

# 反应堆燃料组件堵流事故研究综述

赵明远

中国原子能科学研究院，北京，102413；

**摘要：**燃料组件堵流事故是核反应堆运行中潜在的安全风险之一，其成因主要包括异物堵塞、结构变形或沉积物积累导致的冷却剂流道局部阻塞。此类事故可能引发燃料组件局部过热、包壳破损甚至堆芯损伤，威胁反应堆安全运行。本报告综合梳理了堵流事故的机理、影响因素及后果，结合实验研究、数值模拟与工程案例分析，总结了当前国内外不同燃料组件在堵流事故热工水力特性、安全评估方面的研究进展。研究表明，堵流事故的严重程度受阻塞位置、堵塞率、功率水平及冷却剂流量等因素影响，需通过多物理场耦合模拟和实验台架测试评估事故演化规律。现有安全设计标准与监测手段在早期预警与动态响应方面仍存在不足，需进一步优化燃料组件结构设计并开发高精度监测技术。本调研结果可为核能行业制定堵流事故预防策略、提升反应堆固有安全性提供参考，对保障核电站长期稳定运行及核能可持续发展具有一定意义。

**关键词：**燃料组件堵流事故；核反应堆安全；热工水力特性；安全评估

**DOI：**10.69979/3041-0673.25.07.029

## 前言

核能作为清洁、高效的基础能源，在全球能源转型中扮演着重要角色。然而，核反应堆的安全运行始终是核能利用的核心课题，其中燃料组件的可靠性直接关系到堆芯安全与电站整体稳定性。燃料组件堵流事故因可能引发局部热工水力参数恶化、燃料包壳失效甚至堆芯熔毁，被国际核能界列为需重点防范的设计基准事故之一。近年来，随着反应堆设计向高功率密度、长周期运行方向演进，燃料组件的复杂工况对冷却剂流道畅通性提出了更高要求，堵流风险防控的重要性愈发凸显。当前，尽管核电站通过严格的质量控制与定期维护降低了堵流事故的发生概率，但实际运行中仍存在异物侵入、材料腐蚀产物沉积、燃料组件包壳鼓胀屈曲等不可预见的堵流因素，导致堆芯冷却剂流通面积减少，从而导致事故工况下燃料传热恶化、燃料包壳失效甚至堆芯熔化等严重后果。本文基于国内外已开展的堵流事故分析的相关调研，系统总结了堵流事故工况下的安全分析方法，可以为后续新型燃料研发、预防堵流事故等提供参考。

## 1 国内外研究现状

燃料元件正常运行或事故工况下，由于异物掉入堆芯流道、堆芯材料碎片进入流道、燃料受热膨胀等原因，可能发生冷却剂流道局部堵塞，从而导致堆芯传热恶化，严重危及反应堆安全。本报告详细调研了不同类型反应堆燃料元件可能发生冷却剂流道局部堵塞的原因以及针对堵流现象开展的相关研究。

### 1.1 板状燃料

哈尔滨工程大学宋磊<sup>[1][2]</sup>等人针对材料试验堆（IAEA 10MW MTR）最热流道不同堵塞位置开展堵流事故研究，利用CFD模拟流道分别在入口、中段以及出口处95%堵塞时冷却剂流动情况以及温度分布。在入口堵塞时，由于流通面积突然减小，冷却剂会以喷射状进入流道，因此会在堵塞流道上形成一个涡流，阻碍冷却剂向下移动；随着堵流事故的发展，上游涡流会逐步向下游移动，并停止在流道中游，导致流道的下游新生成了一个涡流，且与上游涡流流动方向相反；由于涡流的存在，流体的冷却能力下降，形成两个高温区。中段堵塞与入口堵塞相似，在通过堵处后会形成两个涡流区，不同的是中段堵塞的堵塞位置靠后，一部分冷却剂会在流道出口喷放至下腔室，导致下游涡流区缩小，上下游涡流相连形成更大的高温区域；对于出口处堵塞来说，因为冷却剂会直接喷放到下腔室，并不会形成涡流，未形成高温区域，故冷却剂流动较为平稳，冷却剂温度较前两种工况下要低。

中国原子能院的丁丽<sup>[3]</sup>等人单独针对中国试验快堆（CARR）燃料组件内的冷却剂流道，利用RELAP5和MVP程序对流道堵塞事故以及堵流事故时堆芯反应性变化开展研究。在考虑单盒燃料组件堵塞时，将堵流事故分为一个流道、相邻两流道、不相邻两流道堵塞以及不相邻三流道堵塞四种情况分析，计算模型节块图如所示，用阀门控制流道的流通面积模拟堵流事故。最终堵流事故对于CARR堆的反应性变化，采用MVP程序计算的冷

却剂空泡系数、温度系数等导入 RELAP5 可知,当堆内一盒燃料组件内的冷却剂全部变为水蒸气时,引入的反应性超过了 CARR 设计调节棒反应性引入最大速度,调节棒切除自动,因此,冷却剂温度升高引起负反馈使功率下降,但短时间内不会下降太多。

近年来,对于板状燃料组件内部流道发生堵塞事故出现了一系列新的研究成果。日本京都大学 Daisuke Itō<sup>[4]</sup>等人研究了额定热功率为 5MW 的京都大学研究堆(KUR)在发生 LOCA 事故期间空气的自然对流现象。在该研究中,构建了与 KUR 燃料尺寸相同的数值模型对流道内空气的自然对流换热特性进行模拟。建模考虑了轴向的功率分布,通过估计事故发生后的燃料板熔化时间来讨论 LOCA 期间空气对燃料板的冷却特性。

## 1.2 金属冷却燃料

对于金属冷却燃料,由于金属冷却剂流动性较差,事故工况下,燃料组件包壳熔化可能导致冷却剂流道发生堵塞。

2019 年,赵鹏程等人<sup>[5]</sup>基于 ATHLETMOD3.0A 系统程序对 100MW 铅冷快堆 SNCLFR-100 开展了无保护最热组件局部堵流事故瞬态分析。文中提出了适用于 SNCLFR-100 的热工安全准则,并基于该准则对最热组件入口堵塞率变化对流量、包壳最高温度、冷却剂出口温度、芯块最高温度的影响。最终得出结论,随着最热组件入口堵塞率的不断加大,堆芯功率和最热组件功率变化幅度较小,而最热组件的流量、燃料芯块最高温度、包壳最高温度和冷却剂出口温度变化非常明显。

2021 年,陈宝文等人<sup>[6]</sup>基于 Fluent 和 Realizable k-s 模型对中国科学院设计的 10MW 铅铋冷却快堆进行模拟,针对不同堵块厚度、面积、位置的堵流工况下的轴向包壳温度分布进行了分析。结果显示,堵块面积的增加会增加回流区域面积,使得温度回落更慢,传热恶化更加显著;堵块厚度的增加将导致冷却剂和包壳最高温度上升,极易导致包壳损坏;多孔介质堵块内冷却剂以较低流速通过,缓解了堵块造成的影响,其危害小于实心堵块;堵流发生在组件活性区中部与发生在活性区出、入口相比所造成的局部温升更加明显,危害更大。

2016 年,Naveen 等人<sup>[7][8]</sup>对钠冷快堆 217 棒燃料组件进行了稳态工况和多孔介质堵流工况模拟,利用 CFD-Expert 中的网格生成模块 GridZTM 以分段的方式生成了 7 个螺距长度的结构化网格,湍流模拟中采用高雷诺数  $k-\epsilon$  模型和取常数值 0.85 的湍流普朗特数。作者分析了稳态工况下各子通道周期性变化的流量变化、速度分布、温度分布等并进行了公式拟合。在多孔介质阻塞

工况中,堵塞后的尾迹引起的温度不均匀性可以持续三个螺距长度,另外包壳峰值温度对堵块孔隙度变化的敏感度很高,被堵块部分包覆的燃料棒出现了较大的周向温度变化,这会导致热应力的出现。

## 1.3 轻水堆燃料

对于池式反应堆,由于堆芯是开放的,可能由于异物堵塞燃料组件入口,从而发生冷却剂流道堵塞事故。中国原子能科学研究院的吴圆圆等人<sup>[9]</sup>采用系统分析程序对游泳池式反应堆的燃料组件堵塞事故进行分析,并对结果进行讨论。结果认为当单盒燃料组件面积被堵塞比例低于 90% 时,燃料包壳峰值温度和芯块最高温度仍低于相应的熔化温度。而当单盒燃料组件被完全堵塞时其峰值温度超过了包壳和芯块的熔化温度,燃料元件被烧毁。由于堵流事故无法依靠流量测量的方法进行监测,可以通过监测空泡份额的变化来预防堵流事故。但对于泳池堆的纵深防御策略可有效的防止堵流事故发生并消除可能的放射性释放,具有很好的安全性。

对于压水堆燃料元件,LBLOCA 事故工况下,由于冷却剂丧失,燃料包壳表面传热恶化,燃料包壳肿胀导致燃料包壳鼓胀爆破,会导致局部冷却剂流通面积减小。中国原子能科学研究院的黄玉才等人<sup>[10]</sup>对压水堆燃料棒在大破口失水事故条件下进行了鼓胀爆破的试验,通过堆外试验,采用电加热燃料棒的方法模拟并取得爆破数据如爆破温度、爆破压力、周向应变等其他数据,通过分析将其形成的破口形貌分成 3 个区分别是破口区、椭圆变形区以及原离破口区,试验结果表明燃料棒有明显的形变,并且随着包壳开裂,壁厚明显减薄。这表明随着燃料元件鼓胀爆破的进行会导致流道面积减小,影响反应堆的整体运行。

来自法国的 A. V. S. Oliveira、A. Labergue 等人<sup>[1]</sup>对压水堆在 LOCA 事故工况下可能没有冷却剂通过燃料棒,从而造成燃料组件快速升温导致燃料棒包壳发生形变,使流道发生不同形态的堵塞,从而影响堆芯冷却系统在 LOCA 事故中在淹没的冷却能力这一行为所导致的包壳变形区域的冷却过程和流动的热工水力特性进行了研究。通过对 3 种不同堵塞率(0%、61%、90%)的测试,评估了堵塞率对包壳内温度、散热、壁面再润湿和液滴特性的影响。得出结论在堵塞率为 0% 和 61% 的工况下,实验段下游液滴直径因蒸发作用而减小;当堵塞率增至 90% 时,由于流体力学不稳定性引发的液滴破碎效应,直径减小更为显著。

## 2 堵流事故分析方法

根据调研,确定堵流事故分析是一个涉及多学科领

域的复杂过程,需综合运用多种方法确保全面性与准确性,以下是对堵流事故分析方法的总结:

(1) 首先通过原因分析确定是否由于异物堵塞、结垢沉积、结构变形、包壳鼓胀等因素引起的堵流事故;

(2) 其次应针对机理进行分析,通过流体动力学、热工水力学中造成堵流因素对反应堆整体影响进行讨论。

(3) 通过进行仿真模拟,例如使用 Relap5、Fluent、COMSOL 等工具精细化模拟局部流场,预测沉积位置及堵塞演化,并评估堵流对整体系统(如核反应堆冷却回路)的瞬态影响。

(4) 最后通过进行历史实验数据进行分析,提取共同特征检验仿真模型的准确性,并优化分析流程。

### 3 总结

燃料组件堵流事故是核反应堆安全运行中的重大潜在风险,其成因复杂,涉及异物侵入、结构变形、沉积物积累及包壳鼓胀等因素。研究表明,堵流事故的演化规律及后果严重性受多种因素影响,包括堵塞位置、堵塞率、功率水平以及冷却剂流量等。通过实验研究、数值模拟(如 CFD、RELAP5 等)与工程案例分析,揭示了不同燃料组件(板状燃料、金属冷却燃料、轻水堆燃料)在堵流事故下的热工水力响应特性。例如,板状燃料入口堵塞易形成涡流区导致局部高温,而金属冷却燃料因流动性差更易因包壳熔化引发流道堵塞。数值模拟与实验结果表明,当堵塞率超过临界值(如 80%),冷却剂可能发生沸腾或传热恶化,进而威胁燃料包壳完整性。

现有安全分析手段虽能部分评估堵流事故的瞬态影响,但在早期预警、动态响应及多物理场耦合模拟精度方面仍存在不足。未来研究需从以下方向突破:一是开发高精度监测技术与智能化风险预测模型,提升事故早期识别能力;二是深化多相流与结构力学耦合机制研究,优化 CFD 与系统程序的协同仿真;三是推动堵流事故定量化评估标准的国际统一,完善安全裕度设计规范;四是研发抗辐照、耐腐蚀的燃料材料,优化流道设计以减少局部阻力。

综上,堵流事故的防控需融合多学科技术手段,强化设计优化、监测能力提升及运维策略协同,以增强核反应堆的固有安全性与事故应对能力,为核能可持续发展提供重要保障。

### 参考文献

- [1] 宋磊, 郭赟, 曾和义. 板状燃料组件入口堵流事故下流场和温度场的瞬态数值计算[J]. 核动力工程, 2014, 35(3): 6-10.
- [2] 宋磊. 板状燃料组件堵流事故数值分析[D]. 哈尔滨, 哈尔滨工程大学, 2013.
- [3] 丁丽, 骆贝贝, 花晓, 等. 板状燃料元件流道堵塞事故预防与探测技术研究[J]. 核技术, 2020, 43(04): 11-17.
- [4] Kaminaga M. Steady-state thermal hydraulic analysis and flow channel blockage accident analysis of JRR-3 silicide core[R]. Japan Atomic Energy Research Inst., 1997.
- [5] 赵鹏程, 刘紫静, 于涛. 小型自然循环铅冷快堆无保护最热组件局部堵流瞬态分析[J]. 核动力工程,
- [6] 陈宝文, 邓坚, 凌煜凡, 等. 基于 CFD 的铅基快堆单盒燃料组件堵流事故分析[J]. 核动力工程, 2021, 42(04): 277-281. DOI: 10.13832/j.jnpe.2021.04.0277.
- [7] Raj M N, Velusamy K, Maity R K. Thermal hydraulic investigations on porous blockage in a prototype sodium cooled fast reactor fuel pin bundle[J]. Nuclear Engineering and Design, 2016, 303: 88-108.
- [8] Raj M N, Velusamy K. Characterization of velocity and temperature fields in a 217 pin wire wrapped fuel bundle of sodium cooled fast reactor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2016, 87: 331-349.
- [9] 吴园园, 孙微. 游泳池式反应堆堵流事故研究[J]. 科技视界, 2016, (21): 17+20. DOI: 10.19694/j.cnki.issn2095-2457.2016.21.012.
- [10] 黄玉才, 张述诚, 尚成宇, 等. 压水堆燃料棒锆-4 包壳在大破口 LOCA 条件下的鼓胀爆破实验[J]. 核科学与工程, 1997, (01): 50-56+64.
- [11] Carrillo P J, Oliveira A, Labergue A, et al. Experimental thermal hydraulics study of the blockage ratio effect during the cooling of a vertical tube with an internal steam-droplets flow[J]. International Journal of Heat and Mass Transfer, 2019, 140648-659.

作者简介: 赵明远(2000.1.21—),男,汉族,河南省郑州市,中国原子能科学研究院,硕士,核能科学与工程。