热管堆单根热管失效事故瞬态数值分析研究

韩 治1,杨思远2,文青龙2,柴宝华1,张亚坤1

(1. 中国原子能科学研究院, 北京 102413; 2. 重庆大学, 重庆 400044)

摘要:热管冷却反应堆(热管堆)如果发生单根热管失效事故,可能会超过热管最大允许温度和功率并出 现级联失效。本文以热管堆堆芯为研究对象,通过建立单根热管失效事故瞬态计算模型,利用 ANSYS Mechanical APDL 程序对不同工况单根热管失效事故进行了瞬态数值分析研究。结果表明: 最恶劣工况是 处于靠近外围热管失效的工况,基体最高温度为1314.16K,芯块中心最高温度达到1352.49K,热管最高 工作温度为1149.84 K,均未超出容许工作温度限值,约123 s达到新的稳态;在最恶劣工况下,靠近中心的 热管最高功率为83709.87W,未超出热管传热极限范围,并能顺利达成新的稳态进行工作,不会有整体级 联失效的风险。本文结果可为该堆型的设计提供热管失效事故的参考,并为堆芯结构设计奠定基础。 关键词:热管冷却反应堆;热管失效;级联失效;瞬态数值分析 中图分类号: TL331 文献标志码:A

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0482

文章编号:1000-6931(2024)09-1920-10

Transient Numerical Analysis of Single Heat Pipe Failure in Heat Pipe Reactor

HAN Ye¹, YANG Siyuan², WEN Qinglong², CHAI Baohua¹, ZHANG Yakun¹ (1. China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China; 2. Chongqing University, Chongqing 400044, China)

Abstract: As means to meet the needs of long-distance energy supply, safe power supply for remote areas facilities, power supply for the surface of the moon and Mars, and deep space and deep-sea exploration, the application of nuclear energy has attracted more and more attention, which has stimulated the development of a series of innovative reactor concepts. Among them, the heat pipe cooled reactor becomes a research hotspot in nuclear energy due to its simple and compact system and higher reliability and safety. The design goal of the heat pipe cooled reactor is to establish sufficient safety margin on the average heat pipe temperature. If a single heat pipe failure occurs, it should be ensured that the heat pipe conditions nearby do not exceed the maximum allowable temperature and power, thereby preventing the heat pipe cascade failure. In this study, the numerical simulation transient analysis of single heat pipe failure accident was carried out using ANSYS Mechanical APDL software. The temperature distribution of the fuel rod under three severe conditions was solved. The maximum temperature of the core center increases by 123.65 K, 124.15 K and 204.05 K respectively, and the maximum reaches 1 352.49 K, and reaches the extreme value at about 95 s, 105 s and 123 s respectively, entering a new steady state. By comparing the maximum temperature of the core center, the maximum working temperature of the heat pipe, the maximum temperature of the substrate and the time required to reach the new steady state under the three conditions, the conclusion that the central

failure heat pipe is outside the core is obtained. Under the most severe conditions, the maximum temperature of the substrate is 1 314.16 K, the peak temperature of the core center reaches 1 352.49 K, and the peak operating temperature of the heat pipe is 1 149.84 K, which does not exceed the allowable operating temperature range and the material temperature limit. In addition, under this condition, the maximum peak heat flux of the No. 4 heat pipe reaches 83 709.87 W, and the maximum final heat flux of the No. 2 heat pipe reaches 7 0183.29 W. According to the heat transfer limit range of the heat pipe, it is determined that there is no risk of overall cascade failure. In this paper, a single heat pipe failure transient analysis model of heat pipe cooled reactor was established, and the heat pipe failure simulation test of heat pipe cooled reactor design was completed to evaluate the real transient thermal response to the fault, which lays a solid foundation for the improvement of core safety analysis and overall design. **Key words:** heat pipe cooled reactor; heat pipe failure; cascade failure; transient numerical analysis

热管冷却反应堆(热管堆)因其简单紧凑、固态特性以及高可靠性和安全性,已成为核能领域的研究热点。热管堆热工安全设计目标是在热管 平均温度上建立足够的安全裕度,即如果发生单 热管失效事故,应保证附近的热管条件不会超过 最大允许温度和功率,从而防止发生级联失效。

早期的热管失效事故研究在20世纪八九十 年代已有一定基础[1-4],但是其方法具有很大的局 限性,随着计算机技术的发展,使用 CFD 方法开 展热管模拟的研究越来越多,目前已有广泛学者 借助计算软件开展了热管失效事故分析^[5-8]。Poston^[9]对 SAFE-400 堆型进行了稳态热管故障分 析,计算结果表明该设计具有相当大的传热裕 度。Fratoni 等^[10] 研究了 HP-ENHS 的热管性能, 得出运行功率水平比最大可能轴向热传输速率低 3 倍以上的结论。Sterbentz 等[11] 分析了具有较大 设计裕度的反应堆的安全性,以确保在两个相邻 热管发生故障的情况下正常运行。Changlo 等^[12] 使用 PROTEUS/ANSYS 耦合系统研究了热管失效 时反应堆堆芯的稳态传热和安全特性,结果表明 只有失效热管周围的燃料棒温度显著上升了 200 K。 Xiao 等^[13] 基于蒙特卡罗方法和有限元方法对千 瓦级 KRUSTY 反应堆进行了验证性的稳态热管 行为分析,结果呈现出与之前 KRUSTY 研究相同 的趋势,表明 KRUSTY 对于热管失效事故有足够 的散热裕量。汪镇澜等[14] 基于 FLUENT 软件对 新型兆瓦级热管堆热管失效事故进行了分析,计 算结果表明在单根热管失效事故下,热管峰值温 度均低于材料熔点,而在4根热管串联失效事故 下包壳、热管壁峰值温度均已超过材料熔点。张

智鹏等^[15]研究了兆瓦级热管反应堆堆芯的核热 特性,研究发现3根热管失效工况下的燃料棒温 升是2根热管失效的3.2倍,在3根热管失效的极 端工况下堆芯基体及燃料棒峰值温度仍在安全限 值内。

目前的研究主要集中在稳态分析领域,针对 瞬态热管失效分析开展的研究较少。本文以典型 热管堆堆芯为研究对象,采用 ANSYS Mechanical APDL 软件开展热管失效事故瞬态数值模拟分 析,通过对热管失效故障瞬态响应过程的数值评 估,可为下一步热管堆堆芯安全分析提供理论基础。

1 热管堆单根热管失效事故瞬态计算模型 1.1 物理模型

本文涉及的热管堆堆芯结构设计参数如表 1 所列。热管堆中燃料棒和热管呈规则排列,热管 堆堆芯模型结构示意图如图 1 所示。选取如图 la 所示的单热管六边形单元结构作为典型栅元,其 中圆柱体结构为单根热管,沿六边形单元周向均 匀分布的扇形柱体是与该热管相邻的燃料棒。在 热管和基体及燃料棒和基体之间均留有 0.1 mm 的孔隙,以钎料填充。考虑到单根热管故障只会 对相邻单元产生局部影响,还选取失效热管周围 的部件和相邻的 6 根热管作为计算域,形成如图 lb 所示的多热管模型结构,其中中心热管计为 0 号 热管。

1.2 数学模型

1) 径向导热模型

为简化模型,通过体积等效法将图 2a 所示的 单热管模型简化为如图 2b 所示的单根传热通

表1 热管堆堆芯结构设计参数							
Table 1 Design parameter of heat pipe							
reactor core structure							
组件	参数	参数值					
燃料棒	燃料芯块外径, mm	14.8					
	燃料包壳内径, mm	15					
	燃料包壳外径, mm	16.7					
	燃料孔径, mm	16.9					
	燃料棒活性区高度,mm	850					
热管	蒸发段长度,mm	850					
	绝热段长度,mm	200					
	冷凝段长度,mm	1 200					
	热管孔径, mm	18.4					
	热管外径, mm	18.2					
	蒸汽区域内径,mm	16.3					

壁厚,mm

吸液芯厚度, mm

流动工质

工作温度范围,K

0.15

0.8

Na

 $600 {\sim} 1200$



道。忽略轴向传热,径向从中心向外分别为热 管、热管壁及吸液芯、基体、孔隙和燃料棒。 径向瞬态热传导方程为:

$$\rho c \frac{\mathrm{d}T}{\mathrm{d}t} = \frac{1}{r} \cdot \frac{\partial}{\partial r} \left(\lambda r \frac{\partial T}{\partial r} \right) + q \qquad (1)$$

式中:ρ为热管、基体、燃料等材料的密度; c 为对 应材料的比热容; T 为温度; t 为时间; r 为半径; λ为对应材料的导热系数; q 为热流密度。为解决 等效模型改变传热面积的问题,采用热阻修正因 子对燃料棒和氦气的热导率进行修正^[16]:

$$k_{\rm f} = \frac{(r_{\rm f,o}^2 - r_{\rm f,i}^2) - 2r_{\rm f,i}^2 \ln\left(\frac{r_{\rm f,o}}{r_{\rm f,i}}\right)}{r_{\rm f}^2}$$
(2)

$$k_{\rm g} = \frac{2\ln\left(\frac{r_{\rm g,o}}{r_{\rm g,i}}\right)}{\ln\left(\frac{r_{\rm f}+2r_{\rm g}}{r_{\rm f}}\right)} \tag{3}$$

式中: k_f为燃料棒热导率修正值; k_g为氦气热导率 修正值; r_{f,o}为燃料棒等效外径; r_{f,i}为燃料棒等效 内径; r_{g,o}为气隙等效外径; r_{g,i}为气隙等效内径; r_f为燃料棒半径; r_g为气隙厚度。

2) 热管相变传热模型

蒸发和冷凝采用净速率模拟:

$$\dot{m}_{\rm o} = \frac{2a\varepsilon}{2-a} \sqrt{\frac{M}{2\pi R_{\rm u}}} \left(\frac{p_{\rm interface}}{\sqrt{T_{\rm interface}}} - \frac{p_{\rm v}}{\sqrt{T_{\rm v}}}\right) \qquad (4)$$

式中: *m*。为气液界面处质量迁移速率; *a* 为热扩散 系数; *c* 为吸液芯孔隙率; *M* 为分子质量; *R*_u 为摩 尔气体常数; *p*_{interface} 为界面液体压力; *T*_{interface} 为界 面液体温度; *p*_v 为气腔气体压力; *T*_v 为气腔气体温度。 热管轴向质量、动量和能量平衡方程分别为:

$$D\frac{\mathrm{d}}{\mathrm{d}S}(\rho V) = \dot{m}_{\mathrm{o}} \tag{5}$$

$$\frac{\mathrm{d}p}{\mathrm{d}S} + \frac{\mathrm{d}}{\mathrm{d}S}(M_{\rm f}\rho V^2) = -\frac{F\rho V^2}{8D} \tag{6}$$

$$D\frac{\mathrm{d}}{\mathrm{d}S}\left[\rho V\left(h_{\mathrm{v}}+\frac{E_{\mathrm{f}}V^{2}}{2}\right)\right] = \dot{m}_{\mathrm{o}}\left(h_{\mathrm{interface}}+\frac{V_{\mathrm{interface}}^{2}}{2}\right)$$
(7)



Fig. 2 Schematic diagram of single channel equivalent model

式中: D 为气腔直径; S 为蒸汽流动截面积; V 为 蒸汽流速; M_f 为动量系数; F 为体积力; h_v 为蒸汽 比焓; E_f 为动能系数; $h_{interface}$ 为界面液体比焓; $V_{interface}$ 为界面处蒸汽轴向流速。 $M_f \sim E_f$ 和 $V_{interface}$ 分别为:

$$M_{\rm f} = \frac{1}{DV^2} \int_0^D U^2 \mathrm{d}y \tag{8}$$

$$E_{\rm f} = \frac{1}{DV^3} \int_0^D U^3 \mathrm{d}y \tag{9}$$

$$V_{\text{interface}} = \frac{Q}{h_{\text{fg}}\rho_{\text{interface}}A_{\text{interface}}}$$
(10)

式中: U为热管横截面上的蒸汽流速; y为蒸汽区 长度; Q为热流密度; h_{fg}为汽化潜热; ρ_{interface}为界 面液体密度; A_{interface}为界面处径向换热面积。

3) 热管传热数学模型

热管传热过程示意图如图 3 所示。热管传热 可拆分为过程 1~9:过程 1 为通过蒸发段热管壁 的径向热传导;过程 2 为通过蒸发段热管吸液芯 的径向热传导;过程 3 为蒸发段中气液界面的相 变传热;过程 4 为蒸汽沿轴向流动引起的温降;过 程 5 为通过绝热段热管吸液芯的轴向热传导;过 程 6 为通过绝热段热管壁的轴向热传导;过程 7 为冷凝段中气液界面的相变传热;过程 8 为通过 冷凝段热管吸液芯的径向热传导;过程 9 为通过 冷凝段热管嗳液芯的径向热传导;过程 9 为通过 冷凝段热管壁的径向热传导。本文热阻网络模型 的等效传热热阻被简化为如图 4 所示的修正模 型,忽略了过程 5 和过程 6。图 3、4 中: Q 为热通 量; $R_{蒸发段}$ 、 $R_{冷凝段}$ 分别为蒸发段和冷凝段的热阻; $R_1 \sim R_9$ 分别为上述过程 1~9 的热阻。









上述传热过程的控制方程可表达为:

$$\rho_i A_i \delta_i c_{p,i} \frac{\mathrm{d}T_i}{\mathrm{d}t} = Q_{\mathrm{input},i} - Q_{\mathrm{output},i} \qquad (11)$$

根据 Fourier 法则:

$$Q_{\text{input/output},i} = \lambda_i A_i \frac{T_i + T_{i+1/2}}{\delta_i/2}$$
(12)

式中: ρ_i 为微元 *i* 的密度; A_i 为微元 *i* 的面积; δ_i 为 微元 *i* 的厚度; $c_{p,i}$ 为微元 *i* 的比定压热容; T_i 为微 元 *i* 的温度; $Q_{input,i}$ 为微元 *i* 的输入热量; $Q_{output,i}$ 为 微元 *i* 的输出热量; λ_i 为微元 *i* 的导热系数; $Q_{input/output,i}$ 为热通量。

1.3 模型求解方法

1) 计算工况

热管堆单根热管失效计算中,分别假设以下 3种单根热管失效位置计算工况:工况1,周围归 一化功率分布最大的热管;工况2,靠近中心的热 管;工况3,靠近外围的热管。失效热管周围的燃 料棒标号以及相邻工作热管标号如图5所示。燃 料棒编号1-1中,前面的1表示燃料棒是靠近失效 热管内层的、后面的1代表燃料棒编号,燃料棒编 号2-1中2表示该燃料棒介于内层和外围的中间 区域,燃料棒编号3-1中3表示燃料棒是靠近失效 热管外围的。3种工况对应的归一化功率分布如 图6所示。



图 5 失效热管周围燃料棒标号及相邻热管标号 Fig. 5 Fuel rod label around failed heat pipe and adjacent heat pipe label

热管堆 1/12 堆芯的归一化功率分布及热管编号如图 7 所示。其中,工况 1 对应单热管失效事故的中心热管标号为 7 号,工况 2 热管标号为 4 号,工况 3 热管标号为 40 号。





Fig. 6 Normalized power distribution of three condition models



2) 求解方法

对热管堆单根热管进行传热特性计算,基于 集总参数模型和热阻网格模型,通过堆芯归一化 功率分布计算得到热管蒸发段 Q-T 对应关系。本 文求解流程图如图 8 所示。

利用 ANSYS Mechanical APDL 软件按上述计 算方法对模型进行求解计算。数值求解方法为: (1) 热分析选择"完全牛顿拉普生求解选项"; (2) 求解器选择雅各比共轭梯度求解器;(3) 时间 步长设定为 0.5 s。

2 结果与分析

2.1 热管正常工作与失效对比分析

在多热管模型中,假设中心位置热管失效,计 算出失效热管周围共6根完整燃料棒、6根 2/3 燃 料棒和 12根 1/3 燃料棒的整体燃料棒表面的温度 变化,包括芯块中心最高温度 T_{max,failed}、最低温度 T_{min,failed}和平均温度 T_{ave,failed}。不同工况下芯块中



心温度对比如图9所示。图9中, *T*_{max,normal} 为热管 正常工作情况下的最高温度。

由图 9 可看到,当中心热管正常工作时,模型 内所有燃料棒的温度几乎没有变化,处于稳态。当 模拟中心热管失效后,工况 1 的芯块中心最高温 度由 1 172.39 K 提升至约 1 296.04 K,工况 2 的芯 块中心最高温度由 1 174.39 K 提升至约 1 298.54 K, 工况 3 的芯块中心最高温度由 1 148.44 K 提升至 约 1 352.49 K,3 种工况均至 100 s 左右达到了新 的稳态,即燃料棒的温度不再提升。与之相对应 的芯块中心最低温度和平均温度均呈现了同样的 变化趋势。由于中心热管失效后的一段时间内,



相邻热管的功率增加至稳态之前,模型整体被导 出的总热量比发生故障前的总热量低。因此,其 周围结构的温度会持续升高,这说明在本文建立 的模型中,中心热管失效会造成周围结构温度的 升高,而达到的新稳态表明本模型具有一定的热 安全裕度。

2.2 危险性判定

为进一步针对单根热管失效事故评估本文的 堆型的安全性,需将初步选定的3种工况进行具 体分析,以确定堆芯在单根热管失效的最坏情况 是何种工况。需要计算的参数包括周围燃料芯块 中心最高温度 T_{max,fuel}、基体最高温度 T_{max,monolish} 和 热管最高工作温度 T_{max,HP},以及最高温度出现的位置。

分析假设中心热管在 0 s 时发生故障, 通过 ANSYS Mechanical APDL 的 UDR 导出燃料棒表 面温度、基体温度和相邻热管蒸汽流道与吸液芯 交界面温度, 通过计算得到各部件最高温度的变 化曲线, 如图 10 所示。



Fig. 10 Maximum temperature change of each component in different conditions

故障发生后,中心失效热管周围燃料棒产生的热量沿径向传导至相邻通道,通过相邻的热管导出。工况1在故障发生后95s左右达到新的稳定状态,工况2在故障发生后105s左右达到新的稳定状态,工况3在故障发生后123s左右达到新的稳定状态。对于工况1和工况2,故障发生后, 芯块中心最高温度的升高幅度和基体最高温度的升高幅度接近,到达新的稳定状态后,工况1和工况2,故障发生后, 化2热管最高工作温度的升高幅度分别为63.72K和42.31K。如图10a、b所示,工况1和工况2热管的温升幅度更高,说明工况1相邻热管的平均 额外功率更大。工况1比工况2热管达到新的稳态耗时更长,说明此时长与热管升温幅度呈正相关。对于工况3,故障发生后芯块中心最高温度的升高幅度最高,为204.05 K,基体最高温度的升高幅度为183.65 K,热管最高工作温度的升高幅度为183.65 K,热管最高工作温度的升高幅度为119.37 K。整体而言,工况3的温度升高幅度均为3种工况中最高的,达成稳态所消耗的时间也最长。当中心热管处失去热阱后,工况3只有4根相邻热管可以辅助导出剩余热量,平均到每根相邻热管上的热负荷最大。由此可以判断工况3是以上3个工况在发生单热管失效事故后最恶

劣的情形。表 2 列出 3 个工况各部件最高温度的 具体变化及发生位置。

2.3 恶劣工况瞬态分析

确定堆芯最恶劣工况后,需对其多热管模型 具体最高温度位置进行确定,并与相应材料的允 许工作范围比对,确定没有超出材料容许工作温 度范围。另外,由于 ANSYS Mechanical APDL 无 法对热管传热极限进行判定,因此还应对相邻热 管是否超出热管传热包络范围进行判定,以此来 确定相邻热管是否失效,以及是否会造成级联失 效事故。

1) 基体最高温度分析

图 11 为恶劣工况(工况 3)下基体在 t=10 s 和 t=100 s 时的温度分布云图,由于该模型中缺失 1 号和 6 号热管,模型内只有 2 号、3 号、4 号、 5 号共 4 根热管作为热阱,因此基体的温度先从 1 号、6 号及中心热管孔隙位置升高,而后呈辐射 状向外扩散。图 12 为基体温度的变化趋势。

表 2 各工况最高温度变化及位置 Table 2 Maximum temperature change and position in each condition

参数	 			
	上70년 1	上70-2	工化 3	
芯块中心初始最高温度,K	1 172.39	1 174.39	1 148.44	
芯块中心最终温度,K	1 296.04	1 296.04 1 298.54		
温升幅值, K	123.65	124.15	204.05	
出现位置	1 组燃料棒	1 组燃料棒	3 组燃料棒	
基体初始最高温度,K	1 134.11	1 135.56	1 130.51	
基体最终温度, K	1 257.31	1 259.49	1 314.16	
温升幅值,K	123.2	123.93	183.65	
出现位置	中心 中心		靠近外侧	
热管初始最高工作温度,K	1 051.64	1 052.39	1 030.47	
热管最终工作温度, K	1 115.36	1 094.70	1 149.84	
温升幅值,K	63.72	42.31	119.37	
出现位置	0号热管	0号热管	1号热管	



a—__t=10 s; b—__t=100 s 图 11 恶劣工况下基体的温度分布云图 Fig. 11 Temperature distribution cloud diagram under severe condition

2) 芯块中心最高温度及位置分析

图 13 为恶劣工况下部分燃料芯块中心温度 的变化趋势。基于图 5、6 所示模型,由于 3-6 号 和 3-6.5 号燃料棒位置对称, 3-1 号和 3-5.5 号燃料 棒位置对称,所以 3-6 号和 3-6.5 号燃料芯块中心 温度相同, 3-1 号和 3-5.5 燃料芯块中心温度相 同。而 2-6 号燃料棒归一化功率分布系数更高, 所以在达成新的稳态后, 2-6 号燃料芯块中心温度最高, 在 1 352.49 K 左右, 但并未超过其 1 437 K 的容许 温度。

3) 级联失效判定

为了将单根热管失效事故引发级联失效的可 能进行量化分析,确定以下两种情况可造成级联 失效:(1)中心热管造成3根及以上热管失效;(2)中 心热管造成两个非堆芯最外围的热管失效,且此 3根热管共同围绕着同一根燃料棒,呈三角形分





of some fuel pellets under severe condition

布。对于恶劣工况而言,由于中心失效热管为最 外围热管,缺失1号和6号位置的2根热管,因 此,只要中心热管失效后,造成2号或5号热管失 效,即达成了第1种量化条件。

图 14 为相邻热管温度的变化趋势,其中 HP1~ HP6表示与中心热管相邻的 1~6号热管。由图 14 可见,同样与基体温度变化位置和燃料芯块中心 最高温度变化位置相对应,相邻热管中,1号和 6号位置的热管温度的提升速度和幅度最大,但 是由于在实际情况中,这两个位置的建立是为了 方便传热计算,并不存在热管实体,因此无需考虑 其温度变化。在剩余4根相邻工作热管中,2号 和5号热管的工作温度的提升幅度较大,达到了 1055.4K和1054.59K。钠热管的工作温度容许 范围为 873.15~1473.15K,恶劣工况(工况3)下 仍在该范围内。

图 15 为相邻热管功率的变化趋势,在单根热 管失效事故发生后的 20 s 内,相邻的 4 根热管的 导热量迅速提升,变为初始的4倍左右,在20s以后,该4根热管的导热量在100s内缓慢下降至初始值的3倍左右。图15中,Q_{HP2}、Q_{HP3}、Q_{HP4}、Q_{HP5}分别为对应编号热管的功率。



表 3 列出了 2~5 号热管在整个过程中的功 率极值和终值。其中 4 号热管的最高功率最大, 达到 83 709.87 W, 2 号热管的最终功率最大,为 70183.29 W。

由上述热管工作温度变化可知,2号热管在新 的稳态具有最高的工作温度,根据热管蒸发段钠 蒸气随工作温度变化的对流换热系数结果,热管 在温度容许范围内,工作温度越高,等效对流换热 系数越大,对应导热能力越强。因此2号热管的 最终功率最大。在多热管模型中,3号和4号热管 周围所有已建模的燃料棒均在工作,2号和5号只 有左侧具有燃料棒实体,在达到新的稳态之前, 3号和4号热管周围燃料棒产生的热量较多,工作 温度在这段时间中较高,因此其功率具有较高的

表う	恶劣工况下相邻热官切率的极值和终值
able 5	Extreme and final power of adjacent neat pipe under severe condition

会粉	参数值			
<i>≫</i> \$X	2 号热管	3 号热管	4 号热管	5 号热管
最高功率, W	78 541.14	80 031.51	83 709.87	81 376.92
最高功率对应温度,K	1 019.10	1 018.64	1 018.71	1 019.38
最终功率, W	70 183.29	62 799.39	65 127.81	63 284.10
最终功率对应温度,K	1 055.40	1 032.21	1 033.19	1 054.59

极值。

在本模型中,随着温度的升高,传热能力的极 限将会增加,从而减弱失效热管对相邻热管的影 响。因此并未造成级联失效的后果。

图 16 为计算得到的热管传热极限范围。 表 3 所列恶劣工况中最高功率为 83 709.87 W, 并未超出包络范围,说明在中心热管失效后,相邻 热管没有超出传热极限范围,顺利达成新的稳态 进行工作,没有其他失效的热管,从而不具备造成 级联失效的可能。



3 结论

本文通过理论推导结合仿真建模分析的方法,对单根热管失效对热管堆的影响进行分析研究,获取了单热管失效过程中基体、燃料芯块的 最高温度的变化,以及相邻热管的工作状态,分析 了热管失效过程的瞬态热响应与级联失效的风 险,评价了不同位置的单热管失效基体、燃料、热 管的温度分布及其对堆芯安全的影响。通过本文 的研究,得到以下结论。

1) 在中心热管处于热阱丧失的条件下, 相邻

热管需要额外提供的平均导热量大小决定了单热 管失效事故的位置危险与否,由此确定了堆芯设 计中处于危险的3个中心失效位置的热管分别在 靠近紧急停堆棒、周围归一化功率分布最大以及 最外围的区域内。

2) 在单根热管失效的仿真研究中,只对周围 归一化功率分布最大的热管、靠近中心的热管、 靠近外围的热管这 3 个较危险位置建立多热管模 型即可。通过单热管失效假设计算,获取其周围 燃料芯块中心的温度场,三者最高温度分别提升 123.65、124.15 和 204.05 K,最高达到 1 352.49 K, 且第 3 种工况达到新稳态所消耗的时间最长,约 为 123 s。由此确定靠近外围 40 号热管失效为最 恶劣工况。

3) 最恶劣工况 40 号热管失效后, 基体、燃料 芯块中心以及相邻热管工作温度, 均以靠近外围 的位置最高, 分别达到 1 314.16、1 352.49 和 1 149.84 K, 均未超出工作容许温度范围。

4) 最恶劣工况下中心热管失效后,所有热管 中最高功率为83709.87W,未超出热管的传热 极限范围,并能顺利达成新的稳态进行工作,也没 有使其他热管失效,从而不具备造成级联失效的 可能。

参考文献:

- [1] COSTELLO F A, MONTAGUE A F, MERRIGAN M A, et al. Detailed transient model of a liquid-metal heat pipe[R]. US: Los Alamos National Laboratory, 1986.
- [2] CAO Y, FAGHRI A. Transient two-dimensional compressible analysis for high-temperature heat pipes with pulsed heat input[J]. Numerical Heat Transfer Part A: Applications, 1990, 18(4): 483-502.
- [3] CAO Y, FAGHRI A. Closed-form analytical solutions of high-temperature heat pipe startup and frozen startup limitation[J]. Journal of Heat Transfer, 1992, 114(4): 1028-1035.
- [4] TOURNIER J M, EL-GENK M S. "HPTAM" heat-pipe transient analysis model: An analysis of water heat pipes[C]//AIP Conference Proceedings. USA: AIP, 1992.
- [5] ANNAMALAI S, RAMALINGAM V. Experimental investigation and CFD analysis of a air cooled condenser heat pipe[J]. Thermal Science, 2011, 15(3): 759-772.
- [6] ASMAIE L, HAGHSHENASFARD M, MEHRABANI-ZEINABAD A, et al. Thermal performance analysis of

nanofluids in a thermosyphon heat pipe using CFD modeling[J]. Heat and Mass Transfer, 2013, 49(5): 667-678.

- [7] LIN Z, WANG S, SHIRAKASHI R, et al. Simulation of a miniature oscillating heat pipe in bottom heating mode using CFD with unsteady modeling[J]. International Journal of Heat and Mass Transfer, 2013, 57(2): 642-656.
- [8] YUE C, ZHANG Q, ZHAI Z, et al. CFD simulation on the heat transfer and flow characteristics of a microchannel separate heat pipe under different filling ratios[J]. Applied Thermal Engineering, 2018, 139: 25-34.
- [9] POSTON D I. Nuclear design of the SAFE-400a space fission reactor[C]//The International Congress on Advances in Nuclear Power Plants 2002. USA: American Nuclear Society, 2002: 1270-1277.
- FRATONI M, KIM L, MATTAFIRRI S, et al. Preliminary feasibility study of the heat-pipe ENHS reactor[C]// Proceedings of the 13th International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems (ICENES 13) 2007. Istanbul, Turkiye: [s. n.], 2007.
- [11] STERBENTZ J W, WERNER J E. Preliminary assessment of two alternative core design concepts for the special purpose reactor, INL/EXT-17-43212[R]. US: Idaho National Laboratory, 2018.

- [12] CHANGLO L, YEON S J. Development of the PRO-TEUS and ANSYS coupled system for simulating heat pipe cooled microreactors, ANL/NES-20/4[R]. US: Argonne National Laboratory, 2020.
- [13] XIAO W, LI X, LI P, et al. High-fidelity multi-physics coupling study on advanced heat pipe reactor[J]. Computer Physics Communications, 2022, 270: 108152.
- [14] 汪镇澜, 苟军利, 徐世浩, 等. 新型兆瓦级热管堆热管失效事故分析[J]. 核技术, 2022, 45(11): 110604.
 WANG Zhenlan, GOU Junli, XU Shihao, et al. Heat pipe failure accident analysis of a new type of megawatt heat pipe reactor[J]. Nuclear Techniques, 2022, 45(11): 110604(in Chinese).
- [15] 张智鹏,杨浩然,王海平,等.兆瓦级热管反应堆堆芯核热 特性研究[J]. 原子能科学技术, 2022, 56(9): 1889-1897. ZHANG Zhipeng, YANG Haoran, WANG Haiping, et al. Neutronics and thermal-hydraulics analysis of megawattclass level heat pipe reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2022, 56(9): 1889-1897(in Chinese).
- [16] MA Y, TIAN C, YU H, et al. Transient heat pipe failure accident analysis of a megawatt heat pipe cooled reactor[J]. Progress in Nuclear Energy, 2021, 140: 103904.