

中国材料大会 2025

暨新材料科研仪器与设备展

7月5-8日, 2025

福建 厦门

C17-核石墨
C17-Nuclear graphite

主办单位

中国材料研究学会

会议网址: <https://cmc2025.scimeeting.cn>



C17. 核石墨

分会主席：周兴泰、于溯源、康飞宇、申克

C17-01

高温气冷堆用核石墨材料与系统安全

李正操

清华大学

第四代核能技术已成为大国必争领域，报告聚焦于高温气冷堆用核石墨材料与系统安全，是第四代核电技术的核心要素，其设计理念通过材料特性与工程结构的协同实现了固有安全性。核石墨是第四代先进核能系统的关键材料之一，在温度、载荷、气氛、辐照多因素耦合条件下长期服役，理解和建立核石墨服役工况下的损伤失效机制是反应堆寿命管理与材料研发迭代的必要路径。

C17-02

钍基熔盐堆及其石墨材料

周兴泰

中国科学院上海应用物理研究所

作为第四代先进反应堆之一，钍基熔盐堆使用石墨材料作为中子慢化体。由于熔盐堆核燃料为液态燃料，燃料溶解在冷却剂熔盐中，熔盐、燃料及裂变产物与堆内石墨材料直接接触，使熔盐堆对石墨材料提出了更高的要求。本报告将简介我国钍基熔盐堆发展历程及熔盐堆对堆芯石墨材料的要求；重点介绍我国钍基熔盐堆用石墨材料研发历程及其相关研究成果。

C17-03

石墨气热提纯杂质转化规律研究

申克

湖南大学

作为实现双碳目标的重要途径，全球核能技术蓬勃发展。当前，国际核能利用以压水堆核电站为主，反应堆寿期可达 80 年以上。我国在高温气冷堆第四代核能技术方面领先世界，高温气冷堆示范工程投入商业运行，HTR-PM600 获批建设，钍基熔盐堆建成运行。核石墨作为高温气冷堆和熔盐堆的堆芯构件，成为重要战略材料。然而，受到核石墨辐照性能的限制，与压水堆相比，高温气冷堆的寿命较短。HTR-PM 的设计寿命为 60 年；英国先进气冷堆因石墨构件辐照变形开裂，实际运行寿命约 40 年。高温气冷堆和熔盐堆的寿命与核石墨的辐照寿期成正比，核石墨的辐照性能是限制反应堆寿命的最主要因素。因此，研发新型长寿命耐辐照核石墨，提高高温气冷堆的经济性，是核石墨领域长远发展的重要任务。

C17-04

高温条件下 IG11 圆盘劈裂强度各向异性研究

周俊杰

清华大学核能与新能源技术研究院

本研究采用巴西圆盘劈裂方法，对细颗粒核级石墨 IG11 开展了高温强度试验研究。温度范围从室温 25℃到 1000℃，探讨了平行晶格方向（WG）和垂直晶格方向（AG）的强度变化。试验数据分别采用正态分布和威布尔分布进行统计分析，结果表明三参数威布尔模型在捕捉低失效概率方面的优越精度。研究发

现, 劈裂强度随温度升高而增加, 在高温条件下稳定在约 25 MPa, 且 WG 方向的强度相较于 AG 表现出更好一致性。作为一种准各向同性材料, IG-11 石墨的高温劈裂强度各向异性度变化较小。研究结果为巴西圆盘劈裂方法在高温条件下的应用提供了数据支持。

C17-05

SiC 材料中的氦泡问题

刘敏

中山大学

碳化硅 (SiC) 具有耐高温、耐腐蚀、耐辐照、氦渗透性低等优点, 是聚变堆中流道插件和包层结构的理想候选材料。聚变中子将与 SiC 发生核嬗变反应, 生成高浓度的 He 原子, 可被空位俘获, 在高温下迁移聚集形成氦泡。同时, 理论计算发现高能聚变中子还将与 SiC 发生核嬗变反应, 生成高含量的金属嬗变元素, 与 He 产生复杂的协同作用, 从而影响材料的微结构演变和机械性能。本报告系统研究了 SiC 的氦泡问题以及金属嬗变核素与 He 的协同效应。

C17-06

核石墨辐照效应与氧化-辐照耦合研究

吕沙沙

北京师范大学

核石墨构件将长期处于高温、高压、中子辐照、氧化腐蚀等复杂恶劣的环境中。这会引起核石墨的氧化腐蚀、辐照损伤等, 将对核石墨的微观孔隙结构和缺陷演化产生复杂的影响, 进一步带来核石墨宏观尺寸、机械性质、热学性能等参数的变化, 改变核石墨构件的应变应力状态, 最终影响核石墨的服役行为。因此需要对多种因素综合作用下核石墨材料的服役行为进行系统的研究, 从而评估核石墨的服役状态和结构完整性。本报告解析了不同温度下核石墨的离子辐照行为及缺陷演化特征, 旨在阐明在氢离子和氦离子辐照条件下 ET-10 核石墨的缺陷演化规律及其与温度的关系, 揭示氧化-辐照耦合效应对堆内核石墨结构性能的影响。

C17-07

基于离子束辐照翘曲的核石墨辐照尺寸变化行为评价方法

贺周同

中国科学院上海应用物理研究所

近些年来受需求驱动, 我国核石墨发展迅速。核石墨辐照行为评估, 特别是其辐照尺寸变化行为的评估是其国产化的主要瓶颈之一。由于快中子辐照资源少、成本高、周期长, 发展快速评价核石墨辐照尺寸评价方法可以极大地促进国产核石墨的发展, 也可以用于核石墨辐照行为的均匀性、一致性评估, 解决核石墨质量控制的最后一环。离子束辐照由于其可获得、周期短、成本低、温度控制更精确等优点, 成为模拟材料在快中子场中辐照重要的方法。目前, 针对合金、陶瓷材料等在辐照环境下的尺寸变化行为 (辐照肿胀、辐照生长等) 都有比较成熟的离子束辐照评价方法, 比如台阶法、微纳悬臂梁法、气泡统计法等。但由于核石墨材料多孔的结构、局部不均匀等原因, 这些方法并不适用。为实现离子束辐照方法评价核石墨材料的辐照尺寸变化行为, 采用 30MeV 的 Ni 离子束在 400 和 600 摄氏度条件下辐照核石墨薄片样品, 测量薄片样品的曲率变化, 通过样品曲率变化与辐照尺寸变化间的关系模型, 预测核石墨的辐照尺寸变化

和辐照寿命；同时开展辐照后石墨的微观结构演化规律研究，进一步对比离子辐照与快中子辐照的异同。通过与快中子辐照结果对比，证明了离子束方法可以有效地对比不同石墨牌号的辐照尺寸变化行为，是一种值得继续发展的促进新牌号核石墨发展的手段。

C17-08

骨料粒径对细粒度核石墨空气氧化的影响

周舟

中山大学

高温气冷堆在进气事故工况下，大量空气进入与核石墨材料发生高温氧化反应，威胁反应堆结构完整性。因此，研究核石墨的氧化对于高温气冷堆的设计和安全运行具有重要意义。核石墨的氧化行为与温度、微观结构、杂质含量、样品尺寸、骨料原料类型等诸多因素相关，是一个复杂的课题。本研究以不同粒径的沥青焦为骨料制备了一系列核石墨样品，关注骨料粒径对细粒度核石墨空气氧化行为的影响。本报告将介绍不同骨料粒径样品在 650~750° C 温度范围的空气氧化失重实验结果及其表观活化能。此外，本研究对样品的晶体结构、表面形貌及纳米-微米尺度孔隙等微观结构进行了全面表征。实验结果证实，仅以粒径尺寸并不足以预测核石墨的氧化行为，氧化反应活性位点浓度等微观结构因素也起着重要作用。

C17-09

熔盐堆核燃料元件基体石墨制备与性能研究

陈楠楠

中国科学院上海应用物理研究所

熔盐反应堆（MSR）作为第四代核能系统，具有高效、清洁和安全的优势。固态燃料熔盐堆内燃料元件直接接触 700 °C 熔盐，面临高温熔盐浸渗、辐照损伤和自重载荷等挑战，需具备优异的抗熔盐浸渗能力、耐辐照性、高导热及结构稳定性。传统球形燃料元件的 A3-3 石墨基体孔径较大（约 1 μm ），难以满足抗熔盐浸渗要求。本研究针对熔盐堆燃料元件的关键需求，采用炭黑（CB）改性石墨基体，旨在提升其致密性、各向同性及抗浸渗能力，为我国自主化燃料元件研发提供技术支撑。

本研究采用准等静压工艺，制备圆柱形石墨基体和相应的燃料元件，通过炭黑（CB）改性提升 A3-3 石墨的致密性和抗熔盐渗透性能，验证改性后的 ATH-15 石墨在孔隙结构、热学性能及抗熔盐浸渗方面的性能，探索其作为熔盐堆燃料元件基体的适用性，并优化燃料颗粒填充体积分数以平衡传热性能与结构稳定性。

研究表明，圆柱形炭黑改性后的 ATH-15 石墨在致密化、抗熔盐浸渗及结构均匀性方面优于圆柱形 A3-3 石墨，综合性能符合熔盐堆燃料元件要求。ATH-15 石墨通过 CB 改性实现了更小的平均孔径（317 nm）、更高的熔盐阻隔能力（阈值压强 1.07 MPa）及更低各向异性度（ $\alpha < 2.5$ ）。压汞实验表明了改性后孔结构的优化：ATH-15 孔隙率（17.69%）略高于 A3-3（17.09%），平均孔径从 586 nm 降至 317 nm，汞浸渗阈值压强从 1.86 MPa 提升至 2.26 MPa，对应 FLiBe 盐浸渗阈值压强达 1.07 MPa（A3-3 为 0.89 MPa）。

热学性能分析表明：ATH-15 热导率（平行/垂直方向分别为 23 W/m·K 和 32 W/m·K）低于 A3-3（31 W/m·K 和 48 W/m·K），难石墨化的无定形炭黑导致石墨基体导热性降低；由热膨胀系数（CTE）计算得到的各向异性度 α 显著改善，ATH-15 的 α 值范围为 1.76-2.5，优于 A3-3 的 2.13-2.96，CB 的球形结构有效抑制了石墨层状堆积，结构均匀性提升。同时，利用软件进行了传热模拟，模拟结果表明当燃料颗粒填充体积分数 20% 时，ATH-15 与 A3-3 元件峰值温度接近且功率密度-温度曲线最优，可以避免局部热点风

险，燃料元件热管理效率最佳。

本研究为熔盐堆燃料元件基体材料的国产化提供了技术路径，证实了炭黑改性可有效解决传统元件石墨基体的熔盐浸渗问题，对推动我国熔盐堆用燃料元件基体石墨自主研发具有重要意义。

C17-10

退役核石墨中典型金属放射性核素的溴化反应机理

牛瑞涛

北京交通大学

在从核反应堆退役的核石墨中，金属放射性核素的放射活性占很大比例。溴化焙烧是一种针对退役核石墨中金属核素的回收很有前景的新方法。基于密度泛函理论(DFT)评价了 ^{59}Ni 等典型金属核素在缺陷石墨表面的 HBr 去除效果和溴化机理，揭示出溴化铵焙烧处理退役核石墨过程中金属核素在缺陷石墨表面的界面反应过程。 $\text{Ni} \rightarrow \text{NiBr}$ 过程的反应能垒为 520.9 kJ/mol ， $\text{NiBr} \rightarrow \text{NiBr}_2$ 为金属核素 ^{59}Ni 从缺陷核石墨表面解吸过程，其反应能垒为 535.9 kJ/mol ， $\text{NiBr} \rightarrow \text{NiBr}_2$ 过程具有更高的反应能垒，因此成为该溴化反应路径的决速步。路径 I: $\text{Ni} \rightarrow \text{NiBr} \rightarrow \text{NiBr}_2$ 的溴化反应能垒为 535.9 kJ/mol ，路径 II: $\text{Ni} \rightarrow \text{NiBr}_2$ 路径需要克服的反应能垒为 538.8 kJ/mol ，路径 I 的最大反应能垒较低，因此得出 ^{59}Ni 可通过 $\text{Ni} \rightarrow \text{NiBr} \rightarrow \text{NiBr}_2$ 的反应路径被溴化，并遵循 Eley-Rideal 机理。 ^{59}Ni 被溴化的基元反应路径为两步反应且反应能垒为 535.9 kJ/mol ，结果表明用溴化焙烧回收核石墨中的 ^{59}Ni 等金属核素是可行的。通过计算确定了 ^{59}Ni 等金属核素在缺陷石墨表面的吸附能和吸附结构，并确定各溴化反应的能量分布、过渡态和中间体的结构。本研究可为核石墨材料和宝贵金属核素的回收利用提供理论支持和基础数据，为核工业中金属核素的去除提供新的途径。

C17-11

SiC 基体 FCM 模拟芯块的细观损伤破坏行为

赵海宇

复旦大学

具有卓越的裂变产物包容能力及安全性的 FCM(Fully Ceramic Microencapsulated)芯块在未来多种先进核反应堆中具有良好的应用前景。全陶瓷微封装核燃料 (FCM) 是由 TRISO 颗粒和基体构成的复合燃料。TRISO 颗粒具有多层级结构，中心的核燃料小球(Kernel)依次被外部的多孔碳层(Buffer 层)、内致密碳层(IPyC 层)、SiC 层及外致密碳层(OPyC 层)所包覆。SiC 因其熔点高、抗辐照、热导率高等优点成为重要的弥散基体候选材料。FCM 燃料芯块结构复杂，各层材料具有不同的物理性能，会产生复杂的力学相互作用：(1)Kernel 层骨架的热膨胀、热蠕变变形会影响核芯的体积生长；(2) Buffer 层骨架、内外致密碳层的各向异性的热膨胀、热蠕变等变形；(3)碳化硅层会产生热膨胀、蠕变等变形行为；(4)基体材料会产生热膨胀、蠕变等变形行为；(5)模拟芯块中含有多个 TRISO 颗粒，TRISO 颗粒的含量以及分布形式影响整个 FCM 模拟芯块的力学相互作用。

本研究首先利用 SPS 工艺以及“穿衣工艺”制造出 SiC 陶瓷基体以及有不同颗粒含量的 SiC 基体模拟芯块。进行不同温度的堆外压缩实验和不同温度 and 不同外压的蠕变压缩实验。根据 SiC 基体模拟芯块的堆外压缩实验以及蠕变实验的实验数据得到基体的力学性能；考虑 FCM 燃料芯块中各层材料完善的热力学性能，建立三维大变形增量本构关系、应力更新算法和一致刚度模量；基于 ABAQUS 商用软件，实现 SiC 基体模拟芯块的堆外压缩实验和蠕变实验模拟理论建模以及数值模拟，获得了 SiC 基体模拟芯块由于蠕变等变形所产生损伤的过程，并且得到温度以及外压对 SiC 基体模拟芯块的高温蠕变损伤的影响规律。初步揭示了 SiC 基体模拟芯块的堆外细观损伤破坏机制。

C17-12

高温气冷堆基体石墨高温水蒸气腐蚀行为研究

段高晗

清华大学

基体石墨是高温气冷堆球形燃料元件的重要组成部分，占到了体积分数的 90% 以上，基体石墨的物化特性深刻影响了燃料元件的使用性能和安全性能。IG-11 作为典型的细粒结构石墨，在反应堆结构材料中有广泛应用。本研究选择基体石墨和 IG-11 两种石墨材料，通过设置 900℃、1000℃、1100℃ 等不同的反应温度，在水蒸气体积分数为 20% 的水蒸气和氦气混合气体氛围中，对基体石墨的高温水蒸气腐蚀行为进行研究，获得了在以上不同温度下基体石墨失重随时间的变化曲线。通过引入铯元素，完成了掺入裂变产物铯的水蒸气腐蚀实验。通过对基体石墨腐蚀试样进行表征，对比了基体石墨在腐蚀前后微观结构和孔隙分布的变化，分析基体石墨的高温水蒸气腐蚀中微观缺陷的演化，以及裂变产物对石墨水蒸气腐蚀的影响。

C17-13

高温气冷堆石墨碳构件体积检测研究

丛鹏

清华大学

国家能源双碳战略中，核能扮演着重要角色。作为四代堆中首个实现商业化运行的高温气冷堆，凭借固有安全性、模块化设计、高温工艺热的多样化应用，得到广泛关注。高温气冷堆不同于其他堆型，大量使用陶瓷材料作为堆芯支承结构。多孔性石墨、碳材料在生产制造过程中，不可避免产生孔洞、裂纹、夹杂、疏松等缺陷。这些缺陷长期处在高温、高中子通量辐照下，可能扩展，甚至引起开裂、脱落，进而影响反应堆安全。鉴于堆芯支承结构在反应堆运行全寿期无法更换，有必要在入堆前对其进行全面质量检查。

对于大体积石墨/碳构件的体积检测，国内外尚无相应检测标准和规范。清华大学核研院首次提出了流水线式多层螺旋 CT 石墨/碳构件体积检测方法，利用钴 60 同位素源发出 γ 射线穿透被检测构件，由高性能多排阵列探测器采集信号，经高质量图像重建算法实时重建，同时利用人工智能网络进行实时缺陷自动识别和测量，完成体积检测报告。该系统采用流水线式工作模式，可自适应多种构件检测参数优化，具备长期连续检测能力，拥有人工智能图像处理和缺陷诊断。

清华大学核研院已经完成多套体积检测系统的设计、制造，并在国内多家核石墨/碳生产厂家得到应用，检测了大量石墨/碳构件，保证了入堆产品的质量合格，在高温气冷堆的安全性提升中发挥了重要作用。未来将在堆芯支承结构数字孪生体构建、智能建造、寿命及延寿评估等方面，继续开展开创性的工作，助力高温气冷堆的进一步发展。

C17-14

基于氯化/溴化焙烧处理技术的退役核石墨中金属核素迁移机理

陈梅倩

北京交通大学

近年来，随着高温气冷堆核电站示范工程的投入运行和推广，我国对核石墨材料需求量不断增加。退役核石墨废弃物去污技术研究，特别是其中金属核素处理回收技术的研究是可持续利用核技术面临的关键问题之一。由于金属核素资源宝贵，且核石墨材料研发成本高、时间周期长，发展较低温度下实现金属核

素高效去污新方法，解决核石墨的去污处理和资源回收问题，并有望推动国家放射性废物治理工程的发展。在常规微氧化或惰性气氛下，热处理核石墨的方法较为成熟，但由于金属核素挥发温度高、微量金属核素不可控迁移、退役核石墨去污效率低等原因，常规热处理并不适用退役核石墨中金属核素回收。目前，在冶金领域实现从矿石中分离、萃取金属技术、溴化焙烧提纯稀土氧化物中稀土元素技术等均属于比较成熟的金属提纯方法。采用氯化/溴化焙烧技术，由于氯化剂/溴化剂在较低温度下易与金属元素反应产生金属氯化物和溴化物，因其熔点低、饱和蒸汽压力高、易溶于水、易还原等优点，成为退役核石墨中金属核素热处理新方法。采用典型金属离子束在室温下的水冷靶室中辐照核石墨薄片样品，模拟中子辐照产生的退役核石墨缺陷表面，实验结果表明氯化铵可使得石墨中 Fe 金属元素的脱除率达到 94%以上，通过观测焙烧处理温度和停留时间等与金属含量间的变化关系，初步构建了氯化/焙烧宏观反应动力学模型，发现属于 2 级反应；基于化学平衡分析，分析氯化/溴化焙烧过程中金属核素迁移机制及赋存形态演变规律，分析了温度、氯化剂/溴化剂及强化剂对核石墨中金属核素去污的影响规律；通过密度泛函理论，从微观角度探究金属核素在石墨缺陷表面的吸附机制，揭示金属核素在缺陷表面氯化、溴化焙烧界面反应过程，确定基元反应路径、中间体演化规律，并由基元反应组成再次证实了氯化焙烧反应体系属于 2 级反应。氯化/溴化焙烧方法可以降低核石墨废弃物放射活性，实现近地表处置，为金属核素与核石墨材料的循环利用提供了新方法。

C17-15

高温气冷堆核燃料元件用石墨粉生产技术研究

杜长平

辽宁国瑞新材料有限公司

本研究围绕高温气冷堆示范工程核燃料元件用石墨粉的制备工艺展开，主要包括：核燃料元件用人造石墨粉和天然石墨粉制备工艺技术研究，及基体石墨球工艺验证试验。通过大量的工艺试验及研究，形成了高温气冷堆核燃料元件用石墨粉生产的全套关键技术和装备，所生产的石墨粉产品各项性能指标达到技术规格书要求，产品已经用于高温气冷堆示范工程电站球形燃料元件的制造。

C17-16

HTR 包覆核燃料颗粒外石墨压制缓冲层制备技术发展展望

卢振明

武汉科技大学

高温气冷堆（High-temperature gas-cooled reactor, HTR）使用的核燃料元件是将 TRISO 包覆颗粒弥散在石墨基体压制而成。包覆颗粒的包覆层是保证高温气冷堆安全的第一道屏障，在燃料元件压制前，需要在包覆颗粒表面包裹一层与基体材料成分相同的石墨压制缓冲层，能直接、有效的减少元件生产过程中包覆层的破损。

我国高温气冷堆从 HTR-10 实验堆研究到 HTR-PM 示范堆商业运行历经四十多年发展，对应的涂敷相关技术作为核燃料生产的关键一环，也经历了实验室、中试、商业示范、商业化多个阶段。从设备结构上，依次经历了荸荠式、圆台式实验生产线、有孔滚筒式示范生产线、无孔滚筒式和行星式商业线，单批产能也从 1kuU、3kgU 再到数十 kgU。经过几代研发人员数十年的努力，我国缓冲层制备技术无论在产能、产品质量上，还是设备的自动化和先进性上，都领先于国际同行。

随着不同反应堆型对安全性要求的提高，事故容错型核燃料元件对包覆型核燃料颗粒的需求将倍增。在需求的驱动下和科研人员的努力下，缓冲层制备技术将会发生多维度的技术更迭，向更高效、更自动、更智能的方向迈进。

C17-17

燃料元件基体石墨高温水蒸气腐蚀行为研究

叶丽古玛

清华大学

高温气冷堆燃料元件由 TRISO 包覆燃料颗粒与基体石墨均匀混合后通过一系列工序制成。基体石墨由 71% 天然石墨、18% 人造石墨及 11% 酚醛树脂碳组成。在进气/进水事故工况下，基体石墨与水蒸气等在 1000℃ 以上高温下发生腐蚀反应，迅速失重，影响反应堆的整体安全。本研究介绍高温气冷堆燃料元件基体石墨生产现状，并针对反应堆极端事故工况，建立了高温水蒸气腐蚀及尾气分析系统，开展基体石墨 900℃-1100℃ 高温氧化腐蚀行为研究。结果表明，高温蒸汽腐蚀气体产物主要为 H₂、CO 及 CO₂。结合石墨元件失重及气体在线分析方法获得了反应速率及气体产物产生规律。对氧化腐蚀前后石墨表面及内部微观结构进行了进一步表征，阐明在高温氧化腐蚀下基体石墨微观结构演化机理。

C17-18

石墨基熔盐堆燃料元件设计制备和性能评估

仲亚娟^{1,2,3,*}，陈楠楠^{1,2,3}，王淦^{1,4}，林俊^{1,2,3}

1 中国科学院上海应用物理研究所，上海，201800；

2 中国科学院大学，北京，100049；

3 钍基核裂变能全国重点实验室，上海，201800；

4 广西师范大学，广西桂林，541004

近年来，随着核能智能化综合利用的发展，适用于多种能源互补形式的新堆型不断涌现，国内外核能工业界和学术界对熔盐堆燃料形式提出了新的更具灵活性的设计思路。熔盐堆按燃料形式分为液态燃料熔盐堆和固态燃料熔盐堆。固态燃料熔盐堆冷却高温堆采用包覆颗粒（TRISO）作为堆燃料。燃料元件是将 TRISO 颗粒与基体石墨混后经高压压制和高温处理而成的陶瓷复合体系，具有在高温环境下运行的固有安全性，已在高温气冷堆中得到广泛的应用。

为服务于固态燃料熔盐堆多元应用场景的各种堆型，国际核能领域积极开展并推进了 TRISO 弥散型燃料的研发和生产工作。然而，目前国际上 TRISO 型固态熔盐堆燃料仍停留在概念设计阶段，尚未实际应用于熔盐堆。美国针对固态燃料熔盐堆“先进高温堆-AHTR (ORNL)”和“氟盐冷却高温堆-FHR(MIT)”设计了球形、板型等多种固态燃料元件，尚未投入使用，其中球床型熔盐堆具有在线装卸料的优点，研究较多。

为满足燃料元件在熔盐堆中的性能要求和服役条件，从核芯到包覆颗粒，再到燃料元件，均需要进行相应的改进和升级。为提高功率密度要求，核芯由传统的氧化铀，替换成氮化铀等重金属密度更高的燃料核芯，也可通过增大核芯尺寸，达到提高铀装量的要求；包覆颗粒采用更耐高温的碳化锆等惰性包覆层，替代碳化硅；燃料元件的基体需采用更耐熔盐浸渗的材料。球床熔盐堆装卸燃料时，燃料元件从堆芯底部进入，从堆芯顶部排出，在线装卸料模式要求燃料球密度必须设计合理，使其能够浮在冷却剂熔盐中。与气冷堆使用的球形燃料元件相比，球床型熔盐堆的燃料元件浸泡在熔盐冷却中，需要具备一定的阻隔熔盐

浸渗能力。球床型固态燃料熔盐堆的高效换热模式要求燃料元件具有较高的功率密度，燃料球内重金属装载量大幅提升。

针对上述熔盐堆固态燃料的特点，依据燃料元件设计准则，本研究在传统球形燃料元件结构的基础上，从燃料核芯、包覆颗粒到燃料元件，开展了相应的研发工作。制备了高密度、直径尺寸可控、良好球形度和杂质含量低的氧化钍核芯；采用流化床化学气相沉积工艺制备了包覆燃料颗粒，其厚度和密度均符合设计要求；研制了适用于熔盐堆的原型球形燃料元件，其结构由内而外依次是同心的无燃料区、燃料层和外壳层。其中，无燃料区为低密度石墨球芯，用于调节燃料元件的体密度。同时对此种原型燃料元件各功能层尺寸、密度和填充因子进行计算，给出了两种燃料元件相应的重金属装载量。对燃料元件基体石墨进行致密化改性后，与美国橡树岭 CGB 石墨 0.5 MPa 下的熔盐浸渗量相当。致密化改性后的基体石墨室温热导率，热膨胀系数，各向异性度等元件指标参数均满足熔盐堆对固态燃料的技术要求，堆内服役行为还有待验证和评估。

C17-19

事故容错多层级复合核燃料中非球形颗粒对其堆内多尺度变形行为的影响研究

张静

复旦大学

FCM(Fully Ceramic Microencapsulated)燃料是由 TRISO 颗粒弥散分布于 SiC 基体中制成的一种新型事故容错多层级复合核燃料。TRISO 颗粒由于多层包覆结构而具有良好的裂变产物包容性，再结合 SiC 基体良好的辐照稳定性，使得 FCM 燃料具有固有安全性，是先进核燃料的重要发展方向。由于受到制造过程的影响，TRISO 颗粒可能会呈现非球形的结构特征。具有多层级复合结构的 FCM 燃料在极端中子辐照条件下会呈现比传统核燃料更复杂的辐照热力耦合行为。具体包括，由于裂变气体产物的不断累积以及多孔结构特征，Kernel 和 Buffer 层会产生复杂的气-热-力耦合行为，并呈现多尺度变形特征；IPyC 层和 OPyC 层会产生各向异性的辐照收缩和辐照蠕变变形；SiC 层和基体也会产生辐照蠕变和辐照肿胀变形。同时，TRISO 颗粒各层之间、颗粒和基体之间都会产生热力学相互作用。已有一些研究表明，TRISO 颗粒的局部非规则形状会直接影响 FCM 燃料的变形行为，威胁其服役安全性。为了实现 FCM 燃料的先进制造和优化设计，提高其利用的经济性和安全性，有必要考察非球形颗粒对 FCM 燃料服役行为的影响。本研究综合考虑了 FCM 燃料各部分材料完善的辐照效应，引入了新建立的 Kernel 和 Buffer 的体积生长应变多尺度模型，建立了各材料的三维本构关系、应力更新算法和程序，实现了 FCM 燃料堆内多尺度热力耦合变形行为的数值模拟，考察了非球形颗粒对 FCM 燃料服役行为的影响，分析了 FCM 燃料的服役安全性。当前研究可以为开展 FCM 燃料的先进制造和优化设计提供理论基础和技术支撑。

C17-20

核用碳材料导热性能的研究进展

王宇舟

中山大学

碳材料因其优异的耐高温性、抗辐照性能和中子慢化能力，在高温气冷堆、熔盐堆及模块化反应堆等先进核能系统中展现出重要的应用前景。其中，导热性能作为关键材料参数，直接影响核燃料运行温度及反应堆安全性能。然而，由于碳材料微观结构的复杂性和多样性，其导热性能与微观结构之间的构效关系尚未得到系统阐明。本报告围绕这一关键问题，以包覆燃料颗粒（TRISO）热解炭涂层和核石墨为研究对

象，系统探究了微观结构与导热性能的关联机制，综述了核用碳材料导热性能的最新研究进展。

针对微米级热解炭涂层，本研究开发了高精度的空间域光热反射测量技术，实现了国产 TRISO 燃料颗粒各涂层导热性能的精确表征。测试结果表明，热解炭涂层热导率在 $8\sim 12\text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ 范围内，SiC 层热导率约为 $113.4\text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ 。拉曼光谱结果表明，纳米晶粒与非晶炭颗粒是导致热解炭材料导热性能显著降低的关键因素。通过与国际同类产品的对比，证实国产 TRISO 燃料颗粒的热物理性能已达到国际先进水平。

在新一代核石墨方面，本研究选取四种不同骨料粒径的核石墨开展系统性对比实验。综合运用 X 射线衍射、拉曼光谱等微观结构表征手段，结合激光闪射法和光热辐射法测量技术，建立了缺陷热阻理论模型。基于该模型，量化了晶界、孔隙和晶粒随机取向等因素对于核石墨导热性能的影响，理论预测了各向同性核石墨的导热极限，为核石墨性能优化提供了理论依据。

C17-21

基于石墨烯基导热材料的催化石墨化行为与纯化研究

张晴

中国科学院金属研究所

石墨烯膜因其面内热导率高、可控性强和易于规模化制备等特点，在热管理领域表现出显著的应用优势。高温石墨化是修复炭材料缺陷结构、提升结晶度的关键工艺，是制备高导热石墨烯膜的核心步骤。然而，传统石墨化工艺所需的高温条件 ($2500\sim 3200^\circ\text{C}$) 在设备维护、工艺控制精度及能耗等方面面临严峻挑战。因此，利用催化石墨化法在较低的热处理温度下获得高结晶质量的石墨烯膜，具有重要的意义。其中，催化剂的选用可以是金属、金属化合物或非金属及其化合物。尽管催化石墨化能够有效提高石墨烯膜的有序性和石墨化程度，但催化剂在层间的掺杂和形成的异质结构会显著降低材料的热导率。因此，本研究通过“催化石墨化-热化学纯化”的一锅法策略，将石墨烯膜的热处理温度降至 2000°C ，继而利用卤素气体纯化的方法除去石墨烯膜内的硼掺杂残留，从而在低能耗的工艺下制备得到高结晶质量的高导热石墨烯膜。通过优化催化剂的种类的含量，优化热化学纯化工艺，研究了石墨烯结构随温度的演变规律并揭示了石墨烯的催化石墨化机制。

C17-22

小孔径沥青基 C/C 复合材料的熔盐浸渗及辐照行为研究

谢翔旻

南华大学核科学技术学院

碳/碳(C/C)复合材料具有耐高温、耐熔盐腐蚀、低中子吸收截面等特点，是一种极具前景的熔盐堆用高温结构材料。然而，传统 C/C 复合材料具有较大的孔径尺寸，熔盐易浸渗到 C/C 复合材料内部而引发局部热点，影响材料作为反应堆结构部件的服役稳定性，因此设计制备耐熔盐浸渗及辐照的小孔径 C/C 复合材料具有重要意义。

本研究以沥青基碳纤维和沥青裂解碳为增强相和基体，通过热等静压(HIP)工艺制备小孔径沥青基 C/C 复合材料。FLiBe 熔盐渗透实验显示，材料在 5 atm 压强下的盐增重率仅为 $0.17\text{ wt. \%}$ ，远低于熔盐堆用碳结构材料的临界值($0.5\text{ wt. \%}$)，特别是在较高压力下仍能保持较各类商用核石墨更优异的熔盐阻隔特性。

采用 1.8 MeV 的氦离子辐照模拟中子辐照研究沥青基 C/C 复合材料在室温下的辐照行为。辐照后 C/C 复合材料中纤维相和基体相的界面结合性较好，没有发生明显的辐致界面分离。与碳纤维相比，碳基体相表现出更为明显的辐照收缩行为，基体相与纤维相之间的高度差约为 200 nm 。C/C 复合材料辐照后发生了明显的非晶化转变，纤维相和基体相均转换为无定形结构，但碳纤维中成分致密均匀，未出现明显的辐照

缺陷。在碳基体的由未损伤区域向辐照损伤区域转变的过渡区域内，原大量存在于碳基体中尺寸约为 50 nm 的 Mrozowski 微裂纹逐渐变为更小尺寸裂纹，并在辐照损伤区域内逐渐消失，表明辐照导致了 Mrozowski 微裂纹的消融。

研究结果预示这种小孔径沥青基 C/C 复合材料在熔盐堆中具有重要的应用前景，并为 C/C 复合材料在熔盐反应堆中的应用提供了实验基础。

C17-23

钍基熔盐堆柱状石墨堆芯的结构力学分析与完整性评价

刘若愚

中国科学院上海应用物理研究所

石墨由于具有优良的中子慢化效果，被用作钍基熔盐堆堆芯的主要功能性构件。为保证寿期内熔盐堆的安全运行，在设计阶段对石墨构件进行抗震分析与结构完整性评定具有重要意义。采用有限元方法对 2 至 5 层堆叠方案的堆芯石墨构件进行了抗震分析及应力分析，获得了不同工况下石墨构件的应力与变形情况。结果显示，地震载荷引起的应力占据主导地位，温度载荷与中子辐照引起的变形占据主导地位。结合以上工况，并基于 KTA 规范，对石墨构件的失效概率与疲劳寿命进行了评定。结果表明，随堆叠层数的增加，石墨构件的失效概率降低，同时疲劳寿命增加；其中 2 至 5 层堆叠方案的失效概率均低于限值，但仅有 4 至 5 层堆叠方案的疲劳寿命可通过评价。

C17-24

高温堆燃料芯块多孔碳层非均匀孔隙演化及气-热-力耦合行为建模研究

李泽坤

复旦大学

高温气冷堆作为第四代核反应堆的代表，其燃料元件由 TRISO 颗粒与石墨基体共同构成，具有优良的热力学性能和高温结构稳定性。其中，TRISO 颗粒的多孔碳层由高孔隙率的热解碳材料组成，在包容裂变产物和缓解核芯肿胀方面发挥关键作用。实验观察表明，辐照过程中裂变产物逐步嵌入多孔碳层的碳骨架结构，导致其孔隙结构沿厚度方向呈现出显著的非均匀分布，该现象会对裂变气体释放、界面开裂及包覆层间相互作用产生重要影响。本研究发展了考虑裂变产物嵌入效应的多孔碳层骨架蠕变模型，并引入多孔碳层近界面的有效内聚力模型与有效面压模型，建立了核芯、多孔碳层与开裂间隙形成后的连通区域压强计算方法，实现了 TRISO 颗粒在多种典型开裂模式下的数值模拟。在此基础上，进一步分析了多孔碳层孔隙演化对 TRISO 颗粒气-热-力耦合行为的影响机制。本研究结合多孔碳材料的微结构演化过程，揭示了其在辐照环境下的耦合响应特征，为 TRISO 燃料结构的优化设计提供了理论支持。

C17-25

Low-Modulus Nanoporous Materials for Enhancing the Molten Salt Barrier Performance of Nuclear Graphite

马慧磊

中国科学院上海应用物理研究所

As one of the candidate reactor types for the fourth generation of nuclear reactors, the molten salt reactor (MSR) has attracted significant attention due to its sustainability, cost-effectiveness, safety, and non-proliferation advantages. Nuclear graphite, serving as a neutron moderator and reflector in MSRs, is a crucial material for

reactor operation. However, nuclear graphite in MSRs faces the challenge of fuel salt infiltration, which may lead to early failure of the graphite core. Therefore, developing a nuclear graphite material that can effectively block molten salt infiltration is a current research hotspot. This study proposes an innovative method of growing low-modulus nanoporous materials within the pores of nuclear graphite to achieve effective molten salt blocking. The precursor solution of low-modulus nanoporous materials is introduced into the pores of nuclear graphite by pressure infiltration, and the effects of different preparation conditions on the nanoporous materials are investigated. Scanning electron microscopy (SEM), transmission electron microscopy (TEM), X-ray diffraction (XRD), and mercury intrusion porosimetry are employed to systematically study the morphology, structure, and properties of the nanoporous materials. The experimental results show that low-modulus nanoporous materials can significantly enhance the molten salt barrier performance of nuclear graphite, with minimal impact on the original mechanical and thermal properties of nuclear graphite. The infiltration mechanism of molten salt in the treated graphite under molten salt environment is further studied. By comparing the properties of graphite before and after treatment, the advantages of low-modulus nanoporous materials in blocking molten salt infiltration are revealed. This study not only provides new insights for the selection of nuclear graphite core materials for MSRs but also offers theoretical support for the further development of nuclear graphite materials.

C17-26

Investigating the impact of impurity content on nuclear graphite oxidation behavior via synchrotron micro-XRD analysis

李荣程

上海应用物理研究所

Background: Graphite serves as the neutron moderator and neutron reflector in molten salt reactors and gas cooled reactors. Under high-temperature conditions, graphite undergoes oxidation, which includes chronic oxidation during normal operation and severe oxidation in the event of an air-ingress accident. Comprehending graphite's oxidation behaviors and the crucial factors that affect these behaviors is of great significance. **Purpose:** The primary objective of this research is to investigate the impact of impurities on the oxidation behaviors of graphite and the microstructures within the graphite oxidation layer. **Methods:** Four grades of graphite (IG-110, IG-11, NG-CT-10, NG-CT-1) with varying contents of chemical impurities were employed. The oxidation experiment was carried out in a tube furnace at a temperature of 700 ° C and an air flow rate of 6L/min. Cylindrical samples, having a diameter of 25.4 mm and a length of 25.4 mm, were oxidized until the weight losses reached approximately 20%. Slice specimens were then extracted from the oxidized samples for subsequent analysis. Micro-focused X-ray diffraction (micro-XRD) was utilized to characterize the lattice structures within the oxidation layer at the Shanghai Synchrotron Radiation Facility BL17UM beamline station. Subsequently, the samples were observed under a scanning electron microscopy (SEM), and the distribution of impurities was analyzed with the energy dispersive spectrometer (EDS). **Results:** The weights and sizes of all graphite samples were measured before and after oxidation. When the weight loss reached approximately 20%, the sizes of purified graphite samples (IG-110 and NG-CT-10) exhibited minimal alteration, in contrast to the un-purified graphite samples (IG-11 and NG-CT-1), whose sizes diminished noticeably. The surfaces of the un-purified graphite samples were characterized by the presence of small pits. Micro-XRD spectra indicated a reduction in both the (002) peak intensity and peak width within the oxidation layer. A diminished diffraction peak intensity was indicative of weight loss. The defective structures with abundant active sites were oxidized preferentially while the graphite structures with large crystal sizes survived, leading to a decrease of the (002) peak width. Through the analysis of the profiles of the (002) peak intensity and peak width, the oxidation layer thicknesses were determined to be 1.9 mm and 3.2 mm for IG-11 and IG-110 graphite, respectively, and approximately 3.7 mm for

NG-CT-10 and NG-CT-1 graphite. Significant morphological differences were observed between IG-11 and IG-110. In the oxidized IG-11, a number of oxidation pits (with sizes of around 100 μm) were detected, and they were distributed within a layer possessing a thickness of 3 mm. This thickness exceeded the layer thickness measured by micro-XRD (1.9 mm). The chemical element analysis proved that there is enrichment of chemical impurities (V, Ti, Fe and Ca) in the oxidation pits, demonstrating that chemical impurities could significantly accelerate the oxidation reaction of the surrounding graphite structures. Conclusion: Analysis demonstrated that defective structures, owing to their plentiful active sites, were oxidized preferentially, leading to very complicated oxidation paths in graphite. This is a common phenomenon for both purified and un-purified graphite. The enrichment of chemical impurities serves to catalyze the oxidation of the adjacent graphite structures, subsequently leading to the formation of oxidation pits within the graphite matrix.

C17-27

机器学习势揭示核石墨辐照损伤微观结构演变

姚心成

湖南大学

核石墨因其优异的性能被用作核反应堆的结构材料和慢化剂。在服役过程中，高温和辐照的共同作用会使石墨单晶 c 轴膨胀，而 a 轴收缩，导致其宏观体积先减小后增大。这种尺寸变化会严重影响反应堆的运行安全。从微观角度上看，石墨单晶微观结构的演变以及内部缺陷的累积是尺寸变化的根本原因，阐明单晶内部微观结构的演变规律，建立缺陷与单晶形变之间的关联，对于理解核石墨宏观尺寸变化具有重要意义。但核石墨缺陷的演变发生在纳秒尺度，难以在实验上进行观察，分子动力学为解决这一难题提供了思路。分子动力学结果的可靠性严重依赖于势函数的精度，目前常用经验势所计算出的结果往往存在一定的偏差，而随着人工智能的发展，机器学习势由于其具有接近第一性原理的精度受到了广泛的关注。本研究以第一性原理计算结果为数据集，采用神经演化算法框架，并结合改进后的 Ziegler-Biersack-Littmark (ZBL) 势，迭代出适用于石墨辐照研究的 NEP-ZBL 机器学习势。该势函数包含隐式色散校正，可成功描述石墨层间范德华相互作用；改进 ZBL 势可精确描述辐照过程中的碳-碳短程相互作用；此外，NEP-ZBL 势函数在保持计算精度的同时，展现出优异的计算效率。基于所构建的势函数体系，系统开展了石墨辐照分子动力学模拟，探究了不同温度下级联损伤过程中缺陷的形成、迁移和演变机制，分析了不同辐照剂量下石墨单晶 c 轴、a 轴方向的尺寸变化与其晶格参数的对应关系。为揭示反应堆中核石墨尺寸和性质变化提供了理论基础。

C17-28

碳质中间相的融并机制与缺陷演变规律

曹欣磊

湖南大学材料科学与工程学院

碳质中间相是液相炭化过程中形成的向列相液晶，可由煤焦油沥青、石油沥青和萘等有机前体衍生而来。中间相在短暂的塑性阶段内构建的特征结构，对最终石墨化材料的结构和性能具有重要影响。在中间相转变温度下，沥青中的芳香族分子通过热缩聚反应形成具有各向异性结构的液晶相，进而发展为中间相小球，在随后的中间相生长阶段，融并导致了具有交叉型节点的向错缺陷产生，最终形成具有复杂光学织构的体中间相，尽管如此，关于中间相形成以及结构演变规律的研究依然不足。本文利用低温碳化和快速冷却技术，成功捕捉到中间相不同阶段的融并过程，并通过偏光显微镜的敏感色技术分析了含中间相样品

的光学织构和结构特征。结果表明，碳质中间相的形成经历了中间相小球、球形一次融并体、球形多次融并体、不规则融并体以及体中间相的五级连续融并过程。同时，早期融并导致了多种缺陷的产生，缺陷类型显示出与中间相小球极轴夹角的强相关性，伴随着多级融并过程的进行，碳质中间相的主要缺陷经历由碳层折叠区域、O/X 型缺陷、缺陷分离、以及 U/Y 型缺陷的连续转变。本研究揭示了碳质中间相的融并机制以及缺陷演变规律，为理解中间相衍生碳材料结构的形成提供了理论依据，并为高性能碳材料的结构设计以及制备工艺优化奠定了基础。