 0.001 计算结果和时间都基本一致，0.0001 计算时间将大幅增加，故设置该参数为 0.001。

表 2.2 十字型燃料棒 CSG、CAD 建模方式计算对比

建模方式	k_{eff}	标准差	计算时间 (min)
CSG	1.308667	0.000148	7.4366
CAD	1.308611	0.000144	353.4321

2.5.2 Cubit volume 无关性验证

Cubit volume 的划分是为了实现耦合计算中温度、密度反馈，划分的越细精度越高。但过多的 volume 将导致建模的复杂性和过多的材料定义，会显著增加计算时间。因此需要找到最佳的划分方式。

何杰^[27]在进行熔盐堆单通道耦合计算轴向网格划分敏感性验证时，其燃料棒高度为100 cm，轴向分别划分 5,10,20 层计算的结果得到的物理和热工参数几乎一致，最后选取了轴向划分 10 层进行计算。而本研究模拟的燃料组件高度只有50 cm，因而确定燃料棒轴向划分 5 层。然后径向划分 1,2,3 层进行结果的对比。

从图 2.9可以看出，固体区域径向分块为 1、2、3 层时 k_{eff} 计算结果十分接近，都在误差棒以内。但径向分 3 层的收敛性最好，因此固体区域分为三层。对于流体区域，由于几何的复杂性，径向不分层，只在轴向划分五层。

对于圆柱型组件固体区域等温线为同心圆，因而按同心圆分为三层赋予温度。而十字型截面等温线为旋转了 45° 的正方形，故十字型分块如图 2.11所示。

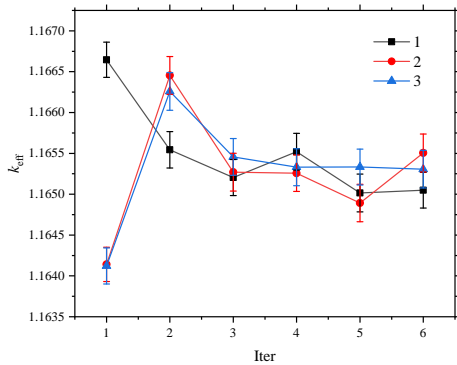


图 2.9 径向分块无关性验证

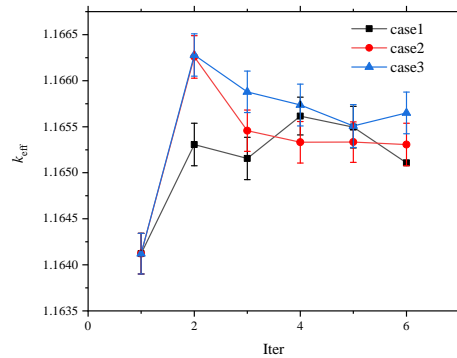


图 2.10 网格计数器无关性验证

2.5.3 网格计数器网格无关性验证

为实现功率密度的反馈，需要采用 RMC 中网格计数器 Meshtally 进行功率分布的统计，如果其网格取得网格计数器网格如果取得太粗糙，难以反映燃料棒内的复杂释热分布。而如果取得太精细，那么在每一个网格上统计到的功率就会较

小，相对误差也会较大，物理量会有较大的波动，因而不易收敛。所以需要找到一套适中的网格，不仅能较为精细的反映燃料内的复杂释热，同时其相对误差也在接受范围内。

选取了如表 2.3所示的三套 MeshTally 网格进行耦合计算， k_{eff} 的收敛结果如图 2.10所示。结果表明网格取得太细或太粗迭代的收敛效果都不好，因此最终选择第二套网格进行计算。

表 2.3 MeshTally 网格

case	x 方向网格数	y 方向网格数	z 方向网格数	网格总数 (万)
1	20	20	90	3.6
2	25	25	100	6.25
3	30	30	125	11.25

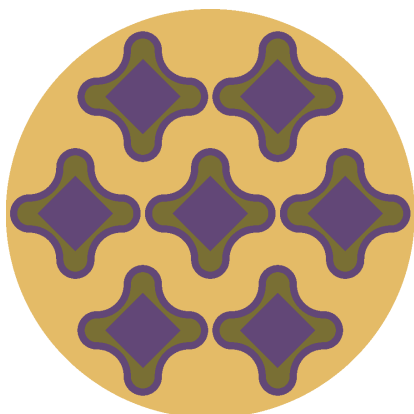


图 2.11 十字型分块截面示意图

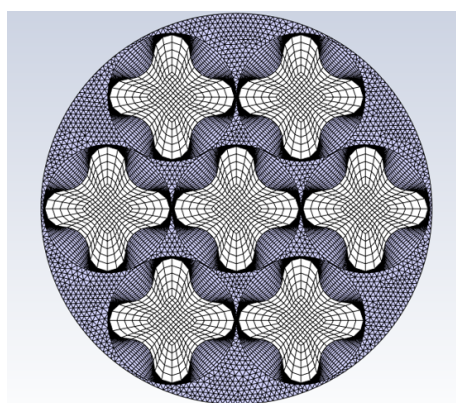


图 2.12 Fluent 网格示意图

2.5.4 Fluent 网格无关性验证

螺旋十字型燃料组件划分网格一般有两种形式：多面体非结构网格和结构网格。其中多面体非结构网格划分较为简单，但网格数较多，实践中其网格无关性验证曲线收敛性也较差。而结构网格虽然能有效降低网格数，但划分困难。本研究 Fluent 计算采用的网格类型为六面体结构网格和三棱柱网格的组合，通过二维网格拉升的方式实现。图 2.12为螺旋十字型燃料组件网格划分，将包含螺旋十字型燃料棒在内的一个圆柱体内通过螺旋拉伸二维结构化网格生成六面体结构网格，在其他区域通过沿法向拉伸三角形网格形成三棱柱网格。这样的网格质量较高，平均网格质量为 0.81，同时还能有效降低网格数。由于存在混合网格，需在流固网格交界面设置耦合壁面，流体网格交界面设置 interface。SST $k - \omega$ 是低雷诺数模型，

无壁面函数，壁面处 $y^+ \sim 1$ 最佳，因而在流固交界面流体区域设置边界层，首层网格高度为0.0025 mm。

通过调节二维网格数量，以及轴向拉伸层数划分出五套不同的网格完成网格无关性验证。入口设置质量流量2.1 kg/s，当网格数到达 484 万时，如图 2.13所示，进出口压差趋于一个稳定值，故选择网格数 484 万进行计算。而圆柱型与十字型燃料组件则使用类似的方式生成网格。

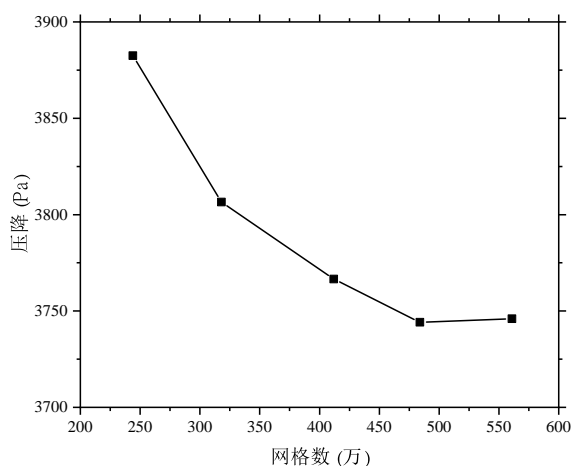


图 2.13 网格无关性验证

2.6 本章小结

本章介绍了核热耦合的数值模型和方案，并进行了方案的合理性验证。证明了 RMC 的 CAD 和 CSG 的建模无关性，同时对核热耦合需要用到的三套网格分别进行了网格无关性分析，得出了在 Cubit 的 volume 中将燃料棒径向分三层，轴向分五层，MeshTally 中网格数取 25, 25, 100 耦合计算的整体收敛性最好的结论。而 Fluent 的计算网格采用结构和非结构网格的组合，不仅网格无关性验证曲线收敛性良好且有效降低了网格数，最终选取网格数 484 万进行计算。

第3章 螺旋十字型燃料非耦合性能分析与验证

3.1 本章引言

基于第2章建立的异形几何中子物理计算方法和热工流体计算所用网格,本章将对螺旋十字型燃料单栅元模型进行中子物理分析,对螺旋十字型燃料组件进行流动换热性能分析,并和与之等效的圆柱型和十字型燃料进行对比。此外,还研究了螺距对中子物理性能的影响以及改变螺旋十字型燃料棒扭转方向对流动换热性能的影响。

3.2 中子物理性能

3.2.1 几何模型与计算条件

螺旋十字型燃料棒采用 Conboy^[11]的模型,结构参数如图 2.1所示,该模型与 Ge11 沸水堆燃料具有相同的燃料截面积。圆型和十字型截面的几何参数如表 3.1所示,在燃料面积、包层厚度为定值时,十字型截面的包层面积增加了 33.6%。如果棒栅距一定,那么意味着十字型燃料棒的慢化剂体积会降低。

计算条件如表 3.2所示,在燃料棒周围设置慢化剂,栅元边长为 1.4386 cm,进行三维计算时栅元高度为 100 cm。设置每代中子数 10000,非活跃代 500,活跃代 2000。

表 3.1 截面几何参数对比

截面类型	燃料截面积 (cm ²)	包层截面积 (cm ²)
圆型	0.716	0.244
十字型	0.716	0.326(+33.6%)

表 3.2 计算条件

燃料	包层	慢化剂	边界条件
UO ₂ 富集度 4.5%	Zr-4	水 660 kg/m ³	四周全反射 上下真空

3.2.2 二维单栅元中子物理性能分析

为分析圆型和十字型截面中子物理性能差异和螺旋结构导致截面旋转的影响，选择圆型，十字型和将十字型旋转 45° 三个截面进行二维的临界计算，并与 Shivan^[17] 的结果进行验证对比。如图 3.1 所示，三者具有相同的燃料面积和包层厚度。



图 3.1 燃料截面示意图

计算结果如表 3.3 所示，对比了文献和计算的有效增殖系数 k_{eff} 以及十字型相对于圆型的差异。因为文献对于具体计算设置比如包层温度、材料组分交代不明或者采用截面库存在差异，所以 k_{eff} 存在偏差，但规律是一致的：十字型截面的 k_{eff} 相较于圆型截面略微下降，而将其旋转 45° 后又会有略微的提升。由于采用全反射边界条件，故只需利用四因子公式对十字型和圆型截面开展分析：

1. 快中子增殖因子 ϵ ：十字型截面形状更狭长，快中子更容易飞出燃料，所以 ϵ 减小。
2. 热中子利用系数 f ：十字型截面包层面积的增加将增加包层对中子的吸收，使得 f 减小；但同时慢化剂的减少也减少了对中子的吸收，使得 f 增大。两者的和效应不确定。
3. 逃脱共振吸收概率 p ：十字型截面慢化剂减少，慢化减弱，使得 p 减小；但同时十字型截面狭长的形状使得快中子更容易飞出燃料，减少共振吸收，使得 p 增大。两者的和效应不确定。
4. 有效裂变中子数 η ：由于采用同种材料，所以忽略 η 的影响。

通过以上分析可见，快中子增殖因子的减小是确定的负效应，而热中子利用系数及逃脱共振吸收概率的变化具有一定的不确定性。根据四因子公式可知， k_{eff} 将减小，符合计算结果。

而将十字型截面旋转 45° 后，燃料棒周围的慢化剂分布更加均匀，热中子更容易回到燃料区域发生裂变，增大了热中子利用系数 f ，所以 k_{eff} 略微增大。

从能谱图 3.2 可知，十字型截面的快群通量相对更小，热群通量相对更大。在全反射边界条件下，影响能谱的关键在于逃脱共振吸收的中子数而不是慢化能力，

这也说明十字型截面逃脱共振吸收的中子更多。同时可以发现，螺旋结构导致的截面旋转对能谱几乎没有影响。

表 3.3 二维 k_{eff} 计算结果

截面类型	文献 ^[17]		计算	
	k_{eff}	dk/k	k_{eff}	dk/k
圆型	1.3513	-	1.387405±0.000122	-
十字型	1.3456	-0.0043	1.384305±0.000123	-0.0022
十字型 45°	1.3486	-0.0020	1.385579±0.000119	-0.0013

^a dk/k 表示其他截面相对于圆型截面 k_{eff} 的相对误差

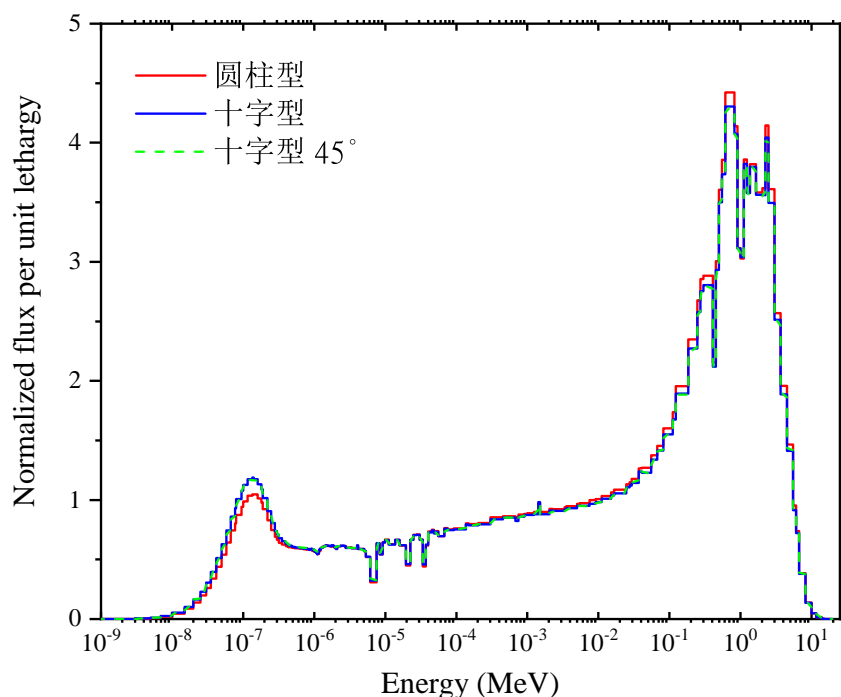


图 3.2 能谱对比图

3.2.3 三维单栅元中子物理性能分析

3.2.3.1 有效增殖系数

二维的计算结果表明十字型的 k_{eff} 比圆柱型小，在三维的情形下也一致，如表 3.4所示。但由于在上下边界采用了真空边界条件，所以 k_{eff} 会更小，100 cm 螺距的螺旋十字型燃料棒相比圆柱型反应性差值为273 pcm。再考虑十字型燃料棒在空间的扭转，计算结果表明扭转结构会导致 k_{eff} 值略微上升，但相比于二维的结果，

三维的连续扭转减弱了其对反应性的影响，100 cm 螺距与无扭转的燃料棒反应性差异仅为18 pcm。而螺距为 50, 100 cm 下螺旋十字型燃料棒反应性差异仅为2 pcm，证明螺距对 k_{eff} 的影响很小。这意味着在做中子物理计算时，可以用无扭转十字型燃料棒替代螺旋十字型燃料棒，虽然略微牺牲了计算精度，但能大幅提高计算效率，特别是在做全堆计算的情况下。

表 3.4 不同三维模型下 k_{eff} 计算结果

单栅元模型	k_{eff}	
圆柱型	1.313672±0.000144	
十字型	1.308667±0.000148	
螺旋十字型	螺距50 cm	1.308946±0.000153
	螺距100 cm	1.308981±0.000149

3.2.3.2 功率分布

图 3.4给出了圆柱型、十字型和螺距为100 cm 的螺旋十字型单栅元模型的轴向功率分布，三者基本一致，都近似为余弦分布。

由于十字型存在狭长的四个角，其燃料分布不均匀，所以其径向功率分布的不均匀度也会相应增加。而其螺旋结构导致的截面旋转使得其径向功率分布的定义存在困难，因而选取不同轴向高度的截面进行径向功率分布的评估。图 3.3为燃料棒中心截面的功率分布云图，可知十字型截面的径向功率分布不均匀度比圆柱型大，而螺旋结构又加剧了这一不均匀程度，从图 3.5可知螺旋十字型的径向功率峰因子在轴向上整体都大于圆柱型和螺旋十字型。表 3.5给出了三者的功率峰因子，差异主要体现在径向上，整体的功率峰因子螺旋十字型最大。

表 3.5 功率峰因子对比

单栅元模型	F_z	F_Q
圆柱型	1.50064	1.807
十字型	1.49372	2.01
螺旋十字型	1.49362	2.079

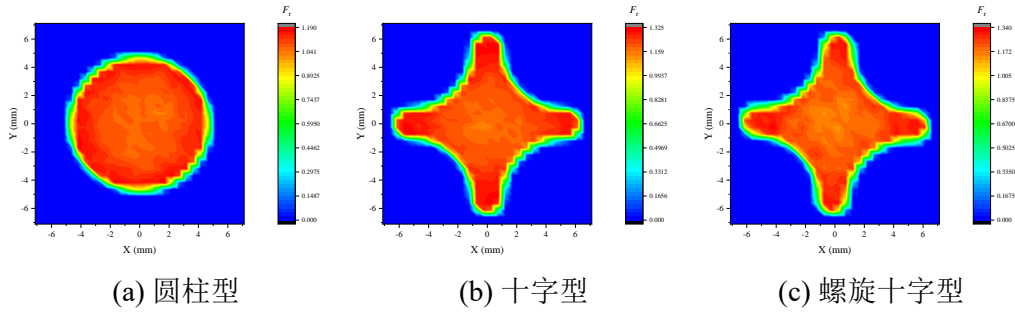


图 3.3 中心高度截面处径向功率分布

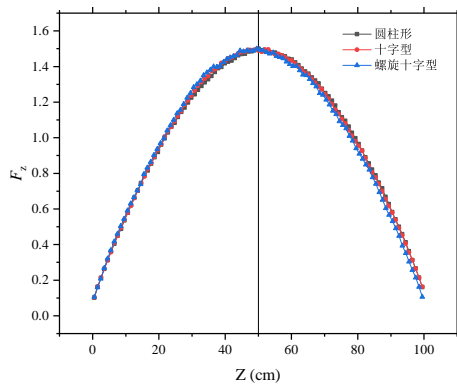


图 3.4 轴向功率分布图

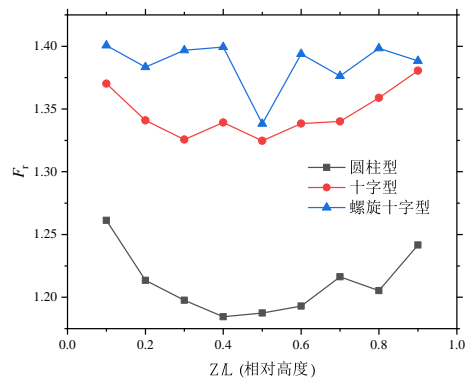


图 3.5 不同高度处截面径向功率峰因子分布图

3.3 热工水力性能

3.3.1 计算模型与条件

计算模型为七棒叉排组件模型，如图 2.2 所示。计算域包括流体域和固体域，流体区域冷却剂为 15 MPa 下的水，物性随温度而变化，如表 3.7 所示；固体区域燃料棒材质为 U_3Si_2Al ，热物性为定值，密度为 563.88 kg/m^3 ，热导率为 $60 \text{ W/(m} \cdot \text{K)}$ ，定压比热容为 $871 \text{ J/(kg} \cdot \text{K)}$ ^[23]；边界条件如表 3.6 所示；热源为非定值，设堆芯平均功率密度为 100 MW/m^3 ，功率沿径向均匀分布，轴向余弦分布，则最终燃料热源表达式为 $1.6 \times 10^8 \cos(\frac{z-z_0}{L} \pi) \text{ W/m}^3$ ，其中 z 为网格中心轴向坐标， z_0 为燃料棒中心截面轴向坐标， L 为燃料棒长度。燃料棒壁面平均 y^+ 值约为 0.51，满足 SST $k-\omega$ 模型要求。

表 3.6 边界条件

计算条件	计算出口	外壁面
质量流密度, 温度 1137.31 kg/(m ² ·s), 556.3 K	相对压力 0 Pa	无滑移 外壁面绝热

表 3.7 15 MPa 水的物性随温度变化多项式^[23]

物理量	$P: 15 \text{ MPa}; T: 553.15 \text{ K} \sim 613.15 \text{ K}$
$\rho: \text{kg/m}^3$	$-3694.01215 + 17.54702T - 0.01716T^2$
$C_p: \text{J}/(\text{kg} \cdot \text{K})$	$-3.57774 \times 10^6 + 18905.84771T - 33.28225T^2 + 0.01955T^3$
$\lambda: \text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$	$-1.66482 + 0.00939T - 9.59926 \times 10^{-6}T^2$
$\mu: \text{Pa} \cdot \text{s}$	$3.30320 \times 10^{-4} - 4.22391 \times 10^{-7}T$

3.3.2 流动性能

螺旋十字型结构一个重要特性就是结构带来的冷却剂横向流动, 为体现横向流动的强度, 定义无量纲横流强度参数 ζ :

$$\zeta = \frac{\sqrt{u^2 + v^2}}{\sqrt{u^2 + v^2 + w^2}} \quad (3.1)$$

式中 u, v, w 分别为流体在 x, y, z 三个方向的速度。

图 3.6 给出了 ζ 沿轴向的变化。可知流体入口后很快平衡, 在流道中段处可认为已经进入了充分发展阶段, $\bar{\zeta}$ 为 0.0173。

图 3.8 给出了出口处径向速度分布云图, 结合表 3.8 可知其中螺旋十字型的径向速度 V_R 比圆柱型和十字型大一个数量级, 在十字型过渡圆处较大, 在离燃料棒较远处和外凸圆处较小。从图 5.7 可知在流体壁面处的横向速度在四个角处存在速度极小值, 从外凸圆处到过渡圆处速度迅速增大, 同时曲线形状相对于该处截面形状存在小角度的偏倚, 这是因为过渡圆面的扭曲带来了朝扭转方向的强迫流动, 其中 0° 到 360° 对应十字型燃料从最右端逆时针转一周。图 3.10 更直观体现了这种现象。

螺旋结构不可避免会带来压降的增大, 图 3.9 为三者压强的沿程分布, 圆柱型和无扭转的十字型组件压强沿程分布几乎一致, 但十字型出入口压降比圆柱型增加了 19 Pa, 而螺旋十字型组件出入口压降比圆柱型组件压降增加了 112.6 Pa。

表 3.8 流动参数对比

参数	圆柱型	十字型	螺旋十字型
$\overline{V}_R(\text{m/s})$	0.00148	0.00151	0.02492
$\Delta P(\text{Pa})$	974.38	993.43	1087.02

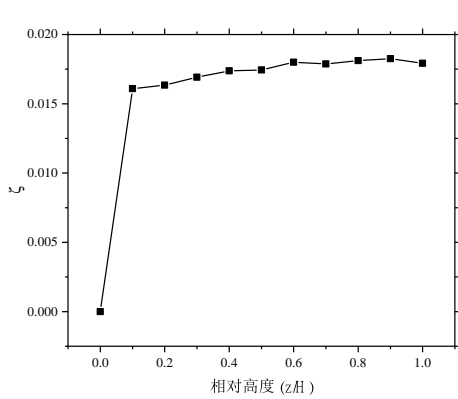


图 3.6 ζ 沿轴向变化

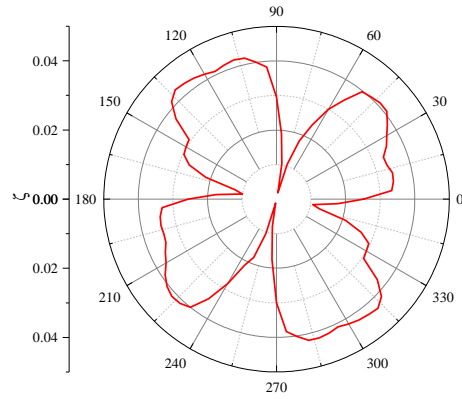
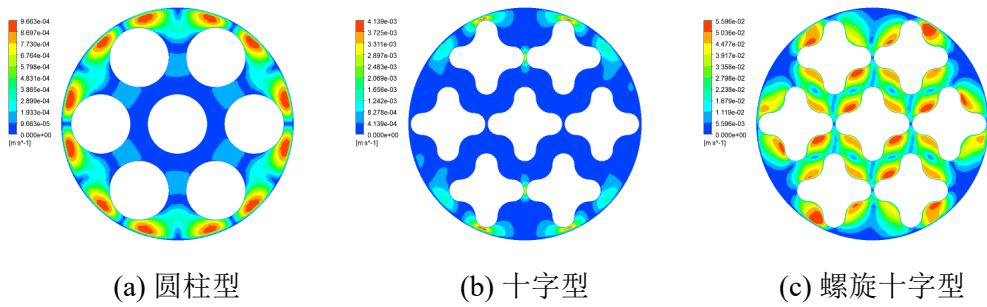


图 3.7 ζ 沿周向变化



(a) 圆柱型

(b) 十字型

(c) 螺旋十字型

图 3.8 出口径向速度云图

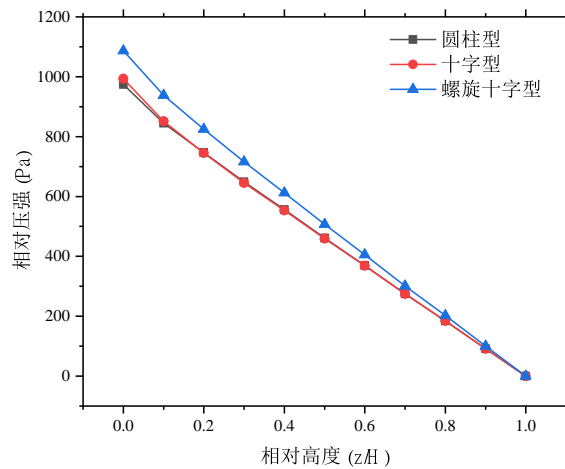


图 3.9 相对压强沿程分布

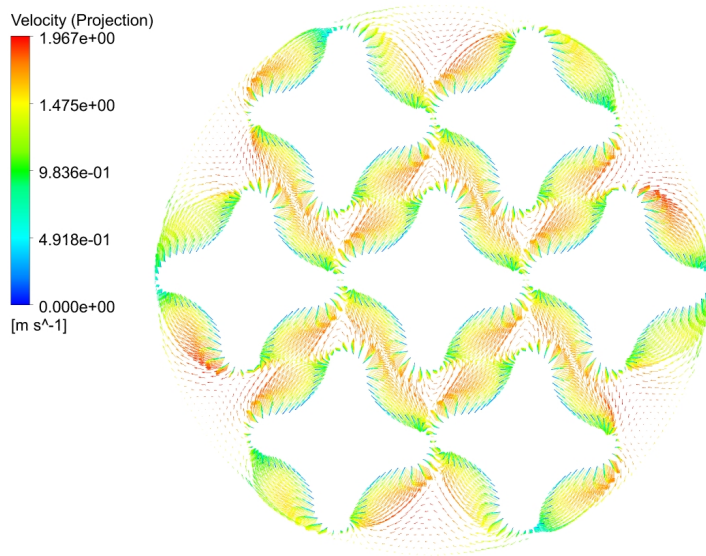


图 3.10 出口截面速度切线投影矢量图

3.3.3 换热性能

图 3.12 为中心燃料棒中心截面壁面温度沿周向的分布，其中圆柱截面的壁面温度分布最均匀，但是其平均温度最高，十字型截面的壁面温度会呈现周期性的变化，其振幅约为 12K。而螺旋状的结构则能很好降低壁面温度，由表 3.9 可知其壁面平均温度相对于圆柱型组件降低了约 2.6K，燃料区域的温度的平均值和峰值都降低了约 4K。可能因为计算的燃料棒数目太少，差别不是很明显，在计算组件增多和功率分布更实际后会扩大差异。

对比十字型和螺旋十字型四个角的温度，十字型因为四个角所处的局部流体环境是不同的，上下角周围流体多，而左右周围流体少，导致冷却不一。如果旋转 45 度来排布，四个角的流体分布就更均匀。而螺旋十字型由于其截面沿轴向旋转，可以认为是两者的平均，因此四个角温度近似。

再分析截面的温度分布，从图 3.11 的中心截面燃料温度分布云图可以发现圆柱型截面整体温度最高，螺旋十字型截面整体温度最低。圆柱型组件的等温线为一个个圆环，而十字型和螺旋十字型组件内部的等温线则近似一个个旋转了 45° 的正方形。过渡圆处温度比外凸圆更高，因为其距离燃料中心更近。图 3.13 为中心燃料棒中心温度沿轴向分布，螺旋十字型燃料棒在轴向的温度整体都低于圆柱型和十字型，峰值和平均值都降低了约 3K。

表 3.9 温度对比

组件类型	T_w^{\max} (K)	T_w^{ave} (K)	T_f^{\max} (K)	T_f^{ave} (K)
圆柱型	594.72	584.83	612.77	594.49
十字型	598.70	584.81	610.88	592.50
螺旋十字型	596.77	582.25	608.68	590.36

^a T_w 表示壁面温度, T_f 表示燃料温度

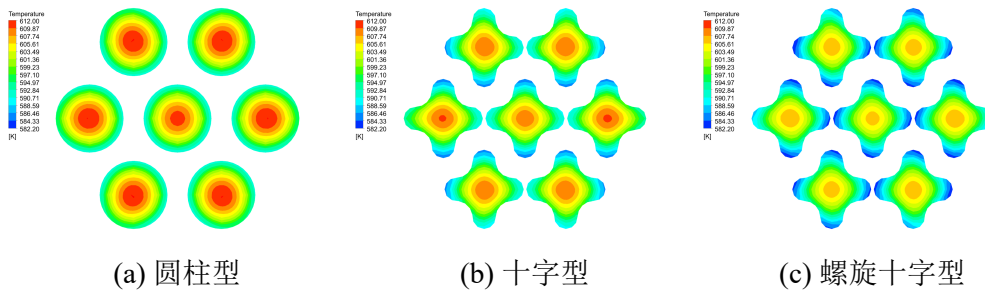


图 3.11 中心截面燃料温度分布云图

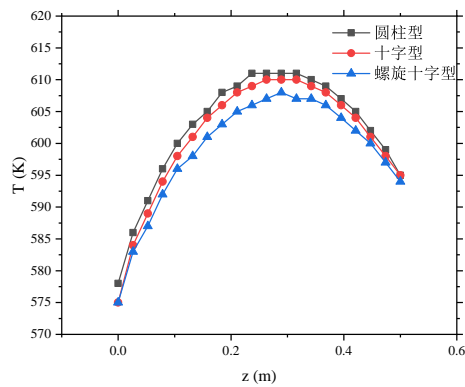
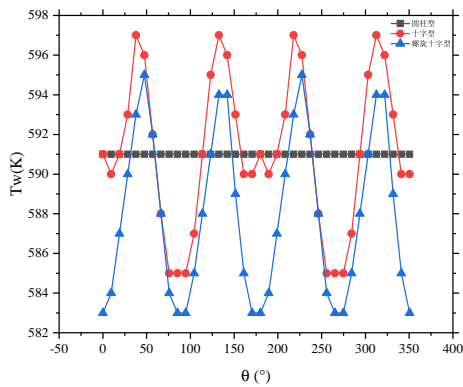


图 3.12 中心燃料棒壁面温度周向分布 图 3.13 中心燃料棒中心温度轴向分布

3.4 变化扭转方向对热工水力性能的影响

本节的目的在于研究改变扭转方向对流动换热性能的影响。如图 3.14所示, 采用上文的组件模型, 在扭转四分之一螺距后让燃料棒朝相反的方向扭转。

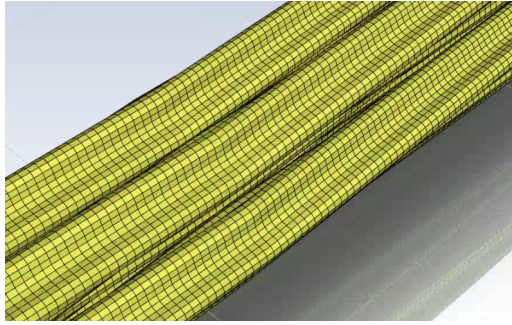


图 3.14 改变扭转方向

3.4.1 流动性能

从相对压强沿程分布图 3.15可以看出改变扭转方向对压强几乎没有影响，表 3.10给出了平均横向速度，可见改变螺旋方向略微降低了螺旋结构的交混效应。从图 3.16可知，前半段基本不受影响，主要影响的是改变扭转方向的后半段， ζ 在改变扭转方向处迅速降低，之后流体渐渐趋于稳定但 ζ 仍低于螺旋十字型燃料组件。

为分析变化扭转方向处的流动特性，计算了中心燃料棒中心截面处壁面横向速度，如图 3.17所示，改变扭转方向处 ζ 沿周向变化很剧烈。

表 3.10 流动参数对比

参数	螺旋十字型	$\frac{1}{4}$ 周期处改变扭转方向
$\overline{V}_R(\text{m/s})$	0.02492	0.02352
$\Delta P(\text{Pa})$	1087.02	1087.03

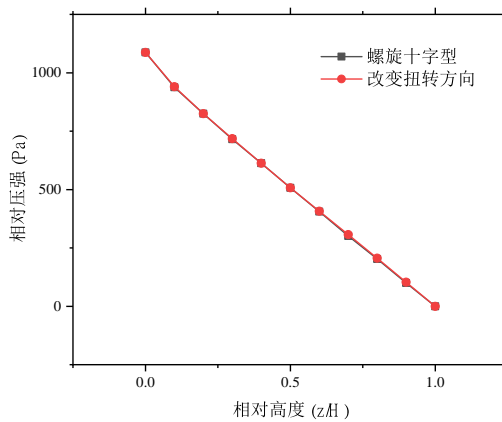


图 3.15 相对压强沿程分布对比

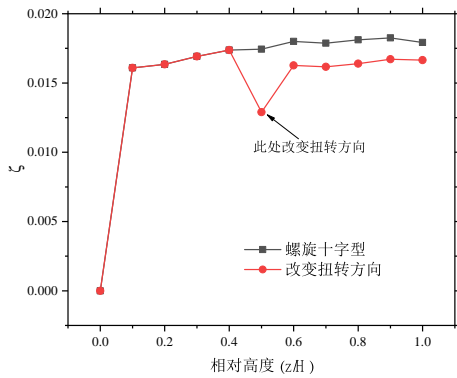


图 3.16 相对压强沿程分布对比

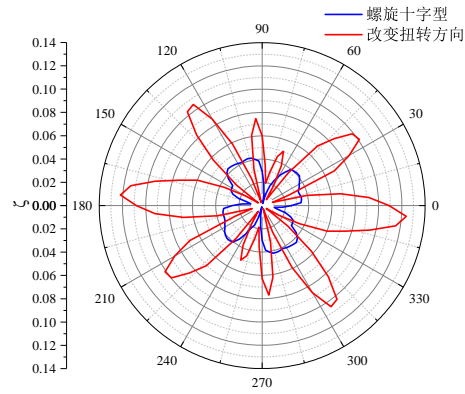


图 3.17 ζ 沿周向变化对比

3.4.2 换热性能

从表 3.11 可见改变扭转方向后，对燃料平均温度影响几乎可以忽略，但燃料壁面和整体的温度峰值会提高约 0.6 K，从图 3.19 可知在改变扭转方向处的传热性能会有一些的恶化。同时中心壁面处的温度分布沿周向有了极小的相移，如图 3.18 所示。

表 3.11 改变扭转方向温度对比

组件类型	$T_w^{\max}(\text{K})$	$T_w^{\text{ave}}(\text{K})$	$T_f^{\max}(\text{K})$	$T_f^{\text{ave}}(\text{K})$
螺旋十字型	596.77	582.25	608.68	590.36
改变扭转方向	597.24	582.31	609.07	590.42

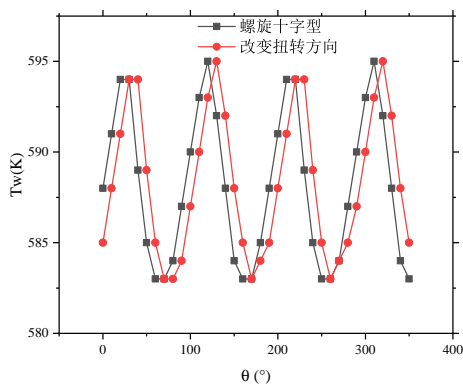


图 3.18 壁面温度沿周向分布对比

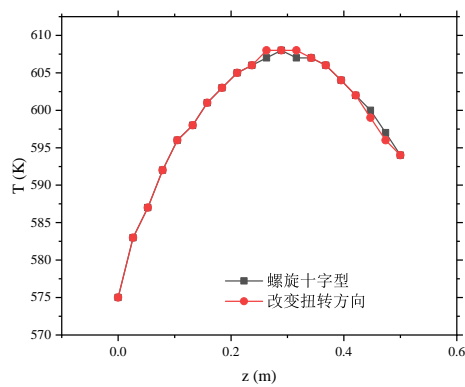


图 3.19 中心温度沿轴向分布对比

总的来说，在单相流的模拟中改变扭转方向对流动换热性能基本没有提升，在改变扭转方向处壁面的 ζ 变大，但截面平均值变小，且此处的传热性能却有一定的恶化。而 Shivan 等^[18]认为螺旋十字型杆不应该只朝一个方向扭曲，特别是在过

冷条件下这将恶化组件中心杆的临界热流性能，所以后续还可分析其临界热流特性。此外，改变扭转方向可能对燃料棒的力学稳定性有一定的好处，如果燃料棒只朝一个方向扭转，流体冲击棒束会产生扭矩，累计到整个堆芯就不可忽视，可能产生流致振动问题。

除了一根棒上不同区段用不同的扭转方向，也可以组件内不同棒用不同的扭转方向（左旋棒和右旋棒）来抵消扭矩。后续还需结合力学分析计算流体对燃料棒的扭矩以及减少扭矩的最佳方法。

3.5 本章小结

本章使用 RMC 和 Fluent 分别进行了螺旋十字型燃料的中子物理和热工水力性能的数值研究，主要结论如下：

1. 二维分析中，十字型栅元的 k_{eff} 比圆柱型栅元低，其快群通量相对更小，热群通量相对更大；螺旋结构导致的截面旋转几乎不影响其能谱。三维分析中，螺旋十字型燃料棒的螺距对反应性影响很小；圆柱型，十字型，螺旋十字型燃料棒轴向功率分布几乎一致；螺旋和十字型结构都会增大径向功率峰因子。
2. 螺旋结构会带来冷却剂的横向流动，其平均径向速度比非螺旋结构大了一个数量级；同时也会带来压降的提升，比圆柱型组件高了112.6 Pa。
3. 螺旋十字型结构能降低燃料棒的整体温度，平均温度比圆柱型低了约4 K，其燃料壁面温度沿轴向存在周期性变化且平均值比圆柱型低2.6 K。
4. 在中心处改变螺旋十字型扭转方向对流动换热性能的影响较小，在改变扭转方向处 ζ 会降低，同时传热性能会有一定的恶化。

第 4 章 螺旋十字型燃料组件耦合计算结果分析

4.1 本章引言

第 3 章进行了螺旋十字型燃料的非耦合计算, 得到了一些定性和定量的结论。但堆芯内的中子物理和热工水力是紧密耦合的, 中子物理计算的温度场、冷却剂的密度以及热工水力计算的功率分布都不是真实的。为进一步反映真实的物理过程。本章将基于第 3 章的中子物理和热工水力计算方法搭建适用于异形几何的核热耦合框架, 并进行螺旋十字型燃料组件的耦合计算, 分析耦合与非耦合的差异以及耦合情况下螺旋十字型和圆柱型、十字型的对比。

4.2 计算模型

本章耦合计算的对象为第 3 章热工水力计算的七燃料棒叉排组件, 但材料将采用光桥公司推荐的铀锆合金, 研究表明其可将现有压水堆功率提高 17%^[41], 故燃料棒体积释热率设置为 AP1000 压水堆燃料棒体积释热率的 1.17 倍, 平均释热率^[20]为 $1.28 \times 10^8 \text{ W/m}^3$ 。铀锆合金物性如表 4.1 所示, 具体合金材料配比见文献^[42]。

耦合计算将中子物理计算作为起点, 设置材料温度为室温, 流体密度 1 g/cm^3 。中子物理计算中四周设置全反射边界条件, 上下设置真空边界条件, 每代中子数 10000, 非活跃代 50, 活跃代 250。热工计算条件与第 3 章一致。

表 4.1 U-10%Zr 合金物性参数^[44]

物理量	U-10%Zr, 富集度: 6% ^[43]
$\rho \text{ (kg/m}^3\text{)}$	16.02
$c_p \text{ (J/(kg} \cdot \text{K))}$	$\frac{(1.359+0.05812T+1.086 \times 10^6 T^{-2})}{0.2050112}$
$\lambda \text{ (W/(m} \cdot \text{K))}$	$17.5 \left(\frac{1-2.23w_{Zr}}{1+1.61w_{Zr}} \right) + 1.54 \times 10^{-2} \left(\frac{1+0.061w_{Zr}}{1+1.61w_{Zr}} \right) T + 9.38 \times 10^{-6} T^2$

^a w_{Zr} 表示 Zr 质量分数, T 为温度, 单位为 K

4.3 耦合对 neutron 物理性能的影响

图 4.1 为 k_{eff} 随迭代次数的变化，第 1 次迭代相对第 2 次迭代的 k_{eff} 降低了约 0.1，后续已经趋于稳定。这是因为第 1 次迭代设置材料温度为室温，而接受热工反馈后材料的整体温度升高同时慢化剂的密度降低，这将增加燃料的共振吸收，降低慢化剂的慢化能力，所以 k_{eff} 下降。从图 4.2 可知在第 3 次迭代后 $\Delta_p, \Delta_T, \Delta_\rho$ 已经达到收敛标准。

图 4.3 为轴向功率峰因子以及整体功率峰因子随迭代次数的变化，结合图 4.6 可以发现耦合计算增大了轴向功率峰因子和轴向功率分布的不均匀度，但整体的功率峰因子降低，这说明耦合计算后径向的功率峰因子变小。从图 4.4 可知耦合计算后轴向上各个截面径向功率峰因子都低于非耦合计算下，同时从中心截面功率分布云图 4.5 可以发现耦合计算后径向功率分布更加均匀，同时中心燃料棒的功率相比非耦合更高。

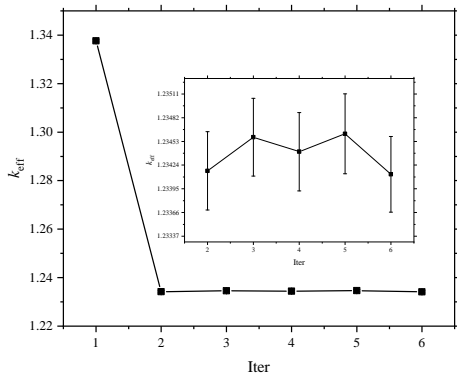


图 4.1 k_{eff} 随迭代次数变化

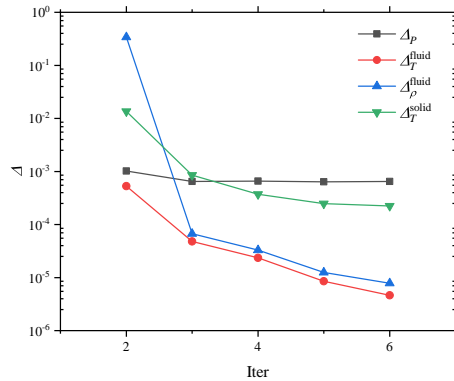


图 4.2 Δ 随迭代次数变化

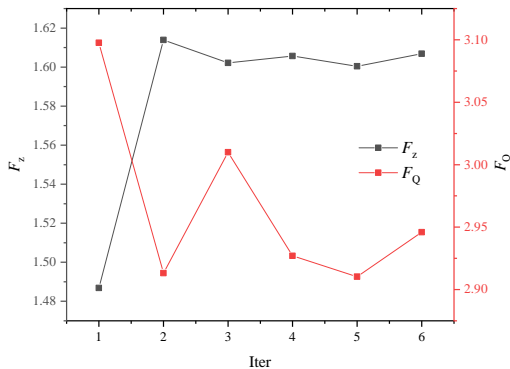


图 4.3 功率峰因子随迭代次数变化

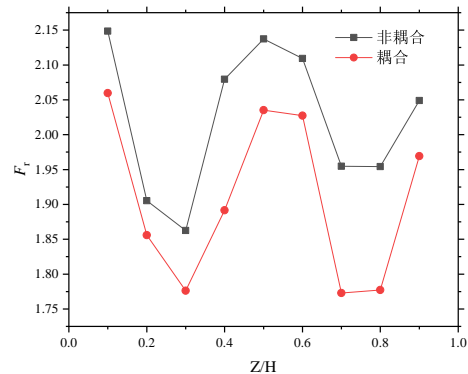


图 4.4 F_r 耦合非耦合差异

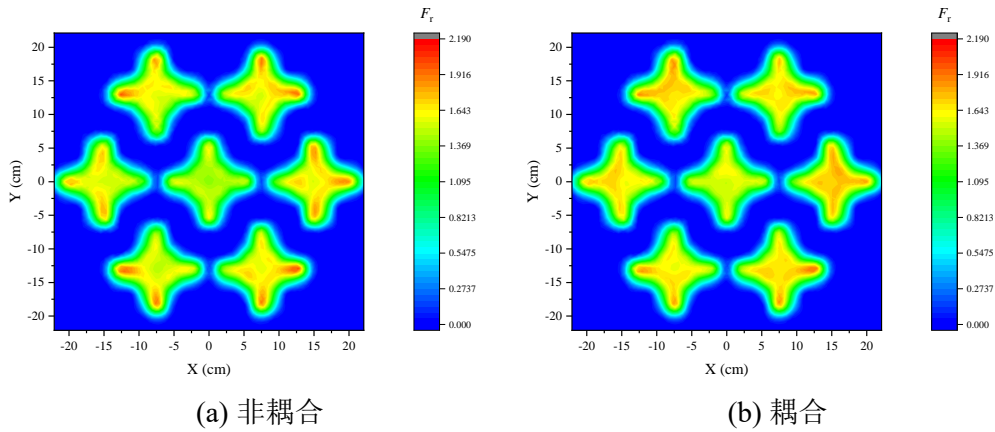


图 4.5 耦合非耦合中心截面功率分布差异

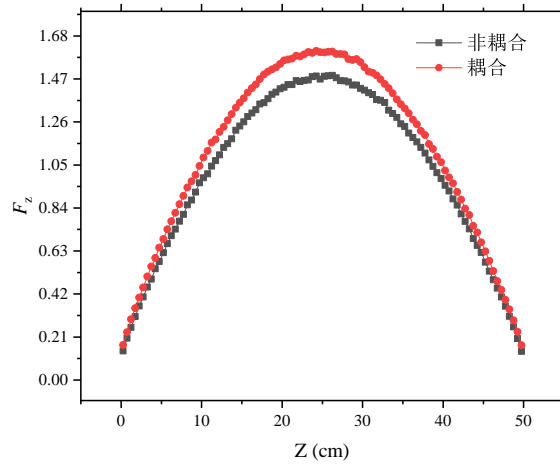


图 4.6 功率轴向分布

4.4 耦合对热工水力性能的影响

4.4.1 流动性能

每次耦合计算更新的是固体区域的内热源，因而耦合计算更多影响的是传热特性，对流动特性影响很小。如图 4.7 所示，耦合计算后沿程压降分布基本不变，出入口压降仅降低了约 1 Pa，同时从图 4.8 可知耦合计算对 ζ 几乎没有影响。

4.4.2 换热性能

非耦合计算中假定燃料棒内热源沿轴向余弦分布，沿径向均匀分布。为反映耦合计算前后温度沿轴向的分布的变化，选取中心燃料棒中心线上的温度进行对比，如图 4.9 所示。可见耦合计算后温度分布不均匀程度增加，其中心附近温度更

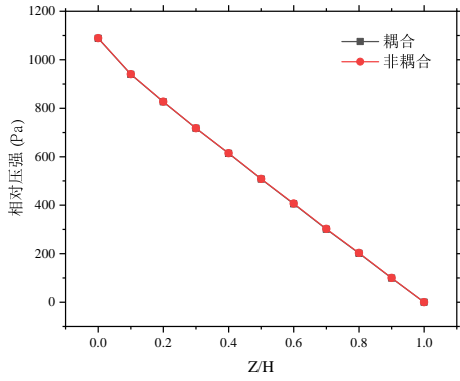


图 4.7 耦合对沿程压降的影响

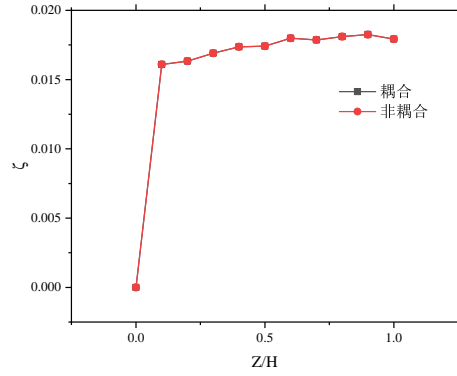


图 4.8 耦合对 ζ 的影响

高，中心处温度差值约29 K，两侧温度更低。

从壁面温度分布云图 4.10可知耦合计算下壁面温度分布更不均匀，同时从图 4.11可知耦合计算下燃料的温度沿径向的温度梯度更大。耦合计算后壁面的峰值温度高了约14 K，燃料峰值温度提高了约40 K。

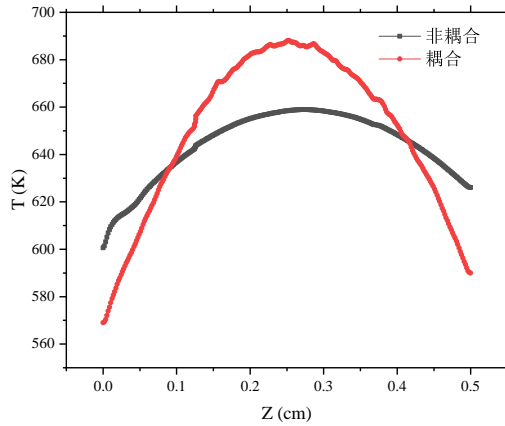
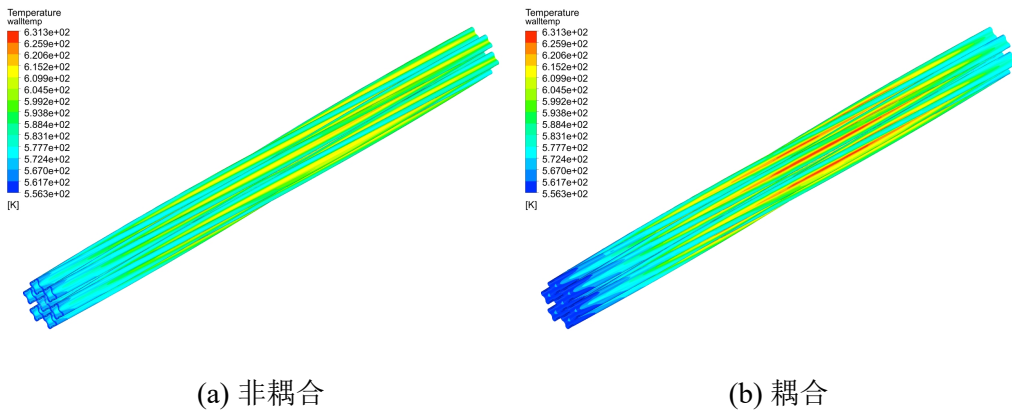


图 4.9 耦合计算对中心温度的影响



(a) 非耦合

(b) 耦合

图 4.10 壁面温度分布

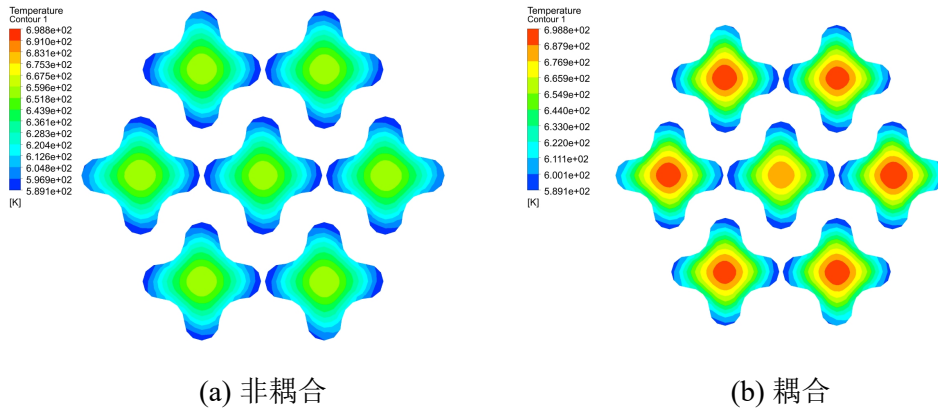


图 4.11 中心截面燃料温度分布

总的来说，核热耦合将体现反应堆的负反馈作用，耦合计算下燃料温度的升高以及慢化剂密度的降低会降低 k_{eff} 。此外，耦合计算提高了轴向的功率峰因子和燃料与壁面的温度峰值，因此只有考虑核热耦合时反应堆的设计才具有保守性。

4.5 耦合计算下圆柱型、十字型和螺旋十字型燃料组件性能再评估

4.5.1 中子物理性能

由于圆柱型和十字型组件使用 CSG 建模，其中子物理计算速度更快，所以将其活跃代设置为 450 以提高计算精度。

图 4.12 为三者 k_{eff} 随迭代次数的变化。第 3 章的单栅元计算结果表明螺旋十字型结构相比等效圆柱型反应性会降低，这在七燃料棒叉排组件计算中也一致。非耦合的情况下，圆柱型和十字型组件反应性相差约 614 pcm，耦合计算后两者差异扩大到约 768 pcm。而对比十字型与螺旋十字型的计算结果，由于基于 CAD 建模的 RMC 输运效率较低，受计算资源限制，难以分辨两者的差距，二者 k_{eff} 的计算结果在误差棒范围内。非耦合下两者反应性差异约 51 pcm，耦合计算差异约 21 pcm，相比于第 3 章单栅元模型的 18 pcm 有了略微提高，但两者的差别依然很微小。

图 4.13 给出了耦合计算下圆柱型、十字型和螺旋十字型燃料组件轴向功率分布，三者都近似为余弦分布，但在中心处螺旋十字型的功率略微高一些。从图 4.14 可知螺旋十字型和十字型中心截面的径向功率分布基本一致，但功率峰因子比十字型略低，但两者功率分布不均匀度都比圆柱型大。如表 4.2 所示，轴向的功率峰因子螺旋十字型最大，整体功率峰因子十字型最大，但两者的差距依然不明显。

从图 4.15 可知十字型的径向功率峰因子在轴向上最大，从螺旋十字型径向功

率峰因子的分布情况也可以发现十字型截面在旋转 45° 和 135° 功率因子较小，此时周围慢化剂分布最均匀。而截面在 0°、90° 和 180° 情况下功率峰因子较大，而此时截面形状与十字型一致。因而螺旋结构的截面旋转能一定程度降低功率峰因子。

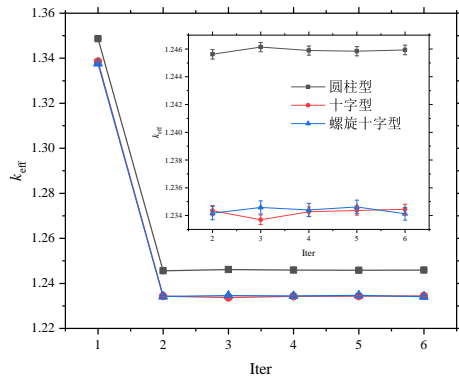


图 4.12 k_{eff} 随迭代次数变化对比

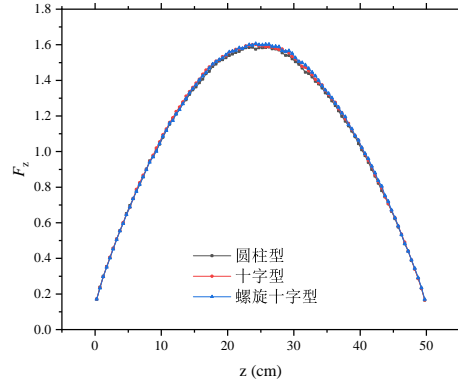


图 4.13 耦合计算轴向功率分布

表 4.2 耦合计算中子物理性能对比

	圆柱型	十字型	螺旋十字型
k_{eff}	1.24594 ± 0.000347	1.23445 ± 0.000358	1.23413 ± 0.000467
F_Q	2.60249	3.00883	2.94589
F_z	1.58681	1.60152	1.60680

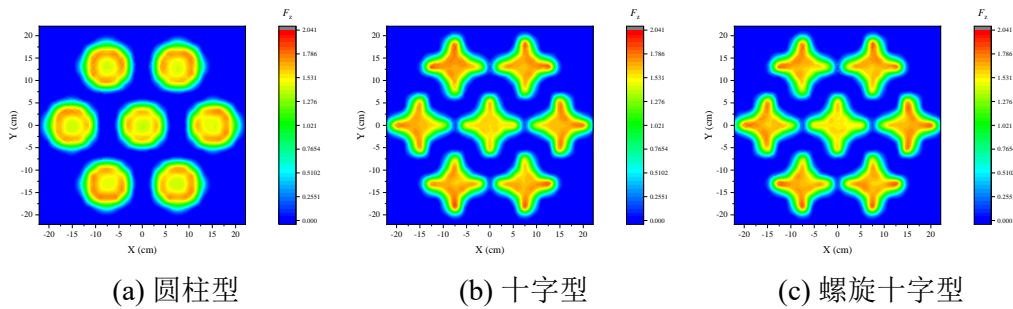


图 4.14 耦合计算下径向功率分布

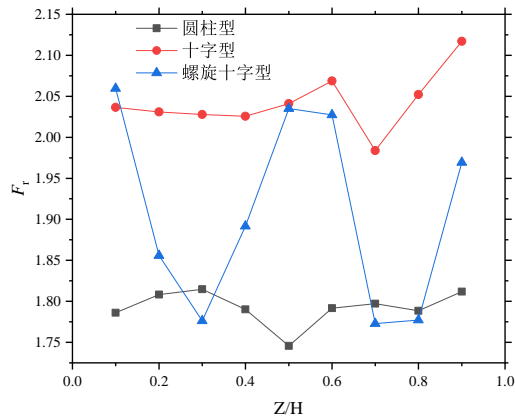


图 4.15 耦合计算径向功率峰因子对比

4.5.2 热工水力性能

由表 4.3可知螺旋十字型燃料的压降依然最大，比圆柱型大了约124 Pa。

表 4.3 耦合计算压降对比

	圆柱型	十字型	螺旋十字型
$\Delta P(\text{Pa})$	964.28	994.25	1088.12

从表 4.4和表 4.5可知耦合计算对温度平均值影响较小，对温度峰值影响较大。耦合后计算螺旋十字型的壁面温度峰值比圆柱型高了13.81 K，燃料温度峰值比圆柱型低了11.32 K。对比图 4.16可知圆柱型燃料截面整体温度相比十字型和螺旋十字型更高。从图 4.17可知耦合计算下螺旋十字型的壁面温度整体比十字型要低，和第 3 章的结论一致。从图 4.18可知而螺旋十字型燃料棒在轴向的温度整体依旧低于圆柱型和十字型，中心处附近相比圆柱型低了约10 K。

表 4.4 非耦合计算温度对比

组件类型	$T_w^{\max}(\text{K})$	$T_w^{\text{ave}}(\text{K})$	$T_f^{\max}(\text{K})$	$T_f^{\text{ave}}(\text{K})$
圆柱型	609.01	593.18	671.69	624.56
十字型	620.86	593.46	662.55	617.28
螺旋十字型	618.05	589.92	660.27	614.80
ΔT	-9.04	3.26	11.42	9.76

^a 最后一行表示圆柱型和螺旋十字型对应温度的差值，下同

表 4.5 耦合计算温度对比

组件类型	$T_w^{\max}(\text{K})$	$T_w^{\text{ave}}(\text{K})$	$T_f^{\max}(\text{K})$	$T_f^{\text{ave}}(\text{K})$
圆柱型	618.39	591.95	711.58	628.02
十字型	636.03	592.23	700.92	619.95
螺旋十字型	632.20	589.34	700.26	618.48
ΔT	-13.81	2.61	11.32	9.54

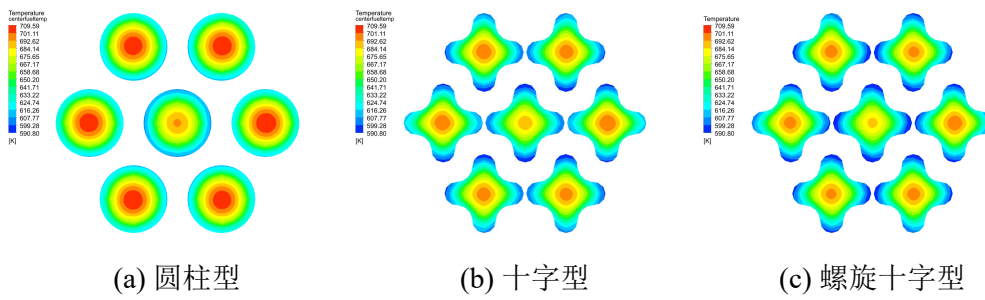


图 4.16 耦合计算中心截面燃料温度分布云图

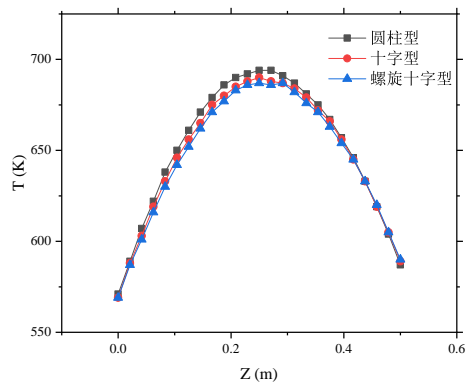
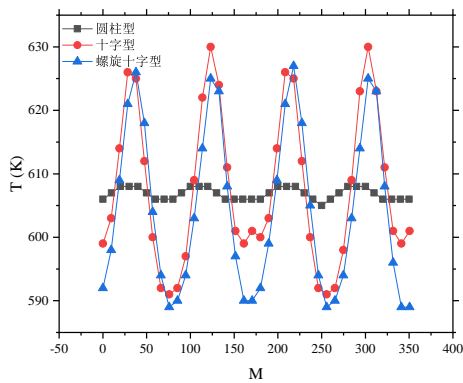


图 4.17 耦合计算壁面温度沿周向分布 图 4.18 耦合计算中心温度沿轴向分布

4.6 本章小结

本章进行了圆柱型、十字型和螺旋十字型七燃料棒叉排组件的核热耦合研究，结论如下：

1. 核热耦合会体现反应堆的负反馈作用，耦合计算后 k_{eff} 降低；核热耦合提高了轴向的功率峰因子和燃料与壁面的温度峰值，因此只有考虑核热耦合时反应堆的设计才具有保守性。核热耦合计算的关键参数变化如表 4.6所示。

表 4.6 耦合计算关键参数变化

参数名	k_{eff}	F_z	F_Q	$T_f^{\text{max}}(\text{K})$	$T_w^{\text{max}}(\text{K})$
非耦合	1.33762	1.487	3.098	660.27	618.05
耦合	1.23413	1.607	2.946	700.26	632.20
偏差（耦合-非耦合）	-0.10349	0.12	-0.152	39.99	14.15

2. 核热耦合耦合计算下依旧是圆柱型燃料的 k_{eff} 最大，相比螺旋十字型燃料反应性差异扩大到768 pcm，而螺旋十字型与十字型的反应性差异仅为21 pcm；螺旋十字型的换热特性依旧是最优的，其燃料温度峰值相对于圆柱型降低了11.32 K，燃料平均温度降低了9.54 K。

第 5 章 螺旋内流道堆芯分析计算

5.1 本章引言

前文的计算表明螺旋十字型燃料相比于圆柱型燃料有更优异的热工水力性能，为充分利用螺旋结构带来的优势和增材制造技术提供的几何设计自由度，本章结合 CERMET 金属陶瓷燃料元件内流道设计思想，设计出螺旋内流道的一体化堆芯结构。其七流道部分堆芯截面如图 5.1 所示。

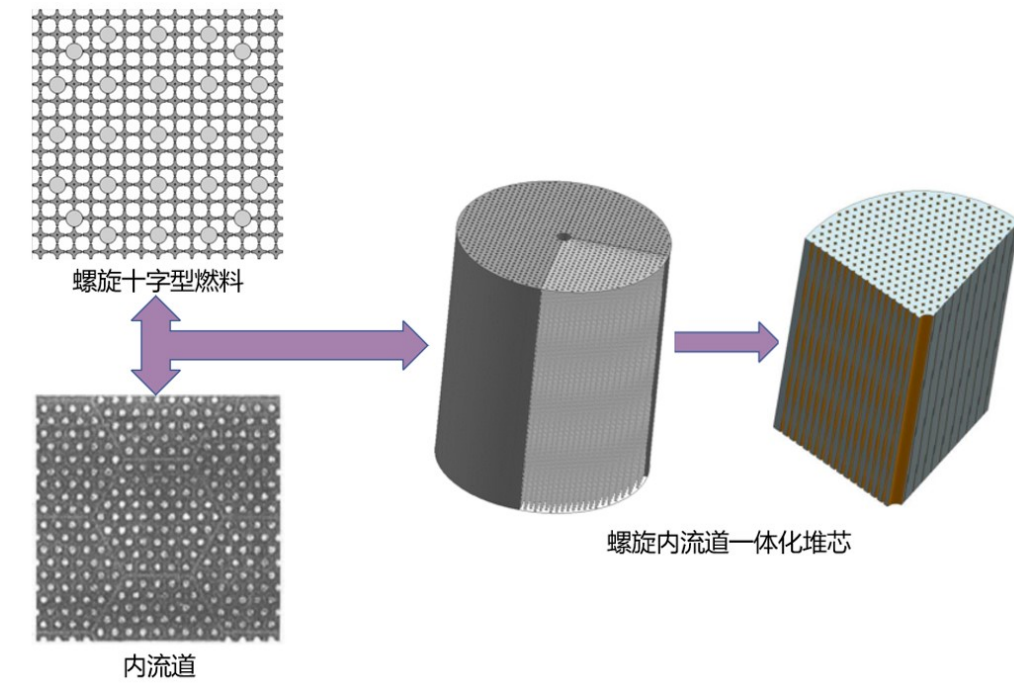


图 5.1 螺旋内流道一体化堆芯设计思想

5.2 计算条件

为节约计算时间，只计算七个通道，结构参数如图 5.2 所示。在中子物理计算中固体域燃料参照 CERMET 采用弥散燃料，利用 RMC 的显示建模法随机几何功能将 TRISO(TRI isotropic) 包覆燃料颗粒弥散到 SiC 基体里，使用 RSA 方法，体积填充率设置为 0.33，如图 5.3 所示。TRISO 颗粒燃料能包容裂变气体，防止裂变产物释放，有利于反应堆的安全运行^[45]。此外，SiC 基体和 TRISO 颗粒燃料耐高温

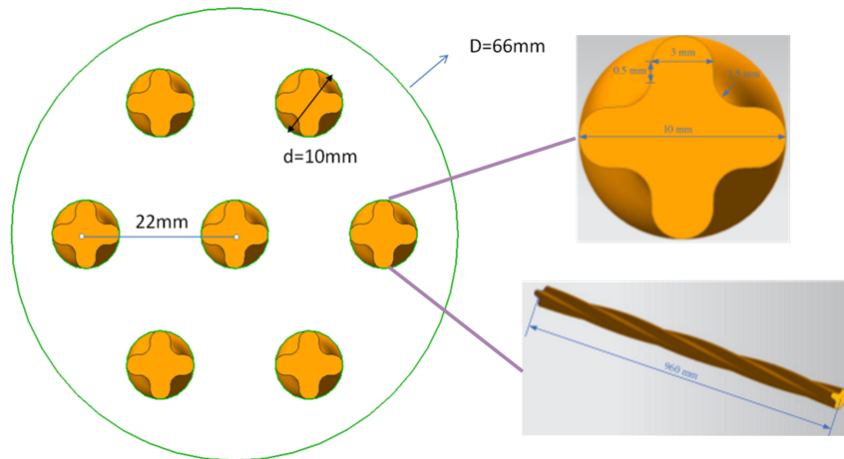


图 5.2 七通道部分堆芯尺寸

强度很好。TRISO 参数如表 5.3所示。根据第 3 章的单栅元模型以及第 4 章的七叉排组件的计算结果可知十字型与螺旋十字型的中子物理性能差异较小，同时由于基于 CAD 的 RMC 不具有计算弥散燃料的功能，故将螺旋十字型流道近似为十字型无扭转流道。在外壁面设置全反射边界条件，上下侧设置反射层，材料为 BeO。每代中子数 50000，非活跃代 50，活跃代 150。

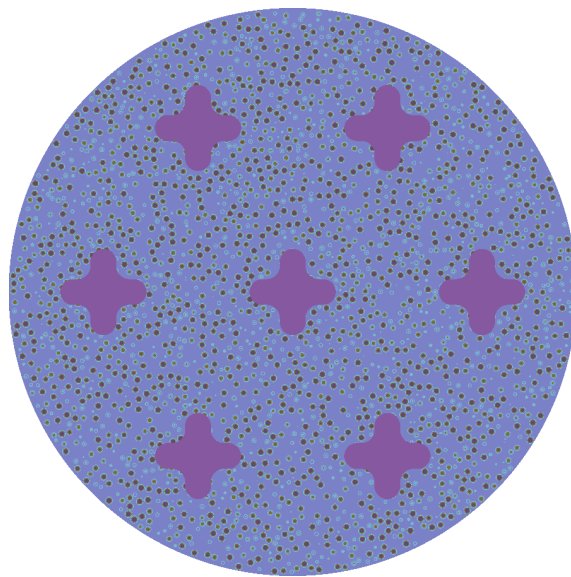


图 5.3 显示建模法 TRISO 截面分布图

在热工计算中固体域物性近似设置为 SiC，如表 5.2所示。系统运行压力为 3 MPa，设置质量流量入口，各通道流量相等，总流量为 0.0234 kg/s，0 MPa 相对压力出口，外壁面绝热。固体域内热源设置为余弦分布，表达式为： $7.3 \times 10^6 \cos(\frac{z-z_0}{L} \pi)$ W/m³，其中 z 为网格中心轴向坐标， z_0 为堆芯中心截面轴向坐标， L 为堆芯高度。

湍流模型为 SST $k-\omega$ 模型，壁面平均 y^+ 值约为 0.7。冷却剂选取氦气，物性如表 5.1 所示，其有以下几个优点：

1. 氦气是单相气体，无需考虑相变引起的局部沸腾的情况，提升了反应堆的安全性。
2. 氦的中子吸收截面小。
3. 氦气是一种惰性气体，基本不与堆内其他组件发生化学反应。
4. 氦气热工参数优良，具有良好的热传导能力。

表 5.1 氦气物性^[46]

物理量	系统压力：3MPa
ρ (kg/m ³)	$48.14 \times \frac{p}{T} (1 + 0.4446 \times \frac{p}{T^{1.2}})^{-1}$
c_p (J/(kg·K))	5195
λ (W/(m·K))	$2.682 \times 10^{-3} (1 + 1.123 \times 10^{-3} \cdot p) \cdot T^{0.71(1-2 \times 10^{-4} p)}$
μ (Pa·s)	$3.674 \times 10^{-7} \times T^{0.7}$

^a p 为压力，单位为 bar， T 为温度，单位为 K

表 5.2 SiC 热物性

ρ (kg/m ³)	c_p (J/(kg·K))	λ (W/(m·K))
3070	1300	40

表 5.3 TRISO 颗粒参数

层次	半径 (mm)	密度 (g/cm ³)	材料
1	0.25	10.192	UO ₂
2	0.34	1.1	Porous PyC
3	0.38	1.9	PyC
4	0.415	3.18	SiC
5	0.46	1.9	PyC

5.3 中子物理性能

图 5.4 给出功率峰因子沿轴向和径向的分布：在轴向上由于两侧存在反射层所以边缘处功率增大，整体分布较为平坦；在径向上燃料区域功率分布较为均匀，仅在流道附近功率迅速降低。从表 5.4 可知其径向、轴向和整体的功率峰因子都比较小。能谱如图 5.5 所示，因为没有慢化剂所以其能谱较硬，但中能区的通量却较高，这是因为基底中的 C 有一定的慢化能力。

表 5.4 临界计算结果

k_{eff}	F_z	F_r	F_Q
1.322252±0.000241	1.157	1.213	1.664

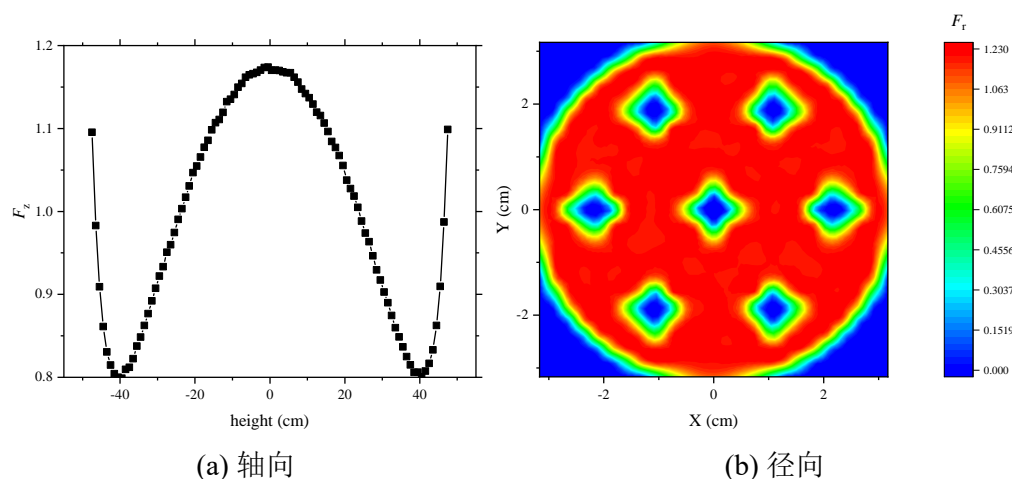


图 5.4 螺旋内流道堆芯功率分布

5.4 热工水力性能

5.4.1 流动性能

螺旋内流道同螺旋管束一样，都会带来冷却剂的横向流动， ζ 沿轴向分布如图 5.6 所示，流体进入流道后很快稳定， $\bar{\zeta}$ 为 0.0149。图 5.8 为流道中心截面横向速度云图，可见横向流动主要发生在壁面附近，沿周向周期性变化，如图 5.7 所示。 ζ 在十字型的外凸圆处较大，过渡圆处较小。这看似与第三章的结论相反，但其实是一致的，无论是外凸圆还是过渡圆，横向流动主要发生在圆的内壁面处。图 5.9 更直观的体现了这种现象。

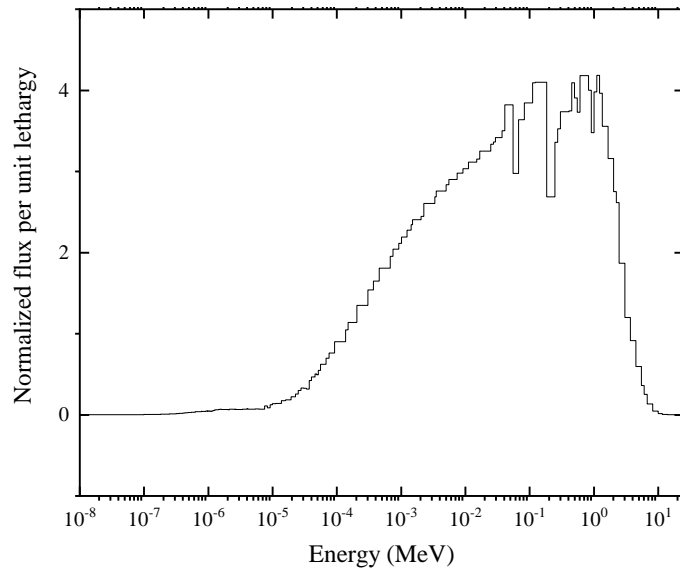


图 5.5 螺旋内流道堆芯能谱

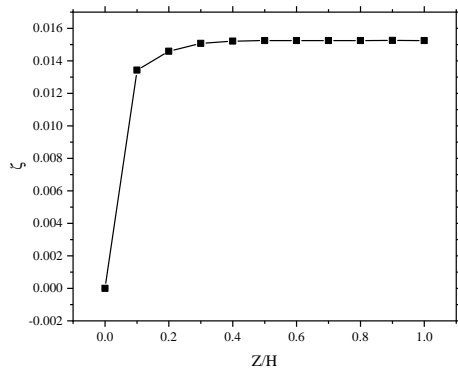


图 5.6 ζ 沿轴向变化

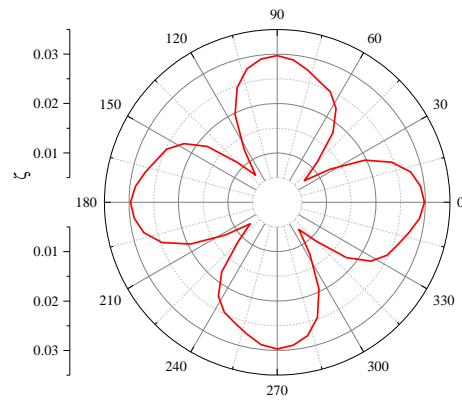


图 5.7 ζ 沿周向变化

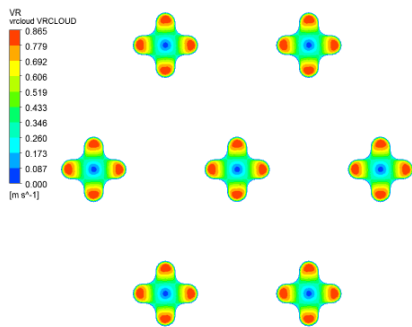


图 5.8 横向速度云图

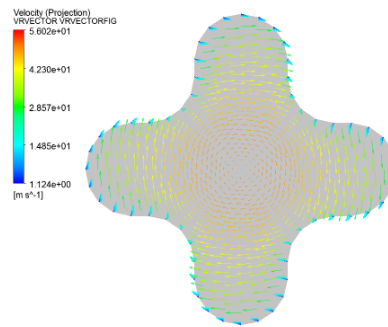


图 5.9 速度矢量图

螺旋结构不可避免带来压降的增加。由于 Fluent 中计算管壁设置为光滑管，利用典型的 Karman-Nikuradse 隐式关系式 (5.1) 来计算等效流道体积的圆管流体阻力系数，只考虑摩擦压降 ΔP_{fric} ，利用式 (5.2) 计算压降。结果如表 5.5 所示。螺旋流道压降增加了 1400 Pa。

$$\frac{1}{\sqrt{f}} = -0.8 + 0.87 \ln(Re\sqrt{f}) \quad (5.1)$$

$$\Delta P = \Delta P_{fric} = f \frac{L}{D} \left(\frac{\rho v_{ref}^2}{2} \right) \quad (5.2)$$

其中 L 为流道长度， D 为圆管直径， v_{ref} 取入口速度。

表 5.5 流动参数对比

	f	$\Delta P(\text{Pa})$
螺旋内流道	0.03461	7079
圆管	0.02777	5679

5.4.2 换热性能

图 5.12 给出从入口到出口五个截面燃料区域温度分布云图，入口后温度分布很快稳定，每个截面的温度差异在 20 K 以内。同时从入口到出口的温度梯度逐渐变小，从壁面温度分布云图 5.11 也可以证实这一点。图 5.10 为中心截面壁面温度沿周向变化，其呈现周期性变化趋势，温差在 10 K 以内，相对于螺旋十字型燃料棒壁面温度分布更规律。表 5.6 给出了整体和壁面的温度极值和平均值。

表 5.6 燃料温度

$T_w^{max}(\text{K})$	$T_w^{ave}(\text{K})$	$T_f^{max}(\text{K})$	$T_f^{ave}(\text{K})$
914.37	853.95	920.87	861.46

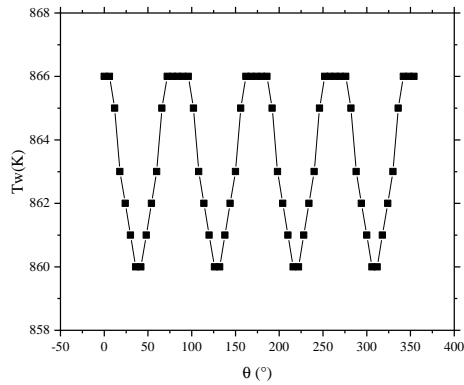


图 5.10 壁面温度沿周向变化

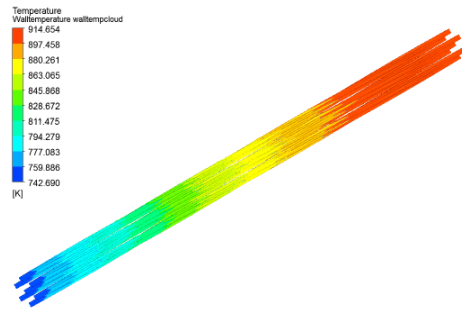


图 5.11 壁面温度沿轴向变化

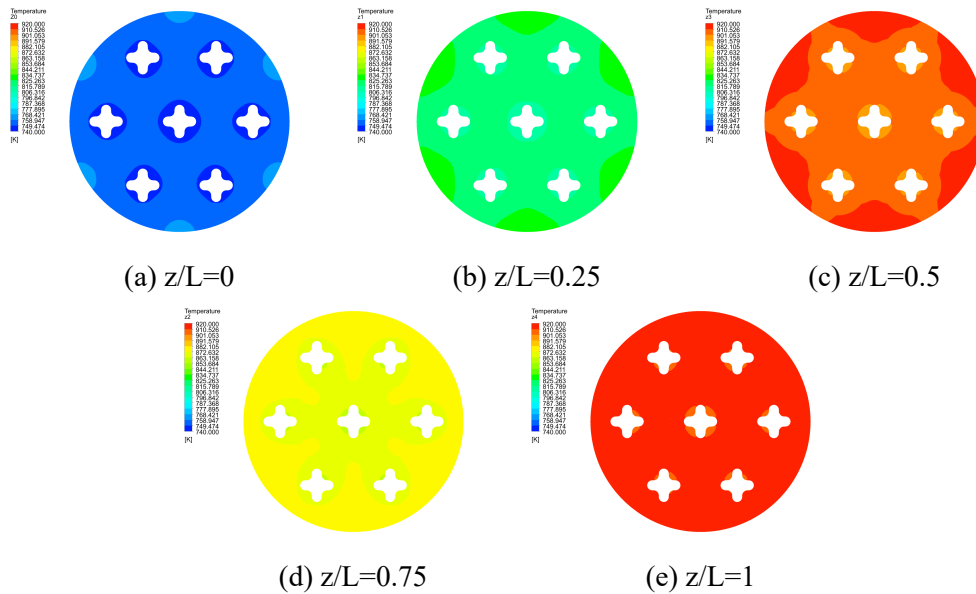


图 5.12 温度分布

螺旋流道的换热面积相对于圆柱型增加了 30%，因此在热流密度相等的情况下螺旋内流道的体积释热率要高 30%，在体积释热率相等的情况下螺旋内流道的热流密度要低 30%，所以对这两种情况都进行分析对比。

采用 Gnilinski^[47] 式 (5.3) 计算等流道体积圆管的 Nu ，联立式 (5.3)-(5.5) 可得到壁面温度 T_w 和热流密度 q 的隐式关系式，知道热流密度的情况下利用二分法可求得壁面温度。式中除壁面温度外的物理量都是在定性温度 T_{ref} 为出入口温度平均值的情况下计算的。计算结果如表 5.7 所示。热流密度相等时，圆管的换热能力减弱。体积释热率相等时，螺旋内流道的平均壁温下降了 14 K。

$$Nu = \frac{(f/8)(Re - 1000)Pr}{1 + 12.7(f/8)^{1/2}(Pr^{2/3} - 1)} \left[1 + \left(\frac{d}{l}\right)^{2/3} \right] \left(\frac{T_{ref}}{T_w}\right)^{0.45} \quad (5.3)$$

$$Nu = \frac{hD_h}{k} \quad (5.4)$$

$$q = h(T_w - T_{ref}) \quad (5.5)$$

表 5.7 传热性能对比

流道	$q(\text{W}/\text{m}^2)$	$T_{ref}(\text{K})$	$T_{out}(\text{K})$	$D_h(\text{m})$	Nu	$h(\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K}))$	$T_w(\text{K})$
螺旋内流道	84400	798	873	0.006	29.58	1507	854
圆管	84400	781	839	0.008	38.79	1551	835
	109697	798	873	0.008	38.12	1566	868

5.5 本章小节

本章提出了一种螺旋内流道的一体化堆芯设计，并进行了七流道部分堆芯的计算，结论如下：

1. 螺旋内流道堆芯功率分布相对平坦，功率峰因子较小，能谱较硬。
2. 螺旋内流道相比于圆柱型流道压降增加了1400 Pa，牺牲了一定的流动性能。但由于其相对圆管流道具有更大的换热面积，在热流密度相等时其能带走更多的热量，出口温度相对于圆管流道提高了34 K；在体积释热率相等时能有效降低壁温，相对于圆管流道降低了14 K。

第 6 章 研究工作总结与展望

6.1 研究成果总结

本研究基于 RMC 和 Fluent 开展了异形几何的核热耦合研究，选择螺旋十字型燃料作为研究对象，取得了以下成果：

1. 进行了螺旋十字型燃料棒非耦合的数值模拟，并与圆柱型和十字型无扭转燃料棒进行对比，分析螺旋和十字型结构对中子物理和热工水力性能的影响。得到了如下结论：螺旋十字型结构会略微降低反应性，增大径向功率峰因子；相较于传统圆柱型燃料棒，螺旋十字型燃料棒由于存在横向流动特性，能增强冷却剂交混，提升换热能力。在 7 棒束组件计算中，螺旋十字型燃料棒的平均和峰值温度都降低了约 4 K。
2. 基于 RMC 和 Fluent 搭建了一套适用于异形几何的核热耦合框架，进行了耦合的网格无关性验证，在耦合计算中绕开 Cubit 提高了耦合计算的效率，并进行了圆柱型、十字型和螺旋十字型燃料七棒叉排组件的核热耦合计算。得到了如下结论：核热耦合会体现反应堆的负反馈作用，耦合计算后 k_{eff} 降低；核热耦合提高了轴向的功率峰因子和温度分布不均匀程度，燃料温度峰值提高了约 40 K，只有考虑核热耦合时反应堆的设计才具有保守性；核热耦合计算下螺旋十字型燃料的换热特性依旧是最优的，其燃料温度峰值相对于圆柱型降低了 11.32 K，燃料平均温度降低了 9.54 K。
3. 结合螺旋十字型燃料棒设计思想和增材制造技术，提出了一种螺旋内流道的一体化堆芯设计，有望应用在未来先进核能系统的设计中。得到了如下结论：螺旋内流道堆芯功率分布平坦，功率峰因子较小；螺旋流道虽然增加了压降，降低了流动特性，但其传热面积增加 30%，在堆芯面释热率相等时其能带走更多的热量，出口温度相对于圆管流道提高了 19 K，在堆芯总释热相等时壁面温度相对于圆管流道降低了 14 K。

6.2 研究工作创新点

本研究的特色和创新之处在于：

1. 利用基于 CAD 几何的反应堆蒙特卡罗程序 RMC 和 Fluent 建立了适用于异形几何的核热耦合方法，为后续异形堆芯的设计和分析提供方法和工具。

2. 创新性的结合螺旋十字型燃料棒设计思想和增材制造技术，提出了一种螺旋内流道的一体化堆芯设计。这是增材制造技术与反应堆设计制造结合的一次探索，而未来利用增材制造技术也将成为先进核能系统发展的方向之一。

6.3 不足与展望

现有的工作已经取得了不少的成果，但也存在一些不足之处和可以深入研究的工作：

1. 输运计算效率较低。用基于 CAD 几何的 RMC 计算螺旋十字型燃料棒，现有的计算资源最多只能支持组件级的计算，这也是制约本研究的关键因素之一。目前 RMC 通过 CAD 建模的方式存在无法应用重复结构的缺点，如果进行全堆的计算不仅存在建模复杂的问题而且计算时间也是不可接受的。未来如果能够在源码层次修改 RMC 程序，实现更优秀的加速算法并结合 CAD, CSG 两种建模方式，比如单栅元应用 CAD 建模，再通过 CSG 方法扩展到全堆，这样或许能实现异形堆芯的全堆计算。
2. 本研究使用了三套网格搭建了核热耦合框架，总体来说较为复杂。而 Cubit 本身就存在网格划分的功能，未来如果能将 Cubit 划分的网格导入 RMC 和 Fluent 中计算，这样一套网格就可以实现精细的核热耦合计算。
3. 热工计算中只停留在表面，未能深入研究螺旋结构的强化换热机理。未来可深入研究螺旋结果带来的交混特性，还可以拟合流动换热经验关系式。
4. 开展螺旋十字型燃料力学稳定性研究，探究改变燃料棒扭转方向和同时应用左旋棒和右旋棒等方式对力学稳定性的影响。
5. 螺旋内流道反应堆只进行了七流道的物理和热工计算，同时物理计算中引入了一定的近似。因为基于 CAD 几何的 RMC 目前还不支持弥散介质的计算，只能用十字型无扭转流道替换螺旋内流道。除此之外还可以完善反应堆的设计细节，进行全堆的设计和计算。

传统的核能行业在增材制造等新兴技术驱动下激发出新的活力，充分利用增材制造几何设计自由度的优势，探索由传统或非传统材料制成的更复杂的异形堆芯，可以为核能领域提供新的思路和方法，提供更经济、更安全的核能系统并实现更快的部署。

插图索引

图 1.1	燃料元件横截面可能形状 ^[3]	1
图 1.2	核能领域增材制造技术的应用	2
图 1.3	螺旋十字型燃料模型	3
图 1.4	核火箭发动机燃料组件 ^[9]	3
图 1.5	研究流程图	7
图 2.1	螺旋十字型燃料棒示意图 (单位: cm)	9
图 2.2	螺旋十字型燃料组件示意图	9
图 2.3	CSG 几何模型 (左)、CAD 几何模型 (右)	10
图 2.4	异形几何耦合流程图	12
图 2.5	HDF5 文件储存层级图 ^[40]	13
图 2.6	网格匹配示意图	14
图 2.7	耦合程序文件流	15
图 2.8	十字型无扭转燃料棒 Cubit 建模示意图	16
图 2.9	径向分块无关性验证	17
图 2.10	网格计数器无关性验证	17
图 2.11	十字型分块截面示意图	18
图 2.12	Fluent 网格示意图	18
图 2.13	网格无关性验证	19
图 3.1	燃料截面示意图	21
图 3.2	能谱对比图	22
图 3.3	中心高度截面处径向功率分布	24
图 3.4	轴向功率分布图	24
图 3.5	不同高度处截面径向功率峰因子分布图	24
图 3.6	ζ 沿轴向变化	26
图 3.7	ζ 沿周向变化	26
图 3.8	出口径向速度云图	26
图 3.9	相对压强沿程分布	26
图 3.10	出口截面速度切线投影矢量图	27

图 3.11	中心截面燃料温度分布云图.....	28
图 3.12	中心燃料棒壁面温度周向分布.....	28
图 3.13	中心燃料棒中心温度轴向分布.....	28
图 3.14	改变扭转方向.....	29
图 3.15	相对压强沿程分布对比.....	29
图 3.16	相对压强沿程分布对比.....	30
图 3.17	ζ 沿周向变化对比.....	30
图 3.18	壁面温度沿周向分布对比.....	30
图 3.19	中心温度沿轴向分布对比.....	30
图 4.1	k_{eff} 随迭代次数变化.....	33
图 4.2	Δ 随迭代次数变化.....	33
图 4.3	功率峰因子随迭代次数变化.....	33
图 4.4	F_T 耦合非耦合差异.....	33
图 4.5	耦合非耦合中心截面功率分布差异.....	34
图 4.6	功率轴向分布.....	34
图 4.7	耦合对沿程压降的影响.....	35
图 4.8	耦合对 ζ 的影响.....	35
图 4.9	耦合计算对中心温度的影响.....	35
图 4.10	壁面温度分布.....	35
图 4.11	中心截面燃料温度分布.....	36
图 4.12	k_{eff} 随迭代次数变化对比.....	37
图 4.13	耦合计算轴向功率分布.....	37
图 4.14	耦合计算下径向功率分布.....	37
图 4.15	耦合计算径向功率峰因子对比.....	38
图 4.16	耦合计算中心截面燃料温度分布云图.....	39
图 4.17	耦合计算壁面温度沿周向分布.....	39
图 4.18	耦合计算中心温度沿轴向分布.....	39
图 5.1	螺旋内流道一体化堆芯设计思想.....	41
图 5.2	七通道部分堆芯尺寸.....	42
图 5.3	显示建模法 TRISO 截面分布图.....	42
图 5.4	螺旋内流道堆芯功率分布.....	44
图 5.5	螺旋内流道堆芯能谱.....	45

图 5.6	ζ 沿轴向变化.....	45
图 5.7	ζ 沿周向变化.....	45
图 5.8	横向速度云图	45
图 5.9	速度矢量图	45
图 5.10	壁面温度沿周向变化.....	47
图 5.11	壁面温度沿轴向变化.....	47
图 5.12	温度分布.....	47

表格索引

表 2.1	螺旋十字型燃料棒结构参数	9
表 2.2	十字型燃料棒 CSG、CAD 建模方式计算对比.....	17
表 2.3	MeshTally 网格.....	18
表 3.1	截面几何参数对比	20
表 3.2	计算条件	20
表 3.3	二维 k_{eff} 计算结果.....	22
表 3.4	不同三维模型下 k_{eff} 计算结果.....	23
表 3.5	功率峰因子对比	23
表 3.6	边界条件	25
表 3.7	15 MPa 水的物性随温度变化多项式 ^[23]	25
表 3.8	流动参数对比	26
表 3.9	温度对比	28
表 3.10	流动参数对比.....	29
表 3.11	改变扭转方向温度对比.....	30
表 4.1	U-10%Zr 合金物性参数 ^[44]	32
表 4.2	耦合计算中子物理性能对比	37
表 4.3	耦合计算压降对比	38
表 4.4	非耦合计算温度对比	38
表 4.5	耦合计算温度对比	39
表 4.6	耦合计算关键参数变化	40
表 5.1	氦气物性 ^[46]	43
表 5.2	SiC 热物性.....	43
表 5.3	TRISO 颗粒参数.....	43
表 5.4	临界计算结果	44
表 5.5	流动参数对比	46
表 5.6	燃料温度	46
表 5.7	传热性能对比	48

参考文献

- [1] 邢继, 高力, 霍小东, 等. ”碳达峰, 碳中和”背景下核能利用浅析[J]. 核科学与工程, 2022, 42(1): 8.
- [2] 陈宝山. 我国压水堆核电燃料元件的发展[J]. 原子能科学技术, 2003(z1): 5.
- [3] 于俊崇等. 船用核动力[M]. 上海交通大学出版社, 2016.
- [4] BETZLER B R, ADE B J, WYSOCKI A J, et al. Transformational challenge reactor preconceptual core design studies[J]. Nuclear Engineering and Design, 2020, 367: 110781.
- [5] SHIRVAN K, KAZIMI M S. Three dimensional considerations in thermal-hydraulics of helical cruciform fuel rods for lwr power uprates[J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, 270(apr.): 259-272.
- [6] DIAKOV A C, DMITRIEV A M, KANG J, et al. Feasibility of converting russian icebreaker reactors from heu to leu fuel[J]. Science & Global Security, 2006, 14(1): 33-48.
- [7] 苏著亭, 杨继材, 柯国土. 空间核动力[M]. 上海交通大学出版社, 2016.
- [8] V., V., BOL'SHAKOV, et al. Experimental study of burnout in channels with twisted fuel rods [J]. Thermal Engineering, 2007, 54(5): 386-389.
- [9] 解家春, 霍红磊, 苏著亭, 等. 核热推进技术发展综述[J]. 深空探测学报, 2017, 4(5): 13.
- [10] ALEKSEEV I, BONDARENKO S, FEDORCHENKO O, et al. Development of a heavy water detritiation plant for pik reactor[J]. Fusion science and technology, 2005, 48(1): 286-289.
- [11] CONBOY T M. Assessment of helical-cruciform fuel rods for high power density[D]. Massachusetts Institute of Technology, 2010.
- [12] CONBOY T, MCKRELL T, KAZIMI M. Experimental investigation of hydraulics and lateral mixing for helical-cruciform fuel rod assemblies[J]. Nuclear Technology, 2013, 182(3): 259-273.
- [13] CONBOY T M, MCKRELL T J, KAZIMI M S. Evaluation of helical-cruciform fuel rod assemblies for high-power-density lwrs[J]. Nuclear Technology, 2014, 188(2): 139-153.
- [14] GARUSOV E A. Determination of the thermohydraulic parameters of inter-fuel-element channels in research reactors with four-bladed fuel elements[J]. Atomic Energy, 2016, 119(6): 384-390.
- [15] ZHANG Q, LIU L, XIAO Y, et al. Experimental study on the transverse mixing of 5×5 helical cruciform fuel assembly by wire mesh sensor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, 164(3): 108582.

- [16] HARTMANN C, TOTEMEIER A, HOLCOMBE S, et al. Measurement station for interim inspections of lightbridge metallic fuel rods at the halden boiling water reactor[J]. EPJ Web of Conferences, 2018, 170.
- [17] SHIRVAN K, KAZIMI M. Nuclear design of helical cruciform fuel rods[R]. American Nuclear Society, Inc., 555 N. Kensington Avenue, La Grange Park, 2012.
- [18] SHIRVAN, KOROUSH. Numerical investigation of the boiling crisis for helical cruciform-shaped rods at high pressures[J]. International Journal of Multiphase Flow, 2016, 83: 51-61.
- [19] PALUMBO L P. Simulated heat transfer out of a metallic cruciform candu fuel element[J]. McMaster Journal of Engineering Physics, 2018, 2(1).
- [20] 蔡伟华, 韦微圣, 李石磊, 等. 5×5 花瓣形燃料棒束组件内单相流动与换热特性数值模拟研究[J]. 原子能科学技术, 2021, 55(11): 11.
- [21] 邹旭毛, 高勇, 朱俊志, 等. 高性能燃料棒束通道内的流动和换热特性研究[C]//第十六届全国反应堆热工流体学术会议暨中核核反应堆热工水力技术重点实验室 2019 年学术年会论文集. 2019.
- [22] 张琦, 赵行斌, 顾汉洋, 等. 螺旋十字型燃料元件流动与换热特性的数值模拟分析[C]//第十六届全国反应堆热工流体学术会议暨中核核反应堆热工水力技术重点实验室 2019 年学术年会论文集. 2019.
- [23] 刘畅. 螺旋型燃料棒束内流动与换热特性数值模拟[D]. 哈尔滨工业大学, 2020.
- [24] FANG Y, QIN H, WANG C, et al. Numerical investigation on thermohydraulic performance of high temperature hydrogen in twisted rod channels[J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, 161: 108434.
- [25] XIAO Y, FU J, ZHANG Q, et al. Development of a flow sweeping mixing model for helical fuel rod bundles[J]. Annals of Nuclear Energy, 2021.
- [26] 黄欢. 基于 JMCT 和 FLUENT 的三维核热耦合方法研究[D]. 中国工程物理研究院, 2018.
- [27] 何杰. 基于 MCNPX 与 Flurent 的液态钍基熔盐堆物理热工耦合研究[D]. 中国科学院大学, 2016.
- [28] 马誉高, 刘旻昀, 余红星, 等. 热管冷却反应堆核热力耦合研究[J]. 核动力工程, 2020, 41(4): 6.
- [29] 刘仕倡. 基于 RMC 的反应堆全寿期高保真模拟与随机介质精细计算[D]. 清华大学, 2018.
- [30] 陈军, 曹良志, 郑友琦, 等. 基于蒙特卡罗方法和 CFD 方法的物理-热工耦合计算[J]. 原子能科学技术, 2016, 50(2): 301-305.
- [31] 安萍, 姚栋. 超临界水堆反应堆物理-热工水力耦合程序系统 MCATHAS 的开发[J]. 核动力工程, 2010(6): 5.

- [32] IVANOV K, AVRAMOVA M. Challenges in coupled thermal-hydraulics and neutronics simulations for lwr safety analysis[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2007, 34(6): 501-513.
- [33] MISALE M, BOCANEGRA J A, BORELLI D, et al. Lattice boltzmann method applied to nuclear reactors—a systematic literature review[J]. *Sustainability*, 2020, 12(18): 41.
- [34] WANG Y, XIE M, MA Y. Analysis of the multi-physics approach using the unified lattice boltzmann framework[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 143: 107500.
- [35] 杜书华. 输运问题的计算机模拟[M]. 湖南科学技术出版社, 1989.
- [36] 威斯康星大学麦迪逊分校. DAGMC: Direct Accelerated Geometry Monte Carlo[EB/OL]. 2021. <https://svalinn.github.io/DAGMC>.
- [37] WANG K, LI Z, SHE D, et al. Rmc—a monte carlo code for reactor core analysis[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 82: 121-129.
- [38] 王振宇, 刘仕倡, 张小康, 等. 直接使用 CAD 几何的蒙特卡罗粒子输运方法研究[J]. *原子能科学技术*, 2021, 55(S01): 4.
- [39] 任玉新, 陈海昕. 计算流体力学基础[M]. 清华大学出版社, 2006.
- [40] CSDN. h5 文件简介[EB/OL]. 2019. https://blog.csdn.net/qq_39480875/article/details/102469121.
- [41] MALONE J, TOTEMEIER A, SHAPIRO N, et al. Lightbridge corporation’s advanced metallic fuel for light water reactors[J]. *Nuclear Technology*, 2012, 180(3): 437-442.
- [42] 谢国强, 褚凤敏. U-10%Zr 合金马氏体相研究[J]. *金属学报*, 1997, 33(8): 6.
- [43] 周韦, 郭海兵, 冷军, 等. U-10Zr 合金燃料实验样品设计[C]//全国核靶技术学术交流会. 2013.
- [44] ORTEGA L H, BLAMER B, STERN K M, et al. Thermal conductivity of uranium metal and uranium-zirconium alloys fabricated via powder metallurgy[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2020, 531: 151982.
- [45] 朱钧国, 杨冰, 张秉忠, 等. 10MW 高温气冷堆包覆燃料颗粒的研制[J]. *核动力工程*, 2002.
- [46] 吴宗鑫. 先进核能系统和高温气冷堆[M]. 清华大学出版社, 2004.
- [47] 张学学. 热工基础[M]. 高等教育出版社, 2015.

致 谢

首先要感谢王侃老师对我毕设工作的支持。感谢黄善仿老师对我毕设工作的关心和鼓励。感谢 Coreform 公司免费为我提供 Cubit 的许可证。感谢韩文斌、申鹏飞师兄对我工作的无私帮助和指导，在你们的帮助下我从零开始，一步步学习各种软件，做出成果，每次遇到困难总能得到师兄的帮助和指导，带着我走完科研的全流程。

回首大学四年，一开始我对未来感到迷茫不知所措，时常悲观失落。而现在我却有坚定的理想信念和乐观的心态来面对未来的挫折与苦难，这离不开家人、老师、朋友、师兄和同学对我的关心和帮助，感谢成长路上遇到的所有人！除此之外，我也要感谢那个向上的自己，希望未来能永葆自强不息的精神，一步步走向人生的新阶段！

声 明

本人郑重声明：所呈交的学位论文，是本人在导师指导下，独立进行研究工作所取得的成果。尽我所知，除文中已经注明引用的内容外，本学位论文的研究成果不包含任何他人享有著作权的内容。对本论文所涉及的研究工作做出贡献的其他个人和集体，均已在文中以明确方式标明。

签 名： 张涛 日 期： 2022.6.6

附录 A 外文资料的调研阅读报告

Review of helical cruciform fuel

A.1 Abstract

In view of the high cost of nuclear power project, the development of high performance fuel assembly is an important research direction of reactor thermal hydraulics in order to improve the economy of nuclear power. In this paper, the helical cruciform fuel form with complex geometry structure is surveyed, which is divided into physical research and thermal research, and thermal research is divided into experimental and numerical simulation. The results show that there are few physical studies on helical cruciform fuel, and the experimental studies are mainly carried out by the relevant institutions and scholars in the United States and Russia. In recent years, computational fluid dynamics has been used to conduct numerical simulation experiments on thermal engineering. It is verified that the helical cross fuel has better thermal-hydraulic performance.

A.2 Introduction

Nuclear energy is safe, economical and efficient clean energy, and the development of nuclear energy is an important strategy to achieve national emission peak and carbon neutrality. The key to the further development of nuclear energy is to optimize the reactor design, including improving the power density, safety margin and economy of the reactor core, and the thermal hydraulic performance of fuel is one of the main factors affecting the enthusiasm and safety of light water reactors. Therefore, improving the geometry and space configuration of nuclear fuel and developing high-performance new fuel has become a major research direction to improve the thermal hydraulic performance of reactors. At present, there are wire wound fuel rods, ring fuel rods and helical cruciform fuel(HCF) rods and other new designs. Compared with standard fuel assemblies, these new geometry attempt to significantly improve the power density and the safety margin by increasing the ratio of fuel surface area to volume and increase in turbulence. This paper mainly introduces helical cruciform fuel. The helical fuel has a petal-like cross sec-

tion and has four-petaled and three-petaled. In previous studies, four-petaled proved to be superior. It first emerged in the Russian Navy and was used in various Russian research reactors. Helical fuel rods for light water reactors have also been studied to some extent, but have never been employed commercially. The helical cruciform fuel has several advantages listed as followed^[1]:

1. Increases the relative surface area and improves the heat transfer performance. A larger surface area means a lower average heat flux at a given power rating.
2. Enhanced the mixture of coolant and flattens the temperature distribution. The cruciform shape feature allow lateral flow of coolant which enhances heat transfer and reduces the occurrence of local hot spots
3. Self-supporting structure. The helical cruciform fuel element is supported and fixed by adjacent fuel rods at the contact point of each quarter pitch, which enhances the stability of the structure and avoids the failure caused by the vibration of the lattice.

To sum up, the helical cruciform fuel rod can improve the power density and safety margin of the reactor core. The research shows that it can improve the power of boiling water reactor by 24% and pressurized water reactor by 47%^[1], which has broad application prospects.

A.3 Physical research

Diakov^[2] analyzed the possibility of helical cruciform fuelement using low enriched uranium, he concluded that low concentration of uranium could be used without reducing the life of the core.

Koroush Shivan and Mujids. Kazimi^[3] use SERPENT to compare the two-dimensional and three-dimensional neutron properties of GE11 cylindrical BWR fuel and its equivalent helical cruciform fuel rod, and he used Conboy's SP2 design. In the two-dimensional analysis, the helical cross fuel is 0.4% less reactivity than the cylindrical fuel with the same fuel cross section due to the increased absorption in the cladding. Due to the helical cross geometry, its self-shielding characteristics are lower than that of the cylinder, so it has lower self-absorption of ^{238}U , thus the number of fast group fission is reduced, and the thermal neutron density is higher. However, the self-rotating characteristic of helical structure leads to the increase of thermal neutron utilization coefficient, and the

number of thermal neutrons absorbed increases due to the increase of the circumference of the rod facing the moderator. Compared with the equivalent cylindrical geometry, the reactivity of HCF geometry changes more when ^{235}U and Gd are enriched, up to 6%. When taking into account the three dimensional case, the helical cruciform structure is further reactive.

A.4 Thermal research

A.4.1 Experimental research

Helical fuel structures have been proposed in the Former Soviet Union, it had been successfully fabricated and used in reactors, but experimental data can obtain because of secrecy. After the collapse of the Soviet Union, the institute of Nuclear Physics in St. Petersburg^[4] continued to carry out research in this field, and successively built SM and PIK nuclear reaction test reactors, and obtained a series of experimental research data.

Bol'shakov^[5] carry out experiment to study pressure drop and critical heat flux of VVER-T fuel assembly. The results show that the total pressure drop measured by cylinder and helical fuel is almost the same. The calculated results of critical heat flow show that the experimental value is higher than the calculated value, and the deviation is the largest in the central region. Compared with the cylindrical rod, the helical rod bundle is more prone to center rod burning.

Conboy^[1] use a 4×4 helical cruciform rod bundle to carry out the coolant mixing test. The effects of different mass flow rate, torsional pitch and mixing length were studied by using hot water tracer injection technique. New experimental data on mixing and pressure drop were obtained. It is shown that the amplitude and width of the center peak decrease with decreasing pitch. The mixing mechanism is also divided into turbulent mixing and steering sweep caused by structure itself. According to the experimental data of torsional pitch, flow velocity and mixing length of different helical cross bars, a pair of optimum fitting coefficients are determined. The given mixed correlation formula of hydraulic and cross flow can reduce the uncertainty in the modeling of HCF^[6]. When analyzing the critical heat flux of BWR, it is found that the mass peak value of corner channel is large at SP2 200 cm pitch, which proves that there is not enough mixing. Therefore, some bumps are added on the wall of the assembly to reduce the flow limit of the external sub-channel.

Based on this, the HCF rod should be adjusted and designed the SP3 section shape.

Garusov^[7] references the data of SM and PIK research heap. Considering the shape of flow section and surface roughness of fuel element, the calculation methods of hydraulic resistance coefficient and thermal radiation coefficient of reactor core at rated power are given, and the results are in good agreement with the experimental values.

Zhang Qi et al.^[8] used tracer method to carry out calibration experiments and transverse mixing characteristics of 5×5 components, and used wire mesh sensor to measure the subchannel concentration. The transverse mixing of the helical cross component is mainly caused by the steering sweep of the helical result itself. The swirl flow pattern and the transverse mixing rate change with the change of Reynolds number, and the effective mixing coefficient is constant.

A.4.2 Numerical simulation research

Shirvan^[9] compares the CFD method with the experimental data of Conboy's SP2 model 4×4 single-phase flow, and proves the feasibility of the CFD method. Compared with several computing software, it is believed that Fluent has faster computing speed, and STARCCM++ has better grid generation ability. Finally, STARCCM++ is selected for calculation. In addition, linear $k - \epsilon$ can better match the experimental data. For the mixing data of 50 cm and 100 cm, the CFD simulation structures of 50 cm and 100 cm at pitch match the experimental results, and confirm that 200 cm at pitch is similar to the cylinder.

Shirvan^[10] also used the two-phase Euler equation to develop a framework for predicting deviated bubble nucleus boiling (DNB) at high pressures, which was in agreement with the trend of the Russian helical cruciform high pressure experimental data. The authors also suggest that the helical cross bars should not be twisted only in one direction, especially under the condition of supercooling, which will deteriorate the critical heat flow performance of the central bar of the assembly.

Palumbo^[11] conducted a simulated heat transfer study on a helical cruciform U-Zirconium (U-70%Zr) alloy Canadian uranium Heavy Water (CANDU) fuel assembly in a ring arrangement. Its heat transfer coefficient is 32% higher than conventional fuel element. The simulated peak temperature of metal alloy fuel is much lower than the solid phase melting temperature at the traditional CANDU fuel core melting power level. At

the same time, uranium-zirconium alloy has good thermal conductivity and can reduce the difference of temperature difference in different areas of fuel element under different power levels.

Many domestic scholars have carried out simulation research on helical cruciform fuel, and the research content is similar with minor differences. Cai heihua^[12] use STAR-CCM+ to carry out Numerical simulation of 5×5 helical cruciform fuel rod bundles. Because the fuel rod self-supporting structure has some difficulties in grid division, the paper first compares the influence of rod spacing on the flow field of components, and considers that the best spacing is 0.5 mm. The geometrical structure of helical cruciform fuel rod in MIT single-phase pressure drop experiment was selected. The turbulence model was compared with Realizable $k - \epsilon$, Standard $k - \omega$ and SST $k - \omega$, SST $k - \omega$ is the calculation model. Then, the key thermal parameters such as secondary flow velocity, temperature and heat transfer coefficient were calculated and analyzed, and the influence law of inlet flow velocity and spiral pitch on internal flow and heat transfer characteristics of the component was obtained. The flow and heat transfer characteristics in helical cruciform fuel bundle channel are studied by Fluent. The highest temperature of the wall surface appeared at the maximum radius of the fuel rod, and the lowest temperature appeared at the minimum radius of the fuel rod about 30 degrees. The influence of pitch on flow resistance is small. Reducing pitch and increasing main flow velocity can obviously improve flow heat transfer performance and enhance the stirring effect of coolant.

Similarly, Zhang Qi et al.^[13] used Fluent to calculate the flow and heat transfer characteristics of 5×5 helical cross fuel assembly by using SST $k - \omega$ turbulence model. The results show that the flow enters the stage of full development after a quarter of the pitch, the average temperature of the rod bundle at the edge is higher than that at the middle, and there are local hot spots. The influence of pitch on flow resistance is small at low flow rate, but the flow heat transfer performance is significantly affected.

Liu chang^[14] in his master's thesis generalized the helical cruciform rods design criterion, studied the structural parameters of the helical cruciform fuel such as transition radius, pitch, arrangement and operating parameter such as inlet velocity, temperature and operation pressure, and analyzed its influence on the flow and heat transfer characteristics. The optimum structural parameters were determined, and it was concluded that high inlet temperature and low operating pressure could improve the overall performance. Finally,

an empirical formula for helical cruciform fuel rods was developed.

Fang Yuliang et al.^[15] numerically simulate the flow of high-temperature hydrogen in 2×2 helical cross fuel rods, and the error is within 20% compared with the literature. The results show that the overall thermal performance of the helical cross rod bundle is significantly higher than that of the circular rod bundle, but the high temperature hydrogen pyrolysis model is not considered.

Xiao et al.^[16] used Conboy's geometric model to study the flow field of the helical cruciform rod bundle channel from the subchannel method, and found that the mixing effect of the fluid was mainly caused by its structure itself and turned to sweep rather than turbulent mixing, so they proposed a sweep mixing model.

A.5 summary

To sum up, there are few physical studies on helical cross fuels, because of the difficulty of neutronic analysis brought by complex geometry. The experimental research is mainly carried out by related institutions and scholars in the United States and Russia, and only one person in China has carried out experimental research. At the beginning, the sub-channel method was used to study thermal-hydraulic performance. In recent years, the computational fluid dynamics method was used to conduct numerical simulation experiments on thermal-hydraulic performance to explore the influence of structural parameters and operating parameters on thermal-hydraulic performance. But there are a few limitations:

1. Most fuel rods use fixed heat source, without considering the neutron part.
2. No full reactor calculation.
3. Most of the research on the influence of parameters on thermal-hydraulic performance, less research on the more essential problems in the flow.

In the future, we need to carry out neutronic analysis, conduct in-depth research on the mechanism of mixing in thermal engineering, fit the empirical relationship, and then conduct nuclear thermal coupling analysis, finally establish the full reactor structure and carry out the full reactor calculation.

参考文献

- [1] Thomas M Conboy. *Assessment of helical-cruciform fuel rods for high power density*. PhD thesis, Massachusetts Institute of Technology, 2010.
- [2] Anatoli C. Diakov, Alexander M. Dmitriev, Jungmin Kang, Alexey M. Shuvayev, and Frank N. Von Hippel. Feasibility of converting russian icebreaker reactors from heu to leu fuel. *Science & Global Security*, 14(1):33–48, 2006.
- [3] K Shirvan and MS Kazimi. Nuclear design of helical cruciform fuel rods. Technical report, American Nuclear Society, Inc., 555 N. Kensington Avenue, La Grange Park, 2012.
- [4] IA Alekseev, SD Bondarenko, OA Fedorchenko, KA Konoplev, TV Vasyanina, EA Arkhipov, and VV Uborsky. Development of a heavy water detritiation plant for pik reactor. *Fusion science and technology*, 48(1):286–289, 2005.
- [5] V., V., Bol'shakov, S., M., Bashkirtsev, L., L., Kobzar' A., and G. Experimental study of burnout in channels with twisted fuel rods. *Thermal Engineering*, 54(5):386–389, 2007.
- [6] TM Conboy, TJ McKrell, and MS Kazimi. Experimental investigation of hydraulics and lateral mixing for helical-cruciform fuel rod assemblies. *Nuclear Technology*, 182(3):259–273, 2013.
- [7] E. A. Garusov. Determination of the thermohydraulic parameters of inter-fuel-element channels in research reactors with four-bladed fuel elements. *Atomic Energy*, 119(6):384–390, 2016.
- [8] Q. Zhang, L. Liu, Y. Xiao, J. Fu, and H. Gu. Experimental study on the transverse mixing of 5×5 helical cruciform fuel assembly by wire mesh sensor. *Annals of Nuclear Energy*, 164(3):108582, 2021.
- [9] K. Shirvan and M. S. Kazimi. Three dimensional considerations in thermal-hydraulics of helical cruciform fuel rods for lwr power uprates. *Nuclear Engineering and Design*, 270(apr.):259–272, 2014.
- [10] Shirvan and Koroush. Numerical investigation of the boiling crisis for helical cruciform-shaped rods at high pressures. *International Journal of Multiphase Flow*, 83:51–61, 2016.
- [11] Lucas Peter Palumbo. Simulated heat transfer out of a metallic cruciform candu fuel element. *McMaster Journal of Engineering Physics*, 2(1), 2018.
- [12] 蔡伟华, 韦微圣, 李石磊, 张文超, and 侯延栋. 5×5 花瓣形燃料棒束组件内单相流动与换热特性数值模拟研究. *原子能科学技术*, 55(11):11, 2021.
- [13] 张琦, 赵行斌, 顾汉洋, 肖瑶, and 刘茂龙. 螺旋十字型燃料元件流动与换热特性的数值模拟分析. In 第十六届全国反应堆热工流体学术会议暨中核核反应堆热工水力技术重点实验室 2019 年学术年会论文集, 2019.
- [14] 刘畅. 螺旋型燃料棒束内流动与换热特性数值模拟. Master's thesis, 哈尔滨工业大学, 2020.

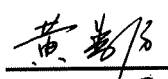
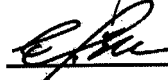
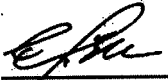
- [15] Yuliang Fang, Hao Qin, Chenglong Wang, Lei Zhou, Jing Zhang, Dalin Zhang, Wenxi Tian, Guanghui Su, and Suizheng Qiu. Numerical investigation on thermohydraulic performance of high temperature hydrogen in twisted rod channels. *Annals of Nuclear Energy*, 161:108434, 2021.
- [16] Y. Xiao, J. Fu, Q. Zhang, H. Zhao, and H. Gu. Development of a flow sweeping mixing model for helical fuel rod bundles. *Annals of Nuclear Energy*, 2021.

附录 B 补充内容

B.1 h5 文件改写代码

```
1 def rewrite_dagmc(self):
2     """
3     修改dagmc.h5m文件赋温度部分
4     温度信息存在h5文件tsst/tags/EXTRA_NAME0(/EXTRA_NAME1)(/NAME)
5     包含id_list与values
6     id不同于cubit中赋的id,value顺序和cubit定义一直
7     故应记录温度定义的次序,按定义次序修改赋值
8     每个volume温度定义不要重复,这样初始两个volume会被归于一个temp的group内,无
9     法分开
10    """
11    f = h5py.File(
12        'dagmc.h5m', 'r+')
13    f1 = f['tsst']
14    f2 = f1['tags']
15    f3 = f2['NAME']
16    f4 = f2['EXTRA_NAME0']
17    f5 = f2['EXTRA_NAME1']
18    # 储存温度信息
19    ff1 = f3['values'][:]
20    ff2 = f4['values'][:]
21    ff3 = f5['values'][:]
22    for i in range(self.blockz):
23        ff1[i+self.templinumber+1] = self.fluidtempbyte[i]
24        ff2[i+self.templinumber] = self.fluidtempbyte[i]
25        ff3[i+self.templinumber] = self.fluidtemp_byte[i]
26    for j in range(self.fuelnumber):
27        for i in range(self.blockz):
28            ff1[6+j*15+i*3] = self.fueltempbyte[i][j][2]
29            ff2[5+j*15+i*3] = self.fueltempbyte[i][j][2]
30            ff3[5+j*15+i*3] = self.fueltemp_byte[i][j][2]
31            for k in range(self.blockr-1):
32                ff1[7+j*15+i*3+k] = self.fueltempbyte[i][j][1-k]
33                ff2[6+j*15+i*3+k] = self.fueltempbyte[i][j][1-k]
34                ff3[6+j*15+i*3+k] = self.fueltemp_byte[i][j][1-k]
35    f3['values'][:] = ff1
36    f4['values'][:] = ff2
37    f5['values'][:] = ff3
38    f.close()
39    return 0
```

综合论文训练记录表

学生姓名	张涛	学号	2018011837	班级	核 82 班
论文题目	基于异形几何的核热耦合研究				
主要内容以及进度安排	<p>主要内容: 本课题以异形几何燃料中具有代表性的螺旋十字型燃料为研究对象，分别建立其几何模型、中子物理模型和热工水力模型，在此基础上进行非耦合的螺旋十字型燃料中子物理和热工水力性能验证与对比。在非耦合基础上搭建适用于异形几何的核热耦合框架，并将其应用于螺旋十字型燃料七棒叉排组件核热耦合计算。最后提出了一种基于增材制造的一体化螺旋内流道堆芯设计方案。</p> <p>进度安排: 第 1-3 周：文献综述，熟悉 RMC 和 Fluent 第 4-5 周：分别使用 RMC 和 Fluent 进行螺旋十字型燃料中子物理和热工水力性能的验证 第 6-7 周：搭建异形几何核热耦合框架并使用单栅元模型进行测试 第 8 周：中期汇报 第 9-12 周：进行圆柱型、十字型和螺旋十字型七棒叉排燃料组件核热耦合计算；螺旋内流道一体化堆芯设计与分析计算 第 13-15 周：撰写论文 第 16 周：论文答辩</p> <p style="text-align: right;">指导教师签字: </p> <p style="text-align: right;">考核组组长签字: </p> <p style="text-align: right;">2022 年 3 月 10 日</p>				
中期考核意见	<p>该课题进度安排合理，完成螺旋十字型燃料中子物理和热工水力性能的数值模拟，耦合程序开发完毕，异形几何核热耦合框架搭建基本完成。工作推进迅速，中期考核合格。</p> <p style="text-align: right;">考核组组长签字: </p> <p style="text-align: right;">2022 年 4 月 14 日</p>				

<p style="text-align: center;">指导教师评语</p>	<p>论文首先建立了对异形几何的中子物理和热工水力分析的分析手段，进行了螺旋十字型燃料的数值模拟。在此基础上建立了异形几何的核热耦合框架，揭示了耦合计算对反应堆设计的保守性意义。最后将增材制造技术与反应堆设计制造结合，提出了螺旋内流道一体化堆芯这一异形堆芯设计理念，并进行相应的分析计算。总体工作量大，完成预期任务，论文有新见解，条理清晰，整体达到了综合论文训练的要求。</p> <p style="text-align: right;">指导教师签字: <u>黄嘉彤</u></p> <p style="text-align: right;">2022年6月6日</p>
<p style="text-align: center;">评阅教师评语</p>	<p>该论文以螺旋十字型燃料为研究对象，建立了对异形几何的中子物理和热工水力分析的分析方法，搭建了适用于异形几何的核热耦合框架，最后创新性提出了螺旋内流道一体化堆芯设计理念。该论文是对异形几何堆芯的核热耦合方法的探索，建立的基于 CAD 几何的核热耦合框架将为后续异形堆芯的核热耦合起借鉴意义。总体来说工作量大，内容完整，论文写作规范、条理清晰，符合综合论文训练的要求。</p> <p style="text-align: right;">评阅教师签字: <u>朱纲林</u></p> <p style="text-align: right;">2022年6月8日</p>
<p style="text-align: center;">答辩小组评语</p>	<p>该综合论文训练成功搭建了异形几何的核热耦合分析框架，能为后续异形堆芯的核热耦合起一定借鉴意义。提出的螺旋内流道一体化堆芯是增材制造与反应堆设计制造结合的一次探索，具有一定的创新性。论文整体工作量大，完成度较高。答辩展示清晰流畅回答问题无误，经答辩小组商议，一致通过其论文答辩。</p> <p style="text-align: right;">答辩小组组长签字: <u>陈华</u></p> <p style="text-align: right;">2022年6月10日</p>

总成绩: A

教学负责人签字: 王树军

2022年6月15日