

基于一体化快堆的居里点式非能动停堆装置的关键参数范围研究

李新宇, 张熙司, 薛方元, 刘一哲*

(中国原子能科学研究院 核工程设计研究所, 北京 102413)

摘要: 居里点式非能动停堆装置是一种能够通过堆芯出口冷却剂温度升高触发非能动停堆的安全设备, 可以应对多种无保护事故, 能够保护一体化快堆的安全。本文对装置动作流程进行分析, 确定影响非能动停堆装置对无保护事故缓解效果的关键参数, 包括居里温度下限、响应时间、落棒时间和停堆棒价值。为确保停堆棒不误掉落, 使用计算流体动力学软件计算正常运行工况下位于堆芯出口区域的温度敏感合金温度以确定居里温度下限; 为确保无保护事故发生时停堆棒及时下落, 使用事故分析程序计算能缓解事故后果的最长响应时间并确定对应居里温度上限。最终确定居里温度下限为 576.5 °C, 居里温度上限为 606.3 °C。研究表明, 现有温度敏感合金材料在该温度区间内的磁通量变化情况能够满足要求, 该关键参数范围是合理的, 可用以指导后续装置设计。

关键词: 非能动停堆; 无保护事故; 金属燃料; 计算流体动力学

中图分类号: TL364.2

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2025)S1-0080-09

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0878

Study on Key Parameter Range for Curie Point Passive Shutdown Device Based on Integrated Fast Reactor

LI Xinyu, ZHANG Xisi, XUE Fangyuan, LIU Yizhe*

(Department of Nuclear Engineering Design, China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract: Passive shutdown procedures can be initiated by the Curie point passive shutdown device, which is a sophisticated reactor safety mechanism that augments the coolant temperature at the core outlet to ensure safety. With this innovative approach, unprotected accidents can be effectively addressed, ensuring the robustness and safety of integrated fast reactor. Enhancing the overall safety and operational stability of the reactor system is the primary objective of this device. To gain a clearer understanding of the pivotal parameters that influence the efficacy of the Curie point passive shutdown device in mitigating the consequences of unprotected accidents, a meticulous analysis of the power plant's operational procedures was undertaken. The thorough examination covered multiple vital aspects, such as establishing the lower threshold for Curie temperature, evaluating response time, measuring fall time of control rods, and assessing the reactivity worth of the stop rod. In order to ensure timely and effective reactor shutdown, these parameters were essential in the non-dynamic shutdown

收稿日期: 2024-12-02; 修回日期: 2025-01-13

基金项目: 中核集团集中研发项目

* 通信作者: 刘一哲

process and played a crucial role. In this paper, a advanced computational fluid dynamics (CFD) software was used to ensured that unintentional rod ejection during routine reactor operations was avoided. By using this sophisticated tool, the temperature of temperature-sensitive alloys located in the core outlet region could accurately calculated, thereby determining the precise lower boundary for Curie temperature. Furthermore, an accident analysis program was employed to ascertain the maximum allowable response time required for rod dropping in the event of an unprotected accident, which in turn facilitated the establishment of a corresponding upper limit for Curie temperature. Following an exhaustive investigation, it was unequivocally confirmed that temperature-sensitive alloy materials exhibit favorable magnetic flux variations within the prescribed temperature range. This significant finding underscores the practical feasibility and dependability of the Curie point passive shutdown device when operated within its specified parameters. Consequently, the delineation of a reasonable range for these identified key parameters offers invaluable insights for subsequent iterations of equipment design. This ensures that Curie point passive shutdown devices remain compliant with the most stringent safety and performance benchmarks in fast reactor applications, thereby safeguarding the integrity and reliability of nuclear power systems.

Key words: passive shutdown; unprotected accident; metal fuel; computational fluid dynamics

核能作为公认的最成熟、最稳定的清洁能源,在我国“十四五”能源相关的报告中被给予高度重视,是我国未来清洁能源构成的重要部分。随着核科学技术发展,目前最新核能系统已发展至第4代,对其安全性、经济性、可持续性都提出了更高的要求^[1]。对于大型钠冷快堆来说,为达到更高的安全标准,需要在能动的安全设施外增加非能动停堆系统等非能动安全设备,能够利用重力、储能等自然力在能动系统失效的无保护事故发生时依然能够实现非能动,缓解事故后果,确保不发生堆芯熔毁事故^[2]。

液体悬浮式非能动停堆装置是当前较为成熟的非能动停堆技术,能够有效缓解无保护失流(ULOF)事故,但是对于堆芯流量不发生显著变化的无保护事故将不能有效缓解事故后果。

一体化快堆是第4代反应堆代表堆型之一的钠冷快堆,将采用铀-超铀-钍的金属燃料,与目前较为成熟的快堆氧化物燃料不同,金属燃料的导热性更好,且熔点比氧化物燃料的熔点更低,事故工况下需更加关注燃料温度^[3]。因此一体化快堆对于燃料温度升高更为敏感,应对引起燃料温度升高的事故,如最为典型的无保护超功率(UTOP)事故更加关注。这就需要一种通过堆芯出口冷却剂温度升高触发的非能动停堆系统,其中目前技术最为成熟的是居里点式非能动停堆装置。

此前国内外已对居里点式非能动停堆装置的原理、材料、结构形式等进行了一定研究,其中美国计算了居里点式非能动停堆装置在克林奇河反应堆上的应用,表明引入负反应性速率能够缓解事故后果^[4]。日本对相关材料的磁力控制特性和瞬态反应特性进行了堆外实验研究^[5],并在Joyo中进行了居里点式非能动停堆装置的实堆试验,验证了其可靠性^[6]。此外,俄罗斯和韩国也根据本国快堆发展情况,进行了居里点式非能动停堆装置材料性能等相关研究。国内华北电力大学进行了装置结构对功能特性影响研究^[7],并对疲劳应力等力学试验进行了评估^[8]。中国原子能科学研究院进行了该装置应用于中国实验快堆的温度参数范围确定方法研究^[9]。

当前国际上对居里点式非能动停堆装置已经进行了不同深度的堆内试验验证,原理上该系统的稳定性、可靠性以及材料的力学性能和抗辐照性能均达标,是能够对反应堆严重事故后果起到缓解的一道重要安全保障。然而,针对即将建设的一体化快堆的非能动停堆技术需求,仍需要探索专门的设计流程,确定居里点式非能动停堆装置关键参数并验证其有效性。为此,本文基于一体化快堆设计参数,通过对软磁材料特性研究、反应堆运行和安全要求分析以及居里点式非能动停堆装置动作流程分析,选取影响该装置功能的

关键参数,并对其范围进行研究。

1 关键参数研究方法

1.1 居里点式非能动停堆装置原理简介

居里点式非能动停堆装置在正常运行工况下,由电磁铁吸附带有温度敏感的软磁合金衔铁的停堆棒,并悬停于堆芯活性区上方。在无保护事故发生时,堆芯出口冷却剂温度升高,使温度敏感合金的温度升高到其居里点温度失去磁性,停堆棒掉落实现停堆。

1.2 关键参数选取

居里点式非能动停堆装置中温度敏感合金并不会在其温度到达居里点温度的瞬间完全失去磁性,其磁性能会随着温度升高逐渐降低,并在居里点温度附近出现磁性的快速降低,其吸附力随温度的变化关系如图1所示。为确保反应堆在正常运行温度范围内(图1中 T_0 为正常运行温度上限),停堆棒在考虑温度不确定度情况下也不会误掉落,要求合金磁吸附力大于停堆棒重力的2倍,能够牢牢抓住停堆棒,确定该温度为居里温度下限(T_1);为确保在无保护事故发生时停堆棒能够尽快顺利下落实现停堆,要求合金吸附力小于停堆棒重力的一半,无法继续吸附停堆棒,确定该温度为居里温度上限(T_2)^[9]。

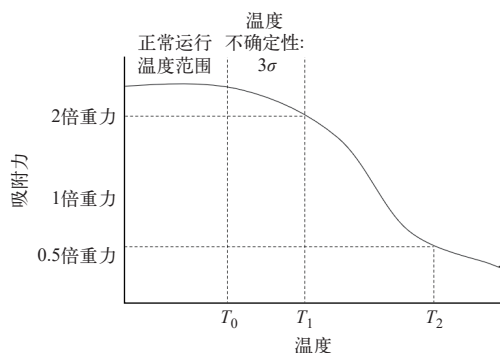


图1 居里点式非能动停堆装置吸附力随温度的变化
Fig. 1 Variation of adsorption force in Curie point passive shutdown device with temperature

基于UTOP事故对该系统动作流程进行分析。在初始时刻反应堆正常运行,此时发生始发事件,冷却剂温度开始升高,温度敏感合金的温度小于居里温度下限;经过一段响应时间,温度敏感合金达到居里温度上限,停堆棒开始下落,热点冷却剂、热点燃料温度随即达到最高;再经过一段

下落时间后,停堆棒插入最下实现停堆。

经过对动作流程的分析,可以看出居里温度下限会影响正常运行可靠性,响应时间、落棒时间、停堆棒价值会影响无保护事故的缓解效果,其中响应时间与居里温度上限直接相关,因此最终选取的关键参数为居里温度下限、响应时间、落棒时间和停堆棒价值。

居里点式非能动停堆装置的结构示意图如图2所示,经过对该装置结构研究,影响材料选择的关键参数为居里温度上、下限。

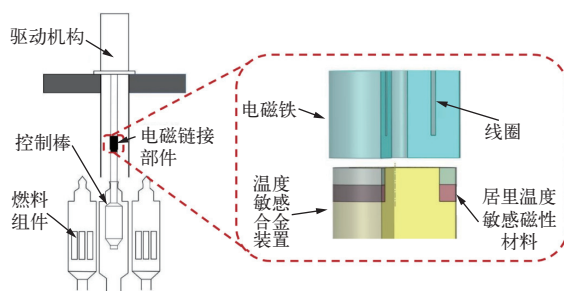


图2 居里点式非能动停堆装置结构示意图
Fig. 2 Structure diagram of Curie point passive shutdown device

1.3 关键参数确定方法

为确定居里点式非能动停堆装置关键参数,基于一体化快堆设计参数,考虑冷却剂钠的流动换热特性及与固体结构的共轭换热特性^[10],计算正常运行工况下居里点合金结构的稳态温度,并考虑不确定度等因素作为居里温度下限;此外,基于一体化快堆设计参数,计算不考虑非能动停堆系统的无保护事故瞬态分析,并选取多组合理区间的响应时间,结合基于工程经验获得的落棒时间以及基于物理计算确定的非能动棒介入的UTOP瞬态事故分析,分别计算确定满足UTOP事故缓解标准的最长响应时间,并取当时对应敏感合金温度为居里温度上限,整体方法流程如图3所示。

2 关键参数范围确定

2.1 居里温度下限范围确定

2.1.1 计算区域 为描述居里点式非能动停堆装置及周围冷却剂的流动换热特征,需对池式堆堆芯出口区域复杂空间的流动与传热进行仿真计

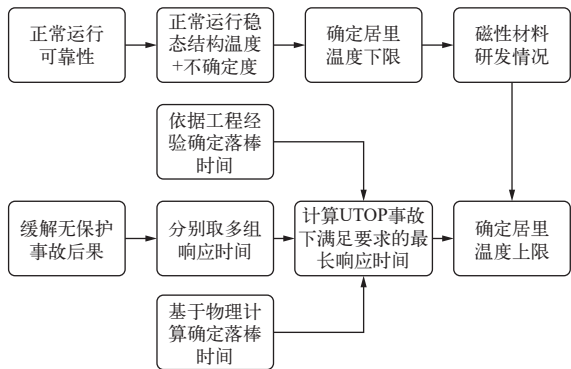


图3 居里点式非能动停堆装置关键参数确定方法
Fig. 3 Method for determining key parameter of Curie point passive shutdown device

算。由于该处冷却剂存在多路径、三维流动、流固共轭换热的复杂问题,选择计算流体力学(CFD)软件^[11]进行计算。本文采用 Space Claim 软件进行几何建模及前处理, ANSYS meshing 软件进行网格划分, Fluent 求解器进行仿真计算。

由于正常运行时要求停堆棒的吸收体段全部离开堆芯燃料上端面 100 mm, 因此确定温度敏感合金位置在非能动停堆组件导向管内, 高度距燃料组件操作头端面 950 mm。因此温度敏感合金位置距离堆芯出口较远, 不能认为冷却剂只有竖直方向流动从而仅模拟非能动棒及周围组件, 需要同时考虑冷却剂从堆芯内部向外部的横向流动, 因此选取全部燃料组件和转换区组件对应的堆芯出口, 高度为 2.0 m、半径为 1.5 m 的流体域, 足够反应冷却剂流动特征^[12]。根据堆型对称性布置仅选取 1/3 堆芯作为研究对象, 如图 4 所示。模型最下方的平面为组件出口平面, 下方开孔为简化的燃料组件出口。模型中存在 7 个柱状区域为其他控制棒导向管的模型区域, 上方弧形区域为中心测量柱模型区域, 因距离温度敏感合金位置

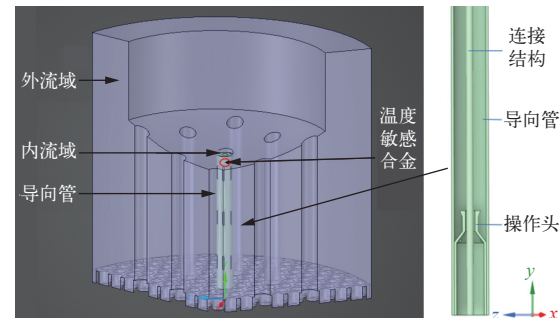


图4 几何模型示意图

Fig. 4 Diagram of geometric model

较远, 仅保留外形考虑其对冷却剂流动的影响。

由于组件操作头处几何形状复杂, 且与居里点合金所在高度距离较远, 对居里点合金处冷却剂流动传热情况影响较小, 因此对燃料组件操作头采取简化处理。非能动组件操作头对合金处温度影响较大, 故将模型简化为固体域包含非能动棒操作头, 流体域不考虑燃料组件操作头。

为减少温度敏感合金温度与堆芯出口冷却剂温度之间的差距, 固体域中将控制棒导向管侧壁设置 3 排共 18 个宽为 15 mm、长为 120 mm 的开槽, 更有利于导向管内外冷却剂传热传质。

2.1.2 边界条件 采用一体化快堆在 100% 功率下基本参数设计值作为边界条件, 对几何模型内各燃料组件分别确定组件出口温度和分区流量作为温度-流量边界, 温度和流量范围列于表 1。

表 1 入口边界条件范围

Table 1 Range of inlet boundary condition

组件分区	出口温度范围/℃	流量范围/(kg/s)
燃料内区	492~503	21.88~23.54
燃料中区	497~519	21.65~23.87
燃料外区	510~527	16.67~25.83

控制棒组件边界条件按功率比例, 参照典型大型钠冷快堆设计值, 控制棒冷却剂入口温度设置为 410 ℃, 流量为 4.5 kg/s, 对应入口速度设置为 0.1 m/s。

所有流体域与固体域的接触界面, 包括控制棒表面和控制棒导向管内、外层, 设置为耦合传热的无滑移壁面, 中心测量柱及其他控制棒导向管壁面均设置为绝热的无滑移壁面, 取 1/3 堆芯区域中与其他两区域交界面设置为对称边界条件。

流体域材料为液态金属钠, 固体域内结构材料为 316 不锈钢, 温度敏感合金为软磁合金 FeNi60, 物性参数参考国际原子能机构给出的数据^[13]。

2.1.3 计算模型选择 在换热模型方面, 流固共轭换热问题区别于给定温度或热流密度的换热问题, 流固共轭换热的边界条件需要耦合计算确定。具体实现方式为在流固接触面上生成另一个面, 2 个面分属于流体域和固体域。其中流体域满足能量守恒方程^[14]:

$$\frac{\partial(\rho u_i h)}{\partial x_i} = \frac{\partial}{\partial x_i} \left(\lambda_i \frac{\partial T_i}{\partial x_i} \right) + S_h \quad (1)$$

固体域满足传热方程:

$$\lambda_s \frac{\partial^2 T_s}{\partial x_i^2} = 0 \quad (2)$$

式中: ρ 为流体密度; h 为流体比焓; λ 为导热系数; S_h 为流体内热源; u_i 为垂直于交界面的流速; x_i 为微元长度; T 为温度; 下标 1、s 分别代表流体和固体。

流固共轭换热需要令 2 个交界面上满足壁面温度相等、热流密度相等, 并以此进行迭代耦合计算, 直到变量收敛^[15]。

由于流固共轭换热对于 2 个交界面上数据准确性有较高要求, 湍流模型选择通过剪切应力输运模型(SST 模型)进行修正的 $k-\varepsilon$ 模型^[16], 其原理为在边界层内采用 $k-\omega$ 模型, 边界层外采用 $k-\varepsilon$ 模型, 能够准确表达流体在近壁面的特征^[17]。

实现方式为将湍流运动黏性系数 ν_t 代入输运方程(式(4)、(5)), 并引入混合函数控制^[18]。

$$\nu_t = \frac{\alpha_1 k}{\max(\alpha_1 \omega, \Omega F_2)} \quad (3)$$

$$\frac{\partial(k)}{\partial t} + \bar{u}_j \frac{\partial(k)}{\partial x_j} = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[(\nu + \sigma_k \nu_t) \frac{\partial k}{\partial x_j} \right] + \overline{u'_i u'_j} \frac{\partial u_i}{\partial x_j} - \beta^* k \omega \quad (4)$$

$$\begin{aligned} \frac{\partial(\omega)}{\partial t} + \bar{u}_j \frac{\partial(\omega)}{\partial x_j} = & \frac{\partial}{\partial x_j} \left[(\nu + \sigma_{\omega 1} \nu_t) \frac{\partial \omega}{\partial x_j} \right] + \\ & 2(1 - F_1) \sigma_{\omega 2} \frac{1}{\omega} \frac{\partial k}{\partial x_i} \frac{\partial \omega}{\partial x_i} + \frac{\gamma}{\nu_t} \overline{u'_i u'_j} \frac{\partial u_i}{\partial x_j} - \beta \omega^2 \end{aligned} \quad (5)$$

其中:

$$F_1 = \tanh \left\{ \left\{ \min \left[\max \left(\frac{\sqrt{k}}{\beta^* \omega y}, \frac{500 \nu}{y^2 \omega} \right), \frac{4 \sigma_{\omega 2} k}{\text{CD}_{k\omega} y^2} \right] \right\} \right\}^4 \quad (6)$$

$$F_2 = \tanh \left[\max \left(\frac{\sqrt{k}}{\beta^* \omega y}, \frac{500 \nu}{y^2 \omega} \right)^2 \right] \quad (7)$$

$$\text{CD}_{k\omega} = \max \left(2 \rho \sigma_{\omega 2} \frac{1}{\omega} \frac{\partial k}{\partial x_i} \frac{\partial \omega}{\partial x_i}, 10^{-20} \right) \quad (8)$$

式中: k 为湍流脉动动能; Ω 为涡量; ω 为比耗散率; ν 为运动黏度; y 为边界层特征尺寸; $\text{CD}_{k\omega}$ 为交叉扩散项; u_i 、 u_j 分别为垂直、平行壁面方向流速; u'_i 、 u'_j 分别为垂直、平行壁面方向流速的脉动值; \bar{u}_j 为垂直壁面方向流速的时均值; x_i 、 x_j 分别为垂

直、平行壁面方向微元长度; α_1 、 β 、 β^* 、 σ_k 、 $\sigma_{\omega 1}$ 、 $\sigma_{\omega 2}$ 、 γ 为模型常数。

2.1.4 计算结果 正常运行工况下, 堆芯出口处包括控制棒导向管、控制棒组件头、控制棒等结构件。使用 CFD 软件对堆芯出口区域冷却剂温度分布进行稳态计算, 过堆芯中心和非能动组件中心的竖直剖面温度云图如图 5 所示。可以看到, 由于控制棒导向管的存在, 导向管内、外冷却剂温度有较大差异。同时由于燃料内区控制棒组件较多, 这些位置的燃料组件出口的冷却剂温度比燃料中区更低, 进一步加大了敏感合金表面温度与最热冷却剂温度之间的差距。

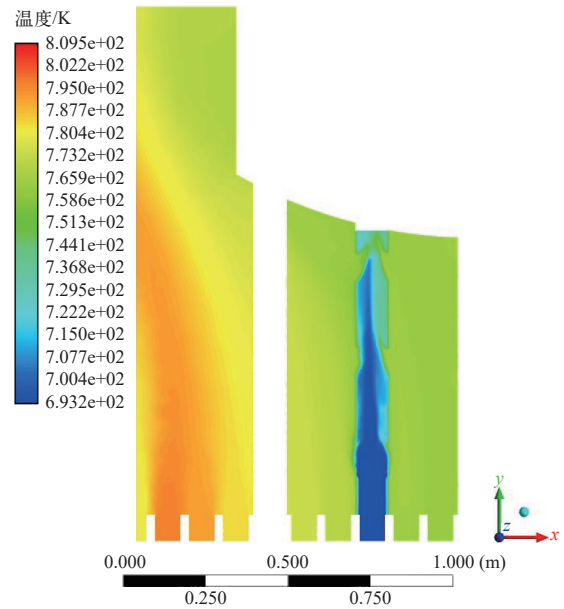


图 5 正常运行工况下结构及冷却剂温度分布

Fig. 5 Structure and coolant temperature distribution under normal operating condition

通过计算固体域上温度敏感合金与流体域钠圆筒状接触面的网格温度, 可得到温度敏感合金表面算数平均温度为 485.31 °C。

2.1.5 确定居里温度下限 非能动停堆系统作为能动停堆系统的补充, 应在能动停堆系统失效后开始动作, 不能先于能动停堆系统动作, 更不能影响反应堆正常运行。为确保反应堆在非事故状态下非能动棒不会误掉落导致停堆, 要求居里温度下限高于触发停堆保护信号时的冷却剂温度, 需要考虑测量不确定度、反应堆运行过程中正常温度波动, 并考虑一定裕量^[9]。通过式(9)确定居里温度下限 ($T_{\text{min}}^{\text{min}}$):

$$T_1^{\min} = T_{af}^{\text{nom}} N_{\text{td}} + 3\sigma \quad (9)$$

式中: T_{af}^{nom} 为合金表面温度名义值, 为 485.3 °C; σ 为燃料组件出口冷却剂温度均方根偏差, 取 11 °C; N_{td} 为触发保护停堆信号的相对功率, 取 1.12。最终确定居里温度下限为 576.5 °C。

2.2 其他关键参数确定

2.2.1 无保护事故缓解效果要求 一体化快堆属于第 4 代先进反应堆, 在安全性方面, 要求单堆堆芯熔化频率(CDF) $< 1 \times 10^{-6}$ (堆·年) $^{-1}$, 大规模放射性释放频率(LRF) $< 1 \times 10^{-7}$ (堆·年) $^{-1}$, 在可信的事故序列, 包括 UTOP 等事故序列中, 均不会导致堆芯熔毁。

当大型钠冷快堆出现冷却剂沸腾现象时, 出现钠空泡可能会引入正反应性^[19], 因此要求无保护事故发生后使最热冷却剂温度低于其沸点(890 °C)。此外, 由于金属燃料在高温下会与包壳材料发生共晶现象^[20], 可能导致燃料包壳破损, 造成燃料排布位置改变引入正反应性, 因此要求无保护事故发生后燃料瞬时温度不高于 900 °C, 且能够快速降低回正常运行的燃料温度水平。

2.2.2 落棒时间和停堆棒价值确定 从停堆棒因重力脱离驱动机构的时刻开始, 到停堆棒下落插到堆芯最下部, 这一过程所用的时间即为落棒时间。根据已有非能动棒下落时间的工程经验^[21] 结合保守估算, 落棒时间确定为 10 s。对于停堆棒价值, 经过一体化快堆当前堆芯核设计, 非能动停堆棒价值确定为 1 300 pcm。因此, 当无保护事故发生后非能动停堆棒在到达响应时间后下落, 假设将在 10 s 内线性引入共计 1 300 pcm 的负反应性。

2.2.3 UTOP 事故响应时间确定 对于 UTOP 事故假设为初始状态下反应堆处于额定功率状态运行, 此时温度敏感合金表面温度为 485.3 °C, 非能动组件周围组件平均堆芯出口冷却剂温度为 496.9 °C, 最热冷却剂温度为 533.8 °C, 最热燃料温度为 650.6 °C。始发事件为 0 时刻出现 1 根调节棒非预期提升, 在 15 s 内线性引入 170 pcm 正反应性。

使用事故分析程序 CODA 对一体化快堆进行 UTOP 事故分析, 对堆芯部分进行建模, 将多根同流量区的燃料组件由 1 个圆柱等效代替, 该圆柱考虑了芯块中间孔、芯块、包壳间隙、包壳、绕

丝、组件内冷却剂通道、组件盒壁、组件盒间隙等部分。分别考虑将控制棒组件和燃料组件划分为不同通道, 径向分为控制棒 3 个区域、燃料组件 10 个区域共 13 个区域, 轴向分为包含钠池、气腔、上轴转、燃料、下轴转、钠腔共 39 个节点, 其中燃料节点 20 个, 各节点具体尺寸参考一体化快堆组件设计值, 其等效几何模型如图 6 所示。

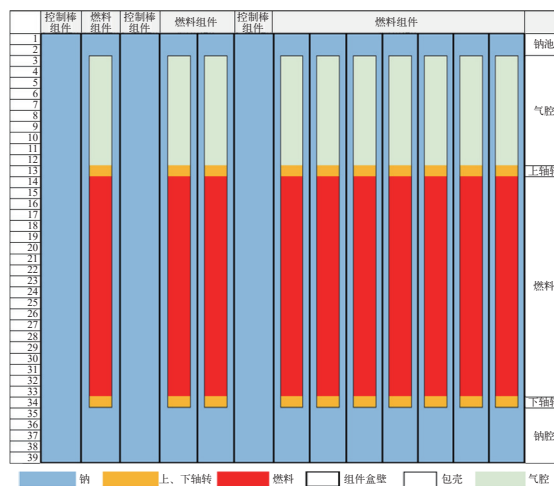


图 6 CODA 程序几何模型

Fig. 6 Geometry model in CODA program

计算 UTOP 事故发生后非能动停堆保护不介入和非能动停堆保护在经过响应时间 24 s 后介入两种情况下的最热燃料温度(认为是温度最高燃料节点的温度)并进行对比, 结果如图 7 所示。可以看出, 如果非能动停堆装置不介入, 在发生 UTOP 事故后最热燃料温度将持续升高并长时间保持在 900 °C 以上, 可能出现包壳破损现象。而非能动停堆介入后最热燃料温度快速降低, 使燃料与包壳温度不长时间高于共晶温度, 保护包壳不发生

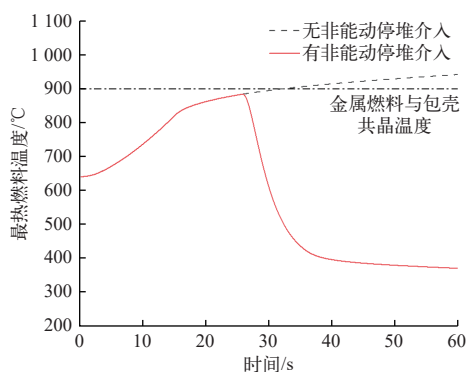


图 7 UTOP 事故发生后最热燃料温度的变化

Fig. 7 Change of the hottest fuel temperature after UTOP accident

破损。

分别取非能动停堆装置在始发事件后 26、28、30、32 和 34 s 非能动棒开始下落,共 5 种情况,计算得到 UTOP 事故发生后对应的最热燃料温度,结果列于表 2。可以看出,当响应时间为 28 s 时,最热燃料温度为 898.1 °C,不超过 900 °C,且在 10 s 后降低至正常运行温度以下,满足无保护事故环境要求。

表 2 UTOP 事故发生后不同响应时间对应的最热燃料温度

Table 2 Different response time correspond to the hottest fuel temperature after UTOP accident

响应时间/s	最热燃料温度/°C
26	893.6
28	898.1
30	904.5
32	908.1
34	912.1

2.2.4 居里温度上限确定 利用 CFD 软件对 UTOP 事故后温度敏感合金平均温度随时间的变化进行瞬态计算,各组件出口冷却剂温度和流量变化依据 CODA 计算的事故后变化给出。UTOP 事故发生后温度敏感合金表面平均温度随时间的变化如图 8 所示。由图 8 可见:由于冷却剂从堆芯活性区流至温度敏感合金表面需要一定时间,在 UTOP 事故发生后的前 10 s,温度敏感合金表面温度随时间上升不明显;而 10 s 后温度敏感合金表面温度随时间快速上升,40 s 后接近 650 °C。结合表 2 可知,对于 UTOP 事故,当响应时间不大于 28 s 时均可有效缓解事故后果,该时刻对应居里温度上限为 606.3 °C。

参考目前对于温度敏感合金材料的研究,存在多种铁钴镍合金、铁镍合金可使磁通量在 580 °C 附近出现明显变化^[22]。且铁镍合金中镍含量越高,其磁通量随温度变化越明显,能够满足居里温度在 576.5~606.3 °C 范围内使磁通量发生 4 倍以上变化的要求,因此可认为该参数范围要求是合理的。

3 结论

对于一体化快堆,由于其采用金属燃料,有熔

点较低、会与包壳发生共晶现象的特点,为应对冷却剂流量不发生变化,但会引起燃料温度上升的 UTOP 事故,考虑使用通过堆芯出口冷却剂温度升高触发的居里点式非能动停堆装置。本文对无保护事故发生后居里点式非能动停堆装置的动作流程进行分析,选取出居里温度下限、响应时间、落棒时间和停堆棒价值等影响事故缓解效果的关键参数,得出如下结论。

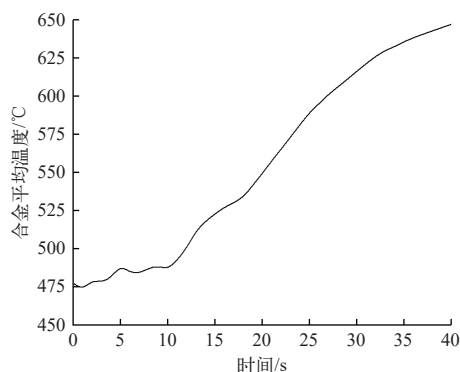


图 8 UTOP 事故发生后温度敏感合金温度的变化

Fig. 8 Change of temperature-sensitive alloy's temperature after UTOP accident

1) 对于居里点式非能动停堆装置的关键参数研究基于一体化快堆设计,利用 CFD 软件对非能动组件和周围堆芯出口区域冷却剂进行模拟,计算了正常运行工况下温度敏感合金表面温度,并考虑不确定度确定居里温度下限为 576.5 °C,以保证正常运行工况下停堆棒不误掉落。

2) 利用事故分析软件 CODA 对 UTOP 事故发生后非能动停堆于不同响应时间后介入的最高燃料温度进行对比,确定响应时间不大于 28 s 时可有效缓解事故后果。

3) 经分析明确在同一事故进程中,停堆棒下落前的响应时间对应的温度敏感合金温度即为设计中保持装置磁力的居里温度上限,经 CFD 瞬态分析,确定居里温度上限为 606.3 °C。

本文结合现有材料研发情况确定了基于一体化快堆的居里点式非能动停堆装置的关键参数合理范围,为该装置后续结构设计、材料选型提供了指导,可推动一体化快堆固有安全设计。

参考文献:

[1] MURTY K L, CHARIT I. Structural materials for gen-IV

- nuclear reactors: Challenges and opportunities[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2008, 383(1/2): 189-195.
- [2] NAKANISHI S, HOSOYA T, KUBO S, et al. Development of passive shutdown system for SFR[J]. *Nuclear Technology*, 2010, 170(1): 181-188.
- [3] 李文焱, 谢国强. 铀-钚-钍燃料合金物性模型[J]. *原子能科学技术*, 1991, 25(5): 66-72.
- LI Wendan, XIE Guoqiang. Modeling of physical properties for U-Pu-Zr fuel alloys[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 1991, 25(5): 66-72(in Chinese).
- [4] STEVENSON M G, BOHL W R, DUNN F E, et al. Current status and experimental basis of the SAS-LMFBR accident analysis code system[C]//Proceedings of the Fast Reactor Safety Meeting. [S. l.]: [s. n.], 1974.
- [5] NAGATA T. Progress on reactor system technology in the FaCT project toward the commercialization of fast reactor cycle system[R]. Vienna: IAEA, 2009.
- [6] TAKAMATSU M, SEKINE T, AOYAMA T, et al. Demonstration of control rod holding stability of the self actuated shutdown system in Joyo for enhancement of fast reactor inherent safety[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2007, 44(3): 511-517.
- [7] 商昌忠, 陆道纲, 范念青. 用于快堆非能动停堆系统的磁性连接对的设计优化与完整性综合评价[J]. *原子能科学技术*, 2010, 44(3): 309-314.
- SHANG Changzhong, LU Daogang, FAN Nianqing. Design and analysis of magnetic joint assemblies for passive shutdown system in fast reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2010, 44(3): 309-314(in Chinese).
- [8] 范念青. 基于居里点全金的快堆非能动停堆装置堆外实验及优化[D]. 北京: 华北电力大学, 2011.
- [9] 张熙司, 李政昕, 胡文军. 基于中国实验快堆的居里点非能动停堆系统的工作温度范围研究[J]. *核科学与工程*, 2019, 39(1): 164-171.
- ZHANG Xisi, LI Zhengxin, HU Wenjun. Setting value of curie point temperature for passive shutdown system based on CEFR[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2019, 39(1): 164-171(in Chinese).
- [10] 杨红义, 薛秀丽, 周志伟, 等. 钠冷快堆关键热工水力问题研究现状及展望[J]. *原子能科学技术*, 2024, 58(9): 1797-1816.
- YANG Hongyi, XUE Xiuli, ZHOU Zhiwei, et al. Research progress in key thermal-hydraulic issue of sodium-cooled fast reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2024, 58(9): 1797-1816(in Chinese).
- [11] 张钰浩, 赵海琦, 沈熙昊, 等. 池式钠冷快堆复杂空间内流动与传热特性三维数值模拟研究综述[J]. *原子能科学技术*, 2024, 58(增刊): 271-283.
- ZHANG Yuhao, ZHAO Haiqi, SHEN Xihao, et al. Review on three-dimensional numerical simulation research of flow and heat transfer characteristics in complex space of pool-type sodium-cooled fast reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2024, 58(Suppl.): 271-283(in Chinese).
- [12] 周磊, 张大林, 刘雅鹏, 等. 快中子通量实验堆失流事故三维数值模拟[J]. *原子能科学技术*, 2022, 56(3): 475-484.
- ZHOU Lei, ZHANG Dalin, LIU Yapeng, et al. Three-dimensional numerical simulation of loss of flow accident for fast flux test facility[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2022, 56(3): 475-484(in Chinese).
- [13] BOBKOV V, FOKIN L, PETROV E, et al. Thermophysical properties of materials for nuclear engineering: A tutorial and collection of data[R]. Vienna: IAEA, 2008.
- [14] 陶文铨. 数值传热学[M]. 2版. 西安: 西安交通大学出版社, 2001: 483-485.
- [15] 任逸, 喻宏. 钠冷快堆非能动停堆机构导管共轭换热数值分析[J]. *原子能科学技术*, 2020, 54(4): 615-623.
- REN Yi, YU Hong. Conjugate heat transfer numerical analysis of guide tube of sodium-cooled fast reactor hydraulic suspended passive shutdown mechanism[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2020, 54(4): 615-623(in Chinese).
- [16] HAMMAN K D, BERRY R A. A CFD simulation process for fast reactor fuel assemblies[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2010, 240(9): 2304-2312.
- [17] 冯成栋, 顾明. 基于改进剪切应力输运 $k-\omega$ 湍流模型对考虑风向随高度偏转大气边界层的数值模拟[J]. *同济大学学报(自然科学版)*, 2022, 50(6): 821-830.
- FENG Chengdong, GU Ming. Numerical simulation of atmospheric boundary layer considering wind veering based on modified shear-stress transport $k-\omega$ Turbulence model[J]. *Journal of Tongji University (Natural Science)*, 2022, 50(6): 821-830(in Chinese).
- [18] MENTER F R. Zonal two equation Kappa-Omega turbulence models for aerodynamic flows[C]//AIAA Fluid Dynamics Conference. [S. l.]: [s. n.], 1993.
- [19] 张熙司, 李新宇, 霍兴凯, 等. 上钠腔设计对大型 MOX 燃料快堆冷却剂沸腾瞬态的影响研究[J]. *原子能科学技术*, 2024, 58(9): 1866-1875.
- ZHANG Xisi, LI Xinyu, HUO Xingkai, et al. Study on influence of upper sodium plenum design on coolant boiling transient in large MOX fuel fast reactor[J]. *Atomic*

- Energy Science and Technology, 2024, 58(9): 1866-1875(in Chinese).
- [20] 胡赞, 徐铎. 快堆金属燃料的发展[J]. [原子能科学技术](#), 2008, 42(9): 810-815.
- HU Yun, XU Mi. Development of metallic fuel for fast reactor[J]. [Atomic Energy Science and Technology](#), 2008, 42(9): 810-815(in Chinese).
- [21] 王欣, 匡波, 刘鹏飞, 等. 无保护失流条件下 SFR 液体悬浮式 PSS 移动体的运动及动力特性研究[J]. [原子能科学技术](#), 2018, 52(5): 920-925.
- WANG Xin, KUANG Bo, LIU Pengfei, et al. Performance study of moving body dynamics in hydraulic suspended PSS for SFR under unprotected loss of flow accident[J]. [Atomic Energy Science and Technology](#), 2018, 52(5): 920-925(in Chinese).
- [22] VOZNESENSKI R M, VYUNNIKOV N V, KORNILOV V P, et al. Development of passive devices for emergency protection of fast reactors[C]//Proc. Int. Conf. on Fifty Years of Nuclear Power—The Next Fifty Years. Moscow: [s. n.], 2004.