

一种基于印刷电路板式燃料组件新概念的超临界二氧化碳直接冷却核反应堆

A Supercritical carbon dioxide direct-cooling reactor with a new conceptual PCHE-type fuel assembly

期刊：	中国科学: 技术科学
稿件ID：	SST-2025-0370.R2
稿件栏目：	论文
作者提交日期：	2026-03-12
参与作者列表：	陆道纲, 滕焕宇, 张钰浩, 丁昊, 曹琼, 李臻, 隋丹婷
关键词：	SCO2直接冷却反应堆, 印刷电路板式燃料组件, 非能动余热排出系统, 堆芯应急注水冷却系统
英文关键词：	SCO2 direct-cooling reactor, PCHE-type fuel assembly, passive residual heat removal system, emergency core injection cooling system
学科领域：	核科学与技术
专题：	

For Review Only

中国科学: 技术科学 202x 年 第 xx 卷 第 x 期: xx~xx
SCIENTIA SINICA Technologica tech. scichina. com
《中国科学》杂志社 SCIENCE CHINA PRESS

论 文

一种基于印刷电路板式燃料组件新概念的超临界二氧化碳直接冷却核反应堆

陆道纲[1,2*,3], 滕焕宇[1,3], 张钰浩[1,2,3], 丁昊[1,3], 曹琼[1,2,3], 李臻[1,2,3], 隋丹婷[1*,3]

1. 华北电力大学核科学与工程学院, 北京 102206
2. 碳蕴能源科技（扬州）有限公司, 扬州 225200
3. 华北电力大学-扬州市江都区共建核能与新能源科技创新实验室, 扬州 225200
* E-mail: suidanting@ncepu.edu.cn

国家自然科学基金（批准号:12475173）和河北省自然科学基金（批准号:A2023502006）资助项目

摘要 未来先进核能系统在向更安全、更紧凑、更高效与更经济的方向发展, 作为第四代核能系统的代表堆型之一, 与超临界二氧化碳（SCO_2）布雷顿动力转换系统匹配的铅冷快堆已在全球引起广泛关注, 但铅冷快堆也面临着冷却剂对结构材料腐蚀性强的挑战. 为提升系统经济性, 简化系统构型, 回避铅的腐蚀性, SCO_2 直接冷却＋动力转换系统的简化堆型成为一种新选择. 但该简化设计也带来了堆芯冷却能力不足等新问题, 为解决这一问题, 本文提出了一种印刷电路板式燃料组件的新概念, 基于该新概念提出了一种热功率为 3.3MW 的 SCO_2 直接冷却反应堆（SCO_2 直冷堆）的设计方案, 详细描述了其燃料与堆芯以及一回路系统构型, 并为该方案配置了新颖的非能动余热排出系统、堆芯应急注水冷却系统和预压保护容器等专设安全设施. 通过初步计算与分析, 展示了其安全、高效、紧凑的优良特性.

关键词 SCO_2 直接冷却反应堆, 印刷电路板式燃料组件, 非能动余热排出系统, 堆芯应急注水冷却系统

1 引言

未来核反应堆系统的发展呈现出高度集成化与多技术深度融合的趋势, 旨在通过先进冷却剂[1]、先进燃料[2]及非能动安全系统[3]的协同设计, 统一实现系统的固有安全性、紧凑化布局、高效能量转换及经济性能优化. 在第四代核能系统的创新发展中, 结合超临界二氧化碳（SCO_2）布雷顿动力转换技术的铅冷快堆方案, 近年来受到国际学术界的广泛重视[4,5]. 该系统通过结合液态金属冷却与高效闭式循环的双回路构型, 展现出良好的中子经济性与能量转换潜力[6]. 然而, 铅或铅铋共晶冷却剂对结构材料具有较强的腐蚀性[7~9], 这一特性制约了系统长期运行的可靠性与经济性, 一定程度上限制了其工程化的应用.

引用格式: 陆道纲, 滕焕宇, 张钰浩, 等. 一种基于印刷电路板式燃料组件新概念的超临界二氧化碳直接冷却核反应堆. 中国科学: 技术科学, 202x, xx: xx–xx
Lu D G, Teng H Y, Zhang Y H, et al. A Supercritical carbon dioxide direct-cooling reactor with a new conceptual PCHE-type fuel assembly (in Chinese). Sci Sin Tech, 202x, xx: xx–xx, doi: 10. 1360/N092015-00020

© 2015《中国科学》杂志社 www. scichina. com

同为第四代核能系统的高温气冷堆同样采用双回路构型, 以惰性氦气冷却、TRISO 包覆燃料运行, 具备突出的固有安全性, 其衰变热完全依靠非能动方式导出, 可在事故工况下实现无需外部干预的长期安全冷却[10,11].

为适应未来反应堆的发展趋势, 本文提出了一种新型的带有印刷电路板式燃料组件的超临界二氧化碳直接冷却反应堆(下文简称"新型 SCO_2 直冷堆"). SCO_2 布雷顿循环结构紧凑, 在临近临界区域具有压缩功耗低、换热效率高的显著特性, 尤其适合深海、陆地、太空等中高温核能转换场景[12~14]. 新型 SCO_2 直冷堆打破第四代核电技术的多回路布局, 采用 SCO_2 单回路直接贯通堆芯与透平机组, 实现"反应堆-发电"一体化设计. 该设计简化了系统构型, 并回避了液态金属的腐蚀性, 同时兼具固有安全性、结构紧凑性与能量转换高效性等特点, 是极具潜力的新型反应堆系统.

当然, SCO_2 在高温高压下也具有一定腐蚀性, 研究表明[15], 通过实施严格的工质纯度控制并选用耐蚀材料, 该挑战在工程上是可控的, 其技术难度显著小于处理液态金属冷却剂的腐蚀、凝固及活化产物沉积等复杂难题. 新型 SCO_2 直冷堆与采用 SCO_2 布雷顿循环的铅铋冷却快堆等间接循环系统相比, 具有多重潜在优势. 首先, 简化的构型降低了系统控制的复杂度, 更易于与非能动安全原理相结合, 从而提升固有安全性. 其次, 设备数量的减少与动力设备的同轴集成, 使系统趋向紧凑化与轻量化, 有利于模块化部署与应用. 再者, 系统取消了中间换热设备, 从根本上减少传热温差损失,规避换热管破裂等潜在安全风险[16], 并因系统简化而降低了建造与运维成本, 具备良好经济性.

不过, 这一设计也引入了若干亟待解决的关键技术挑战:①SCO_2 在堆芯内的传热特性与传统冷却剂存在较大差异, 如何确保其在各工况下的堆芯冷却能力是首要安全问题; ②一体化布局使放射性核素可能扩散至整个动力回路, 对系统的放射性包容提出了严苛要求; ③简化系统的同时, 必须设计与之匹配的能动与非能动的新型事故预防与缓解措施, 以保障其安全水平不低于现有核安全标准. 针对上述挑战, 本文主要围绕新型 SCO_2 直冷堆的技术特征与理论验证展开研究.

2 技术特征

表 1 新型 SCO_2 直冷堆主要设计参数

Table 1 Core design parameters for the novel SCO_2 direct-cooling reactor.

参数	数值
反应堆热功率（MW）	3.3
净功率（MW）	1.3
发电效率（%）	39.36
堆芯尺寸（m）	0.8×0.6×0.6
燃料	UN
燃料板层数（层）	181
换料周期（等效满功率天）	1000
总质量（t）	11
总直径（m）	1.5
总长度（m）	9.0

本节将从反应堆系统形式、堆芯与燃料设计、专设安全设施三个方面对新型 SCO_2 直冷堆的主要技术特征进行介绍, 表 1 列出了新型 SCO_2 直冷堆总体层面上的主要设计参数.

2.1 系统形式

如图 1 所示, 新型 SCO_2 直冷堆主要由反应堆模块、动力转换模块和冷却模块三大模块构成, 其中多种系统相互耦合, 保证反应堆在各个工况下高效、平稳的运行.

相较于传统多回路构型的反应堆, 本设计方案基于核-热耦合一体化布局, 采用单回路直接循环架构. SCO_2 作为冷却剂, 在堆芯完成吸热过程后可直接驱动透平等动力设备, 由此省去了蒸汽发生器、中间换热器等二次侧关键设备, 进而简化二次侧系统构成. 该设计有效降低系统结构复杂度与初始建造成本, 并消除因换热管破裂引发的潜在安全风险, 同时有效规避传统多回路系统中固有的传热温差损失, 最终使该系统在经济性、安全性与运行效率三大核心维度均实现提升.

系统中的透平、主压缩机、再压缩机与发电机采用同轴一体化集成设计. 具体而言, 上述四者均内置于一体化部件外壳腔体中, 并共用一根主轴. 该集成化设计方案提高了系统的空间利用效率, 为系统的紧凑化构型与轻量化部署提供了关键技术支撑.

如图 2 所示, SCO_2 按照再压缩布雷顿循环的基本原理在堆内运行. 具体而言, 高温高压 SCO_2 携堆芯

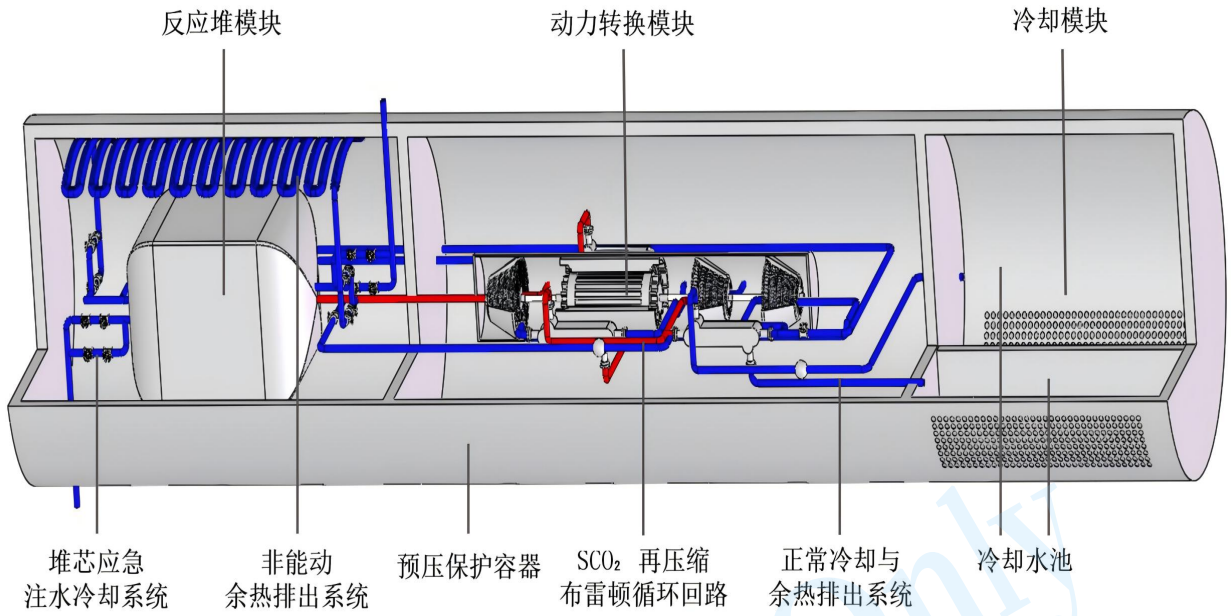


图 1 新型 SCO_2 直冷堆系统示意图

Figure 1 Configuration of the novel SCO_2 direct-cooling reactor system.

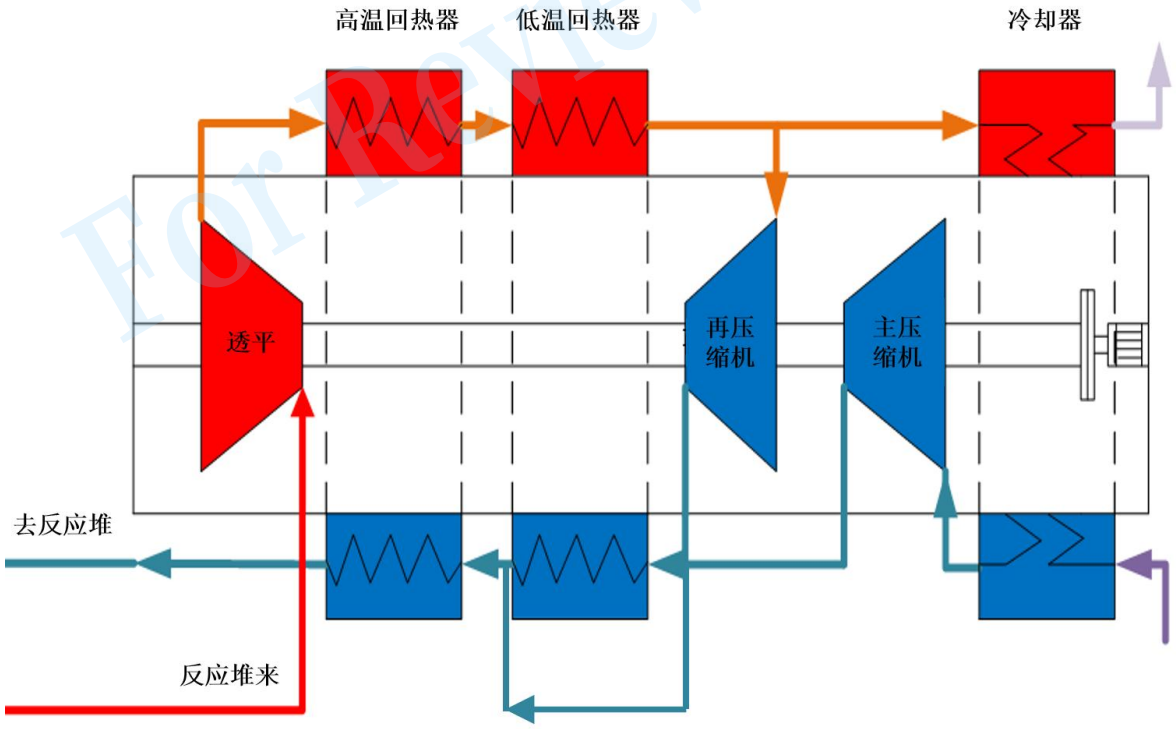


图 2 新型 SCO_2 直冷堆核-热耦合一体化再压缩布雷顿循环示意图

Figure 2 Schematic flowchart of the nuclear-thermal coupled recompression brayton cycle in the novel SCO_2 direct-cooling reactor.

For Review Only

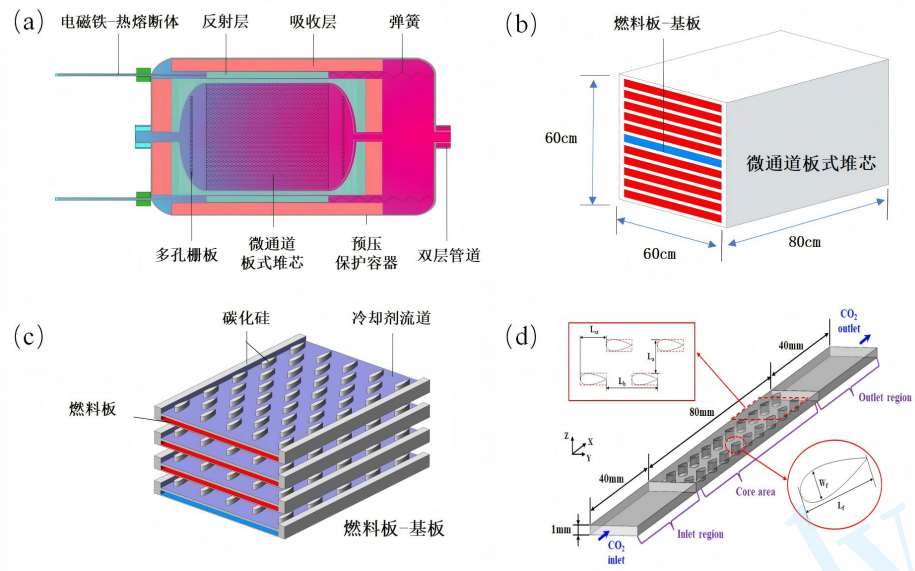


图 3　新型 SCO_2 直冷堆反应堆结构示意图.　(a) 反应堆模块的构造; (b) 微通道板式堆芯的构造; (c) 燃料板-基板的构造; (d) 冷却剂流道及翼型翅片的构造

Figure 3 Schematic diagram of the novel SCO_2 direct-cooling reactor structure.　(a) Configuration of the reactor module; (b) Construction of the microchannel plate-type core; (c) Layout of the fuel plate-substrate; (d) Design of the coolant flow channel and airfoil fins.

热量进入透平膨胀做功, 驱动发电机输出电能. 做功后的 SCO_2 依次流经高温回热器与低温回热器进行阶梯式降温. 在低温回热器出口, 工质按最优分流比分为两股:一股经冷却器降温后由主压缩机加压, 另一股直接进入再压缩机增压. 两股流体在低温回热器高压侧完成热力整合后, 共同进入高温回热器吸收热量, 最终去往反应堆形成闭式布雷顿循环.

鉴于 SCO_2 在热物性上与常规冷却剂水存在本质区别, 继续沿用基于水冷方案的传统堆芯设计将面临功率密度与换热能力不足的局限性. 因而, 亟需研发旨在优化 SCO_2 热工水力特性与中子经济性的新一代堆芯及配套燃料元件.

2.2　堆芯与燃料

新型 SCO_2 直冷堆采用带有印刷电路板式燃料组件的堆芯（微通道板式堆芯）, 具有较好的中子利用率, 较大的换热面积, 有利于降低燃料和包壳的最高温度, 缓解堆芯温度分布的不均匀性. 具体而言, 将堆芯模块置于圆柱形压力容器内, 采用中心对称布局, 使燃料部件与换热功能高度集成于一体化的微通道板式堆芯中.

如图 3(a)所示, 本反应堆冷却剂系统采用横向流动构型, 冷却剂 SCO_2 由压力容器一侧注入, 经入口腔室及多孔栅板实现流量分配后, 横向流过微通道板式堆芯, 吸收燃料产生的裂变热, 最终经出口栅板及腔室导出. 反应性控制依托一套基于滑动反射层的非能动-能动复合控制机构完成. 在正常运行工况下, 反射层通过力学平衡机制维持预设定位状态. 弹簧机构提供的机械预紧力与电磁铁回路生成的电磁吸力形成静态平衡, 使反射层完整包覆于堆芯外围区域, 保障反应堆稳定运行. 在停堆保护系统设计层面, 本反应堆采用双重冗余保障机制. 其一为能动停堆模式:当系统监测到事故信号时, 操作人员可主动切断电磁铁回路的供电电源, 使电磁吸力瞬时消失, 弹簧恢复力随即成为主导作用力, 驱动反射层迅速抽离堆芯区域. 该动作可提升堆芯中子泄漏率, 进而终止裂变链式反应. 其二为非能动停堆模式:针对全厂断电等极端工况, 采用串联于电磁铁回路中的铝基合金作为热熔断体. 当堆芯温度升高至预设阈值（660℃）时, 铝基合金发生物理熔断, 实现电磁回路的自动断开. 该触发温度远低于 TRISO 包壳的损伤阈值(1300℃), 且显著高于反应堆正常运行温度（560℃）, 从而确保其在堆芯持续升温时自主触发反射层移出动作, 实现非能动安全停堆.

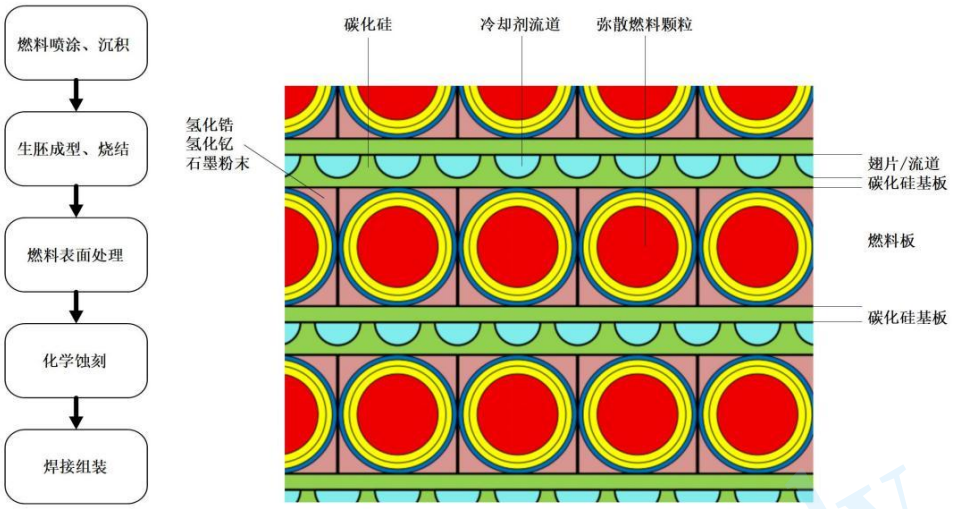


图 4 带翅片的微通道板状燃料元件制备流程与结构示意图

Figure 4 Schematic illustration of the fabrication process and structure for the finned, microchannel plate-type fuel element.

在该反应堆中, 如图 3(b)所示, 堆芯由若干单层微通道燃料元件沿轴向堆叠并经扩散焊构成一个整体式长方体模块, 其尺寸为 0.8×0.6×0.6 米. 如图 3(c)所示, 每个单层微通道燃料元件以碳化硅为基板, 一侧通过化学蚀刻形成具有翼型截面的微米级翅片阵列, 构成冷却剂流道. 另一侧通过喷涂与沉积工艺将 TRISO 型弥散燃料颗粒固封于碳化硅中, 形成燃料板. 将燃料元件前一单元的翅片顶端与后一单元燃料区的基底通过扩散焊实现结合, 从而在堆芯内部形成连续、密闭且平行的微通道网络. 如图 3(d)所示, 该设计通过翼型翅片结构扩展换热面积, 并通过碳化硅实现高效导热, 显著提高气-固换热效率. 同时, 模块化的堆叠方式在保证堆芯的结构完整性与承压能力基础上, 也具备高功率密度和小型化的特点.

为实现高性能新型 SCO_2 直冷堆堆芯的核-热协同设计, 需进一步细化燃料板的设计方案. 本方案以弥散型 TRISO 包覆燃料颗粒为核心, 结合高导热材料与翼型翅片结构, 通过逐层制备与真空集成工艺, 实现燃料元件功率展平与换热强化的双重目标.

如图 4 所示, 首先, 采用逐层铺设与静压成型工艺制备燃料生坯. 将氢化锆、氢化钇、石墨等弥散导热剂与助烧剂混合后, 通过喷涂与沉积工艺在模具中形成底层. 之后, 利用带定位夹盘的沉积设备将 TRISO 燃料颗粒按预设分布密度精确定位于底层之上, 形成燃料层. 颗粒的排布方式经堆芯物理-热工耦合计算优化, 以实现横向功率分布的主动展平. 然后, 再次喷涂弥散导热剂粉末填充颗粒间隙并完全覆盖, 形成封装层, 确保燃料颗粒在烧结后不裸露. 生坯经静压成型后, 在无压烧结炉中经抽真空、程序升温和惰性气体保护等步骤完成烧结, 使弥散导热剂与 TRISO 颗粒外层层间实现牢固结合, 以完成燃料板的制备.

下一步, 需对烧结成型的燃料板进行表面处理（检查、磨削、抛光）并封装入碳化硅基板. 通过化学蚀刻技术在碳化硅基板上加工出具有翼型截面的翅片阵列, 翅片间的间隙构成冷却剂微通道. 最后, 采用真空钎焊技术实现燃料板与翅片的结构集成, 以形成完整的带翅片板状燃料元件. 在堆芯组装过程中, 继续采用真空钎焊将上下相邻元件的翅片与碳化硅基板进行焊接, 实现多层板片的可靠堆叠与微通道流道的连贯构建.

2.3 专设安全设施

为确保新型 SCO_2 直冷堆在正常工况、事故工况下的安全可靠性, 构建了多层次、纵深防御的堆芯冷

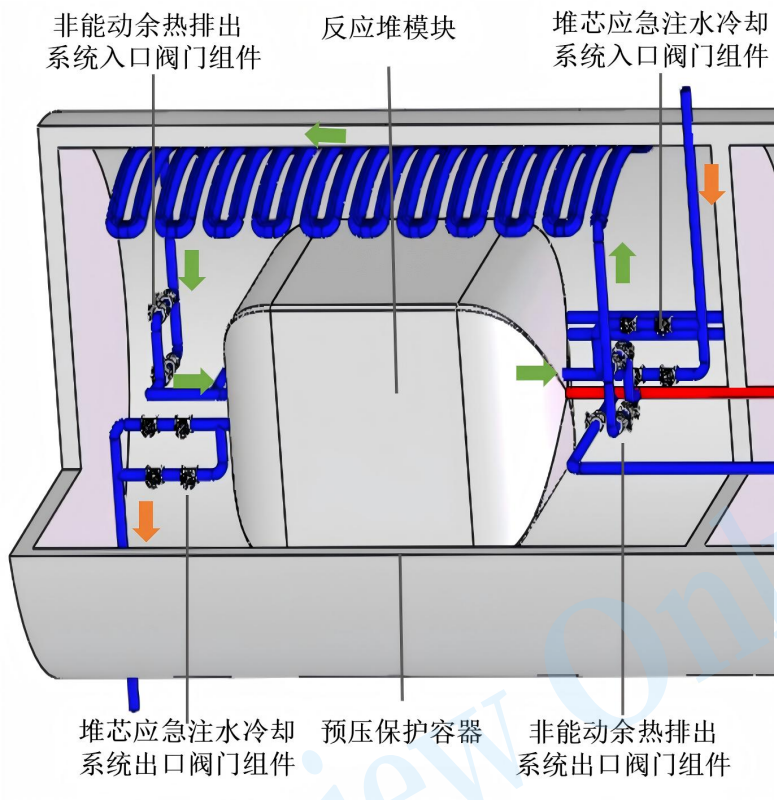


图 5　新型 SCO_2 直冷堆非能动余热排出系统和堆芯应急注水冷却系统示意图

Figure 5 Schematic diagram of the passive residual heat removal system (PRHRS) and emergency core injection system (ECIS) for the novel SCO_2 direct-cooling reactor.

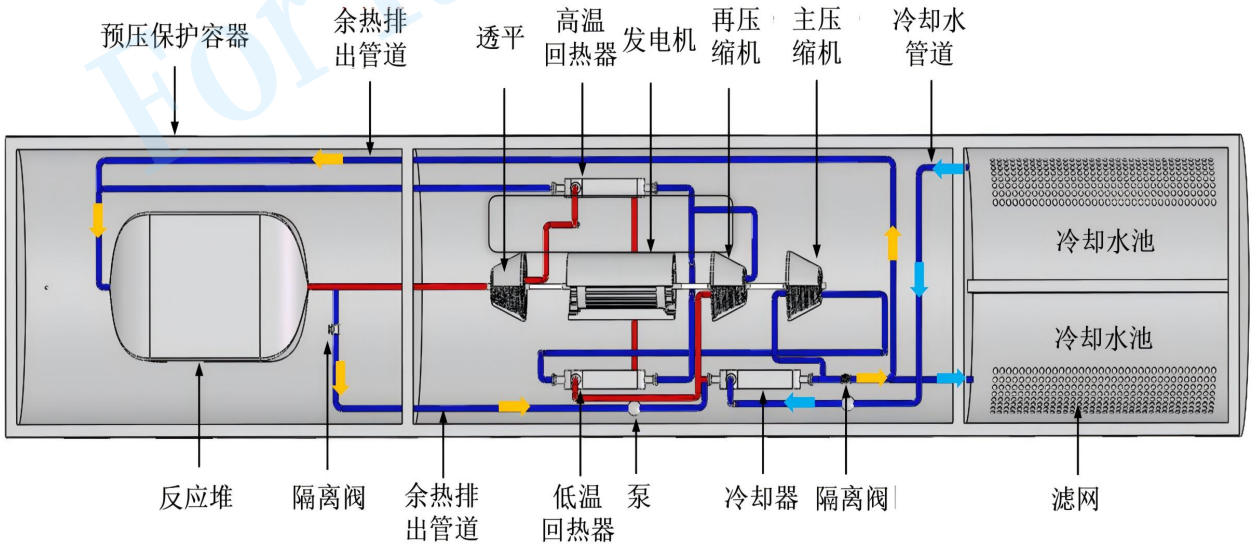


图 6 新型 SCO_2 直冷堆正常冷却与余热排出系统示意图

Figure 6 Schematic diagram of the normal cooling and residual heat removal system (RHRS) for the novel SCO_2 direct-cooling reactor.

For Review Only

却体系，设置非能动余热排出系统（PRHRS）、堆芯应急注水冷却系统（ECIS）、正常冷却与余热排出系统（RHRS）和预压保护容器这四大专设安全设施. 正常停堆后, RHRS 处于工作状态，其隔离阀保持开启; PRHRS 及 ECIS 的所有保护阀和隔离阀均处于关闭状态. 事故工况下，系统压力上升至设定阈值时, PRHRS 管道保护阀自动开启，随后隔离阀在压差驱动下打开, PRHRS 依靠自然循环投入运行. 发生严重事故时，若堆芯压力与温度达到更高安全阈值, ECIS 注水管道保护阀自动开启，向堆芯注入冷却水.

如图 5 中绿色箭头所示，非能动余热排出系统由冷却盘管、连接管道及多组保护阀和隔离阀组成. 冷却盘管布置于内壁上部，通过并联管道与反应堆进出口相连，各支路均设有串联的保护阀和隔离阀，以提升系统可靠性. 该系统在冷却剂系统失效时，依靠反应堆内工质压力升高触发保护阀开启，利用密度差驱动 SCO_2 在反应堆与冷却盘管间形成自然循环，通过热传导、辐射及自然对流将堆芯余热导出至外部最终热阱. 如图 5 中橙色箭头所示，堆芯应急注水冷却系统作为严重事故下的最终屏障，由应急注水管道及冗余阀门构成. 当余热排出系统失效导致堆芯压力与温度持续上升时，注水管道上的保护阀在达到设定压力后自动开启，将外部冷却水引入堆芯. 水的注入不仅可提供应急冷却，防止堆芯熔毁，也能增强中子慢化作用，抑制裂变反应. 上述系统完全依赖系统内部压力变化触发，具备完全非能动特性.

如图 6 所示，正常冷却与余热排出系统以能动方式实现反应堆正常运行期间的散热与停堆后的余热导出. 该系统主要是由冷却器、余热排出管道、冷却水管道及配套设施构成. 冷却器作为核心换热设备，其高温侧与反应堆 SCO_2 管道相连，低温侧与冷却水管道连通. 在正常运行工况下冷却器高温侧为 SCO_2 热力循环提供外部冷源，当反应堆停堆后，余热排出管道的隔离阀及 SCO_2 泵开启，驱动堆芯内 SCO_2 直接流经冷却器，将衰变热传递至水，排至最终热阱（如海洋、大气等）. 系统模式通过切换阀门，实现运行与事故工况下堆芯热量的可靠排出，是保证反应堆安全的重要能动设施.

为缓解管道破口事故（LOCA）导致的工质泄漏及堆芯熔毁风险，新型 SCO_2 直冷堆将主要设备布置于预压保护容器内，壳内预充一定压力的 CO_2 气体，以抑制破口流量、限制放射性释放，从而减轻 LOCA 后果.

至此，新型 SCO_2 直冷堆已具备由内至外的 5 重防泄漏安全屏障:①由燃料芯块构成的首道屏障; ②由弥散型 TRISO 包覆颗粒构成的包壳屏障; ③装有 TRISO 的碳化硅基板屏障; ④由反应堆压力容器、换热器、压缩机、透平等构成的 SCO_2 回路屏障; ⑤预压保护容器屏障. 除此之外，系统还具备四大能动与非能动专设安全设施，以保障反应堆安全平稳运行.

3 关键技术理论验证

新型 SCO_2 直冷堆作为先进核能系统，需通过核-热耦合计算、非能动余热排出系统性能分析、预压保护容器参数选取及系统质量优化等关键环节的理论验证，以确保其高效能量转换特性、固有安全性及紧凑化布局的设计目标得以实现.

3.1 SCO_2 回路初步设计参数

在核-热耦合一体化再压缩布雷顿循环中，能够影响系统发电效率的参数包含温度、压力和流量. 通过探究在最高压力为 20MPa 的条件下, SCO_2 在主、再压缩机压缩比为 2.0-2.7，分流比为 0.5-0.95 之间时，新型 SCO_2 直冷堆的效率随这些参数的变化，最终得出初步的设计参数，如表 2 所示.

表 2 新型 SCO_2 直冷堆布雷顿再压缩循环主要设计参数

Table 2 Core design parameters of the novel SCO_2 direct-cooling reactor recompression brayton cycle.

参数	数值
反应堆热功率（MW）	3.3
主压缩机入口温度（K）	307.01
再压缩机入口温度（K）	352.30
压缩机压缩比	2.5
分流比	0.65
透平入口压力（MPa）	20
透平入口温度（K）	833.15
透平入口流量（kg/s）	16
系统电功率（MW）	1.3
系统净效率（%）	39.36

3.2 非能动余热排出系统性能分析

非能动余热排出系统依托于自然循环原理，在丧失外部动力源的事故工况下具有固有安全性. 其依靠冷却剂密度差产生的驱动力实现持续流动，最

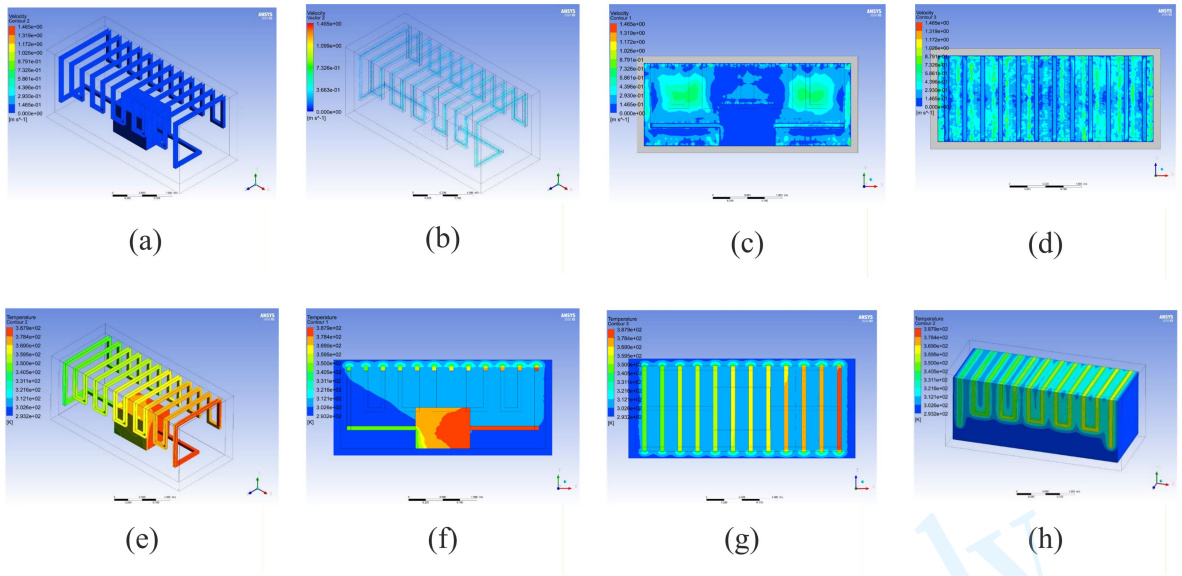


图 7 非能动余热排出系统三维换热管道及堆芯区域的速度场和温度场分布. (a) 整体速度分布; (b) 速度矢量; (c) 纵截面速度分布; (d) 横截面速度分布; (e) 整体温度分布; (f) 纵截面温度分布; (g)横截面温度分布; (h) 预压保护容器内壁面温度分布

Figure 7 Velocity and temperature field distributions in the PRHRS three-dimensional heat exchange pipes and core region. (a) Overall velocity distribution; (b) Velocity vectors; (c) Longitudinal cross-section velocity contour; (d) Cross-sectional velocity contour; (e) Overall temperature distribution; (f) Longitudinal cross-section temperature contour; (g) Cross-sectional temperature contour; (h) Temperature distribution on the inner wall of the protective container for precharge pressure.

终将堆芯余热传递至预压保护容器外. 为验证系统的长期排热能力, 需开展热工水力分析, 评估自然循环建立特性、流量稳定性及换热能力, 并据此完成非能动系统的可靠性验证, 其设计参数如表 3 所示.

表 3 非能动余热排出系统主要设计参数

Table 3 Core design parameters of the passive residual heat removal system

参数	数值
余热排出功率（kW）	240
堆芯发热区域（m）	0.8×0.6×0.6
管道横截面（m^2）	0.001
预压保护容器外壁面流体温度（K）	293.15
SCO_2压力（MPa）	20

图 7 展示了非能动余热排出系统三维换热管道及堆芯区域的速度场和温度场分布. 计算结果表明, 在稳态运行工况下, 如图 7(a)所示, 系统换热管道内的冷却剂流速分布均匀, 平均流速约 1.465 m/s. 如图 7(b)所示, 进一步明确了流场结构, 冷却剂由堆芯-x 方向入口进入, 经换热后从+x 方向出口流出, 完成完整的循环路径. 如图 7(c)、7(d)所示, 通过分析堆芯中心及进出口管道的 XY 纵截面和靠近保护容器上表面换热器管道的 XZ 横截面速度分布, 可发现系统内部流量稳定, 并已建立良好的空间流动特性.

如图 7(e)所示, 堆芯及传热管道的温度分布呈现预期规律:堆芯出口区域即+x 方向温度最高, 达到 387.90 K, 而冷却剂从-y 方向进入堆芯时温度较低. 随着在管道内的流动过程, 流体温度呈现均匀下降趋势, 温度最低处达到 293.20K. 如图 7(f)、7(g)所示, 纵截面与横截面的温度云图进一步验证了这一分布特征. 如图 7(h)所示, 非能动余热排出系统的换热管道与保护容器内壁面采用紧密贴合布置, 通过导热方式将约 240kW 的余热传递至壁面, 最终由外壁面通过对流换热方式将余热排入最终热阱（大气或海洋）, 实现了完全非能动的余热导出.

3.3 预压保护容器设计参数敏感性分析

预压保护容器是 SCO_2 直接冷却反应堆系统的专设安全设施, 其设计参数影响极限工况下包壳与燃料的最高温度及系统容错时间. 如图 8(a)、8(b)所示,

For Review Only

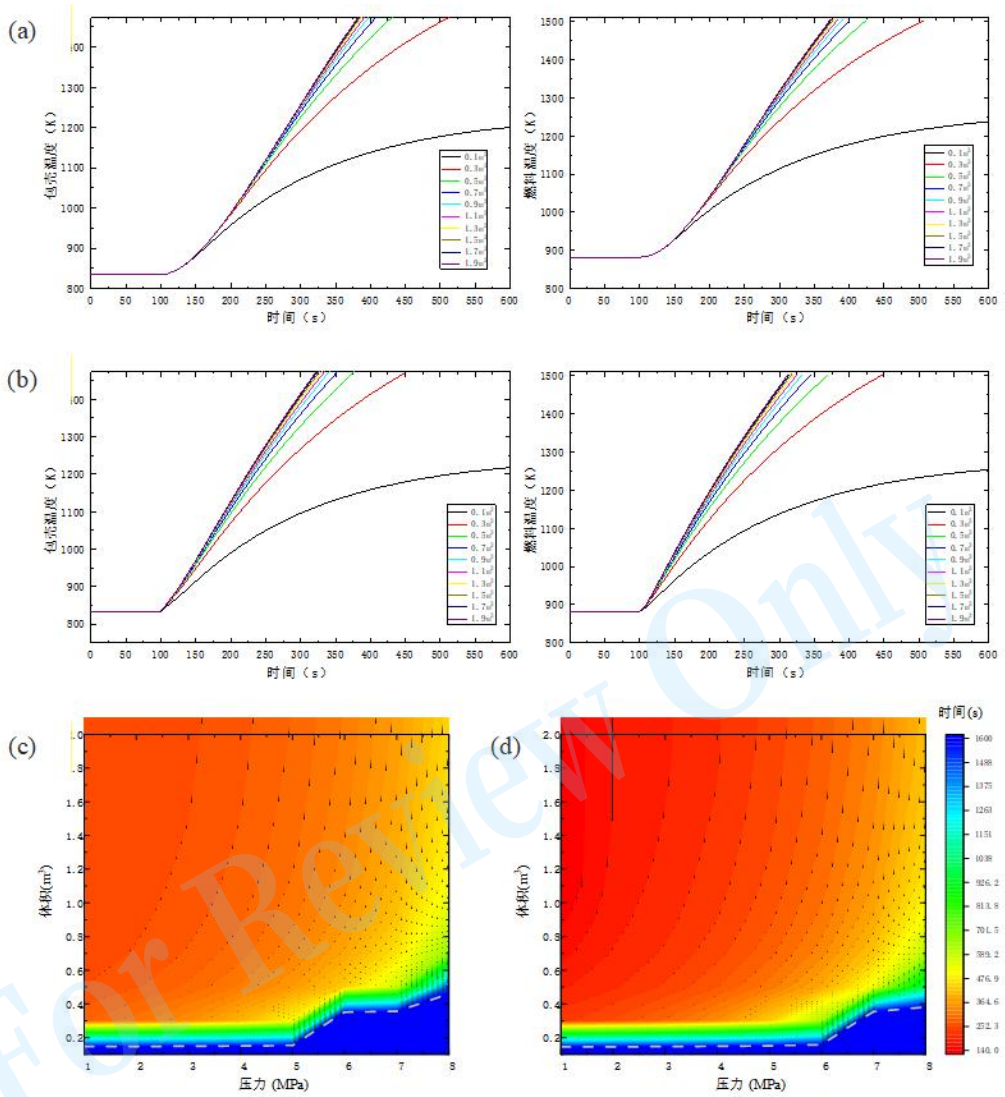


图 8 预压保护容器设计参数对包壳、燃料最高温度与容错时间的影响. (a)包壳与燃料的瞬态温度特性（2mm）; (b) 包壳与燃料的瞬态温度特性（10mm）; (c) 不同设计参数下堆芯熔毁的容错时间（2mm）; (d) 不同设计参数下堆芯熔毁的容错时间（10mm）

Figure 8 Influence of protective container for precharge pressure design parameters on peak cladding/fuel Temperatures and Grace Period. (a) Transient temperature response under 2-mm breach; (b) Transient temperature response under 10-mm breach; (c) Core meltdown grace period for different parameters (2-mm); (d) Core meltdown grace period for different parameters (10-mm).

在设计温度为 318.15 K、设计压力为 4 MPa 的工况下, 针对堆芯入口管道发生 2 mm 与 10 mm 破口事故开展了热工水力瞬态分析. 假定事故发生于 100 s 时刻, 因 CO_2 向保护容器泄漏导致堆芯流量骤降, 包壳与燃料温度持续上升; 反应堆功率维持在 3.3 MW, 补偿了因温度升高引起的负反应性反馈. 与 2 mm 破口相比, 10 mm 破口因泄漏率更高, 温升更为迅速. 另外可以发现, 预压保护容器容积越小, 包壳与燃料的温升越缓慢.

如图 8(c)、8(d)所示, 为评估堆芯熔毁风险, 进一步分析了不同预压保护容器设计参数对应的容错时间. 结果表明, 同一保护容器构型下, 增大破口直

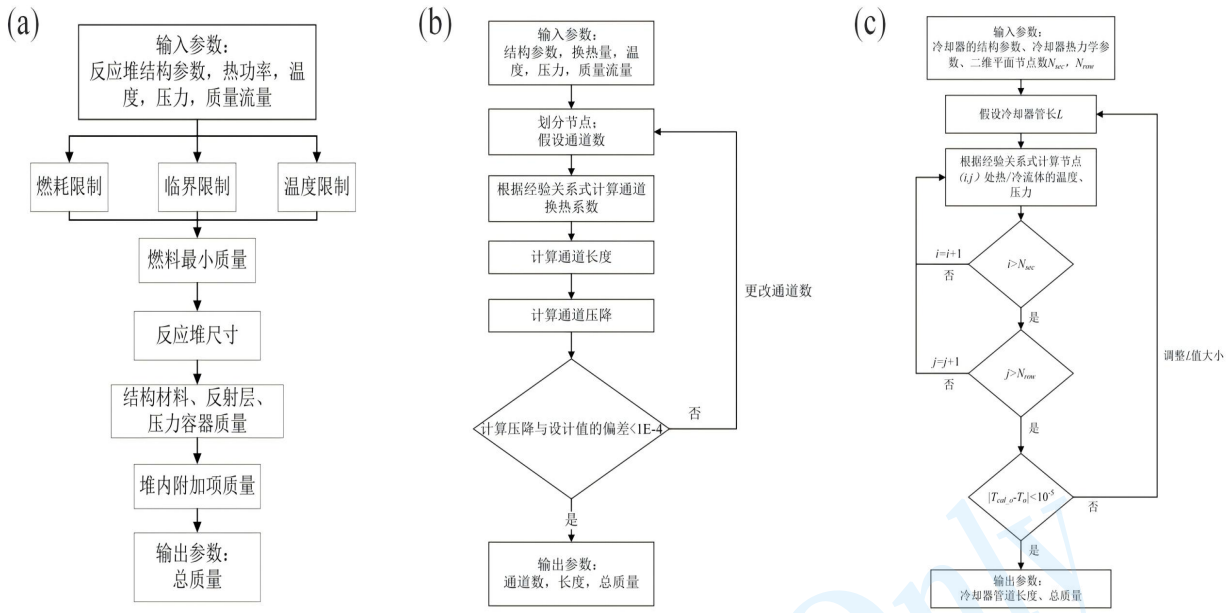


图 9 新型 SCO_2 直冷堆的质量计算流程. (a)反应堆质量估算流程; (b) 回热器质量估算流程; (c) 冷却器质量估算流程

Figure 9 Mass calculation procedure for the novel SCO_2 direct-cooling reactor. (a) Reactor mass estimation procedure; (b) Recuperator mass estimation procedure; (c) Cooler mass estimation procedure.

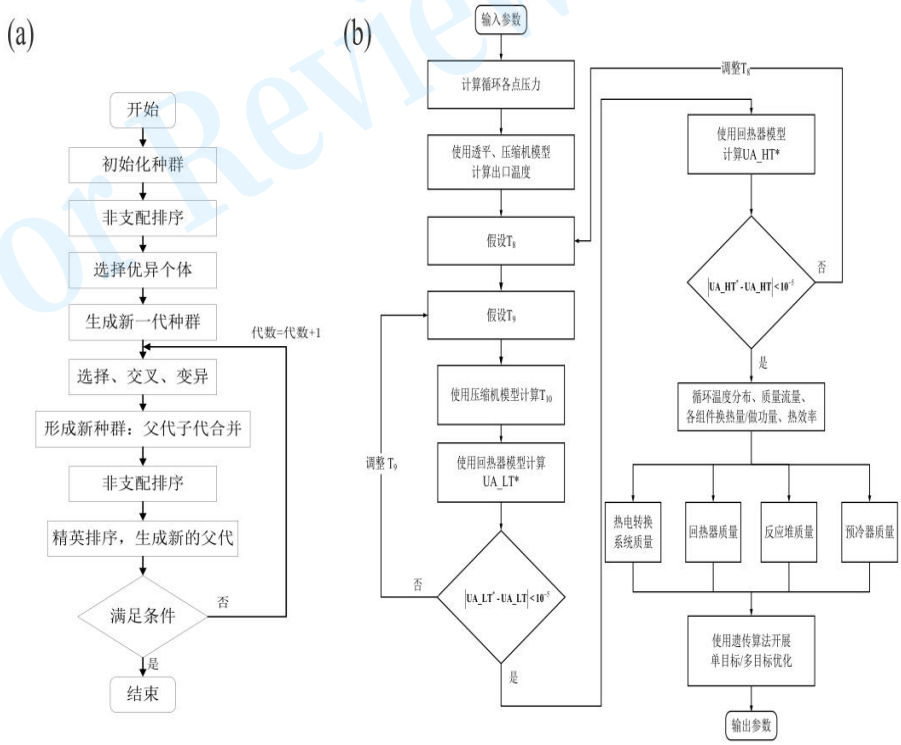


图 10 新型 SCO_2 直冷堆的算法及总质量计算流程. (a) NSGA-Ⅱ算法计算流程; (b) 系统优化程序计算流程

Figure 10 Mass calculation and optimization flow for the novel SCO_2 direct-cooling reactor. (a) NSGA-II optimization algorithm flowchart; (b) System optimization procedure.

径将显著缩短容错时间. 图中虚线以下区域为安全运行区间, 反映出在预充压力较高、空腔容积较小的配置下, 堆芯具备更高的抗熔毁能力. 此外, 当保护容器体积超过 2 m^3 后, 容错时间随体积增大而下降的趋势趋于饱和, 变化不再显著.

3.4 系统质量优化设计方法

为满足紧凑化需求, 本文进一步阐述了新型 SCO_2 直冷堆的质量优化设计方法. 其总质量主要包括反应堆、回热器、冷却器以及热电转换系统的质量. 其中, 如图 9(a)所示, 反应堆质量主要包括最小燃料质量、堆内结构材料质量、反射层质量、压力容器质量、堆内附加项质量; 印刷电路板式热交换器（PCHE）常作为布雷顿循环的回热器[17], 如图 9(b)所示, 其质量计算主要流程包括输入参数, 通道长度计算、通道数目调整、输出参数等; 如图 9(c)所示, 冷却器的质量主要依据其热力学参数、结构参数和二维平面的节点数, 通过迭代计算, 最终输出冷却器长度及质量; 热电转换系统主要包含透平、压缩机及发电机部件的质量, 可采用经验关系式[18]式（1）进行质量估算:

$$Mass_t = 0.6 \cdot \sqrt{\frac{PR}{2}} \cdot (30.522 \cdot ln\,(w_{net}) - 5.7178), (1)$$

式中, PR为压缩比, w_{net}为电功率.

在完成总质量估算后, 需开展算法开发与优化工作. 遗传算法（GA）作为一种模拟生物进化规律的优化方法, 在工程优化与机器学习等领域应用广泛[19]. 该算法通过编码、交叉、变异和选择等遗传操作, 迭代筛选优良解并逐步逼近最优解集. 针对多目标优化问题, 由于各目标间往往存在制约关系, 通常采用帕累托最优解作为评价标准. 若解 P1 的所有目标值均优于 P2, 则称 P1 支配 P2; 而若非被其他解支配, 则称为帕累托解, 其目标函数值集合构成帕累托前沿[20]. 如图 10(a)所示, 在遗传算法基础上, 非支配排序遗传算法（NSGA-II）通过引入精英策略与优化计算复杂度, 成为经典的多目标优化算法[21]. 该优化以最小化总质量和最大化事故容错时间为双目标, 包括热效率、热工安全、尺寸限制及堆芯物理临界等多重约束条件. 设计变量涵盖保护容器参数与循环关键参数, 通过 NSGA-II 算法寻求安全性与紧凑性的帕累托最优权衡. 如图 10(b)所示, 通过利用 Python 语言将布雷顿循环热力学模型、质量模型、工质物性模块、单目标以及多目标优化算法、TOPSIS 决策方法耦合, 完成新型 SCO_2 直冷堆系统整体优化程序的搭建.

4 结论

本文围绕一种基于印刷电路板式燃料组件新概念的 SCO_2 直冷堆展开了系统研究, 旨在提出一种兼具优异安全特性、高能量转换效率与紧凑化布局的先进核能系统设计方案.

在技术特征层面, 本研究提出了基于单回路直接循环的一体化系统构型. 针对 SCO_2 的特殊热物性, 创新性地设计了微通道板式堆芯与弥散式 TRISO 燃料元件的耦合方式, 显著提升了堆芯的传热性能与功率分布均匀性. 在安全系统方面, 构建了包含非能动余热排出系统、堆芯应急注水冷却系统、正常冷却与余热排出系统及预压保护容器的多重全新防护体系, 并形成了芯块-包壳-碳化硅基板-SCO_2 回路-预压保护容器完整的五层纵深防御架构.

在关键技术理论验证方面, 研究通过核-热耦合分析确定了 SCO_2 再压缩布雷顿循环的较优运行参数, 在 20 MPa 系统最高压力下可实现 39.36%的净效率. 非能动余热排出系统的分析结果表明, 换热管道内的冷却剂流速分布均匀, 平均流速约为 1.465 m/s, 最高温度达到 387.90 K, 最低温度达到 293.20 K, 验证了其非能动安全特性的可靠性. 预压保护容器分析揭示了其设计参数与破口尺寸对事故容错时间的耦合影响规律, 为预压保护容器设计提供了理论依据. 此外, 通过建立系统质量计算模型并集成多目标优化算法, 形成了反应堆质量优化设计方法, 为系统紧凑化设计提供了技术支持.

综上所述, 一种基于印刷电路板式燃料组件新概念的 SCO_2 直冷堆在系统构型、堆芯设计与安全架构等方面均展现出显著优势, 其关键技术参数与安全性已通过理论校核得到初步确认, 为未来先进核能系统的工程设计与研发提供了一种新的方案.

For Review Only

参考文献

1 Fernandez de Losada L J, Buongiorno J, Manera A. Assessment of the lifecycle cost of nuclear-grade coolants for advanced reactors. Prog

Nucl Energy, 2026, 190: 105888
2 Jafari A K, Khoshahval F. Development and adaptation of meta-heuristic optimization methods in nuclear fuel management of soluble boron-free system-integrated modular advanced reactor to effectively increase the operation cycle length. Prog Nucl Energy, 2024, 172: 105185
3 Lim S G, Nam H S, Lee D H, et al. Design characteristics of nuclear steam supply system and passive safety system for Innovative Small Modular Reactor (i-SMR). Nucl Eng Tech, 2025, 57: 103697
4 Qiao J X, Liu S H, Meng J T, et al. Design and optimization of intermediate heat exchanger for lead-bismuth cooled fast reactor coupled with supercritical carbon dioxide Brayton cycle. Nucl Eng Des, 2023, 414: 112535
5 Luo X, Teng Y F, Lu D G, et al. Comparative analysis on high-efficiency energy conversion system with different working mediums matched with small lead-cooled fast reactor. Prog Nucl Energy, 2023, 164: 104844
6 Pérez-Valseca A D, Lopez-Solis R, Juárez-Martínez L C. Neutronics and thermal hydraulics multiscale simulation of a lead-cooled fast reactor. Nucl Eng Des, 2025, 441: 114189
7 Han J S, Liu B, Li W Q. Summary of lead-cooled fast reactor research. J Nucl Sci Tech, 2018, 6: 87–97
8 Xu Y S, Li X G, Huang X D, et al. Numerical investigation of the migration and retention of corrosion particles in a lead-cooled fast reactor. Nucl Eng Des, 2024, 423: 113209
9 Zhang Y, Wang B, Zhang D L, et al. Coupled analysis of oxidation corrosion and heat transfer in lead-cooled fast reactors. Ann Nucl Energy, 2025, 211: 110919
10 Xu Y H, Zuo K F. Overview of the 10 MW high temperature gas cooled reactor—test module project. Nucl Eng Des, 2002, 218: 13–23
11 Ueta S, Mizuta N, Fukaya Y, et al. Study on plutonium burner high temperature gas-cooled reactor in Japan – Introduction scenario, reactor safety and fabrication tests of the 3S-TRISO fuel. Nucl Eng Des, 2020, 357: 110419
12 Gao C T, Liu J L, Ma Y D, et al. Thermo-mass analysis and dual-objective optimization of space nuclear reactor power system coupled with various sCO2 Brayton cycles. Prog Nucl Energy, 2025, 189: 105941
13 Jiang Q F, Li J W, Wang P F. Study on control characteristics of a nuclear power plant with coupled heat-pipe reactor and sCO2 Brayton cycle. Nucl Eng Des, 2025, 432: 113819
14 Bai X, Wang Z C, Feng Y, et al. Dynamic modeling and control strategy study for a natural circulation small lead-cooled fast reactor with supercritical CO2 recompression Brayton cycle system. Appl Therm Eng, 2025, 280: 128230
15 Yu C J, Liu Y F, Chen J Y, et al. Revealing the effect of O_2, SO_2 and H_2O in supercritical CO2 on the corrosion behavior of 316 L steel at elevated temperature. Surf Interfaces, 2024, 49: 104433
16 Huang X Y, Xia H, Yin W Z, et al. Condition monitoring and breakage assessment of steam generator heat transfer tubes in nuclear power plants. Ann Nucl Energy, 2025, 212: 111032
17 Li Z, Lu D G, Cao Q, et al. Research on the enhanced heat transfer performance of SCO2 caused by vortex generators with different geometric dimensions in novel airfoil channels. Prog Nucl Energy, 2024, 169: 105057
18 Xue Q, Wu P, Liu M, et al. Thermal hydraulic design and mass optimization of a 100-kWe SCO2 cooled Mars-surface fission reactor system. Ann Nucl Energy, 2023, 190: 109893
19 Zitzler E, Deb K, Thiele L. Comparison of multiobjective evolutionary algorithms: Empirical results. Evol Comput, 2000, 8: 173–195
20 Li Y, Liu G, Liu X, et al. Thermodynamic multi-objective optimization of a solar-dish Brayton system based on maximum power output, thermal efficiency and ecological performance. Renew Energ, 2016, 95: 465–473.
21 Deb K, Pratap A, Agarwal S, et al. A fast and elitist multiobjective genetic algorithm: NSGA-II. IEEE Trans Evol Comput, 2002, 6: 182–197

For Review Only

中国科学: 技术科学 202x 年 第 xx 卷 第 x 期

A Supercritical carbon dioxide direct-cooling reactor with a new conceptual PCHE-type fuel assembly

LU DaoGang[1,2*,3], TENG HuanYu[1,3], ZHANG YuHao[1,2,3], DING Hao[1,3], CAO Qiong[1,2,3], LI Zhen[1,2,3]& SUI DanTing[1*,3]

[1] *School of Nuclear Science and Engineering, North China Electric Power University, Beijing 102206, China;*
[2] *Tan Yun Energy Technology (Yangzhou) Limited Company, Yangzhou 225200, China;*
[3] *North China Electric Power University - Jiangdu District, Yangzhou City Joint Nuclear Energy and New Energy Technology Innovation Laboratory, Yangzhou 225200, China*

Future advanced nuclear energy systems are evolving toward enhanced safety, compactness, efficiency, and economic competitiveness. Among the representative Generation IV nuclear systems, lead-cooled fast reactors (LFRs) coupled with supercritical carbon dioxide (SCO_2) Brayton power conversion systems have attracted extensive attention worldwide. However, LFRs face significant challenges related to the strong corrosiveness of lead-based coolants toward structural materials. To improve economic performance and system simplicity while circumventing lead-induced corrosion issues, a simplified reactor concept integrating SCO_2 direct cooling and power conversion has emerged as a promising alternative. Nevertheless, such a simplified configuration introduces new difficulties, particularly insufficient core cooling capability. To address this issue, this paper proposes a novel PCHE-type fuel assembly and presents a conceptual design of a 3.3 MW thermal power SCO_2 direct-cooling reactor (SCO_2-DCR). The design details of the fuel, core, and primary circuit configuration are elaborated. In addition, specialized safety systems—including a novel passive residual heat removal system, an emergency core injection cooling system, and a protective container for precharge pressure—are incorporated into the design. Preliminary calculations and analyses demonstrate that the proposed system exhibits excellent characteristics in terms of safety, efficiency, and compactness.

SCO_2 direct-cooling reactor, PCHE-type fuel assembly, passive residual heat removal system, emergency core injection cooling system

doi: 10. 1360/N092015-00020 **(待修改)**

For Review Only