

# 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

张熙司, 李新宇, 霍兴凯, 徐 李, 刘一哲, 薛方元\*

(中国原子能科学研究院, 北京 102413)

**摘要:** 钠空泡反应性效应是钠冷快堆核设计和安全分析的重要内容。本文基于多群节块扩散法, 采用微扰理论对 1 000 MWe 钠冷快堆具有上钠腔结构的 MOX 燃料堆芯的总钠空泡反应性、空间分布、物理分项进行计算。基于钠空泡反应性的计算结果, 利用中国原子能科学研究院自主开发的钠冷快堆堆芯瞬态分析程序对 1 000 MWe 钠冷快堆进行了无保护失流事故的瞬态分析, 分别对具有上钠腔设计的堆芯和无上钠腔结构的堆芯安全性进行了评价。分析结果表明, 上钠腔设计大大缓解了钠冷快堆冷却剂沸腾瞬态的事故后果, 为钠冷快堆堆芯的安全设计提供了重要参考。

**关键词:** 钠冷快堆; 钠空泡反应性; 微扰理论; MOX 燃料; 无保护失流事故; 冷却剂沸腾

中图分类号: TL364.4

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2024)09-1866-10

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0294

## Study on Influence of Upper Sodium Plenum Design on Coolant Boiling Transient in Large MOX Fuel Fast Reactor

ZHANG Xisi, LI Xinyu, HUO Xingkai, XU Li, LIU Yizhe, XUE Fangyuan\*

(China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

**Abstract:** Unprotected loss of flow accident is severe for sodium-cooled fast reactor in that it will cause the boiling of sodium and then cause severe accident. For large MOX fuel sodium-cooled fast reactors, the sodium void reactivity is positive, which can make the consequences of unprotected loss of flow accidents more severe. The design of the upper sodium plenum is an effective method for reducing sodium void reactivity in MOX fuel. The purpose of this paper is to evaluate the effect of upper sodium plenum design on the unprotected loss of flow accident in the large MOX fuel 1 000 MWe sodium-cooled fast reactor. Based on multi-group nodule diffusion method and perturbation theory, the total sodium void reactivity, spatial distribution and physical components of MOX fuel core with upper sodium plenum in 1 000 MWe sodium-cooled fast reactor were calculated. Based on the results of the calculation of sodium void reactivity, the transient analysis of the 1 000 MWe sodium-cooled fast reactor core was carried out by using the transient analysis code CODA developed by China Institute of Atomic Energy. The assessment of the CODA code was carried out, by using the code to model

收稿日期: 2024-04-14; 修回日期: 2024-05-14

基金项目: 中国原子能科学研究院“青年英才”培养基金(YC232505001406)

\* 通信作者: 薛方元

experiments that simulate a loss of flow accident in a sodium-cooled fast reactor. Comparison of the predictions with experiment, confirm the ability of the CODA code to predict the principal sodium boiling phenomena. In order to better evaluate the reactivity effects, especially the sodium void reactivity, the CODA code adopted a model that considered the spatial distribution of reactivity feedback. The unprotected loss of flow transients with and without sodium plenum were evaluated respectively by CODA code. For the traditional core without upper sodium plenum, sodium void reactivity is strongly positive. In the case of an unprotected loss of flow accident, rapid generation of sodium vapor in the central part of the core leads to introduction of positive reactivity, rapid increase of power, and finally leads to fuel melting and relocation. For sodium-cooled fast reactor designs with large upper sodium plenum, sodium void reactivity is negative in the upper part of the core. Sodium vapor generated in the unprotected loss of flow accident could be limited to the upper part of the core which leads to introduction of negative reactivity and decrease of power. The analysis results show that new design features of upper sodium plenum design are able to significantly improve this unprotected loss of flow accident behavior.

**Key words:** sodium-cooled fast reactor; sodium void reactivity; perturbation theory; MOX fuel; unprotected loss of flow accident; coolant boiling

钠空泡反应性效应是钠冷快堆特有的一大安全问题。在无保护瞬态中,堆芯因失去冷却而发生冷却剂沸腾,导致钠空泡在堆芯内迅速扩展,引入较大的反应性变化,成为影响事故进程的主要因素之一。钠空泡反应性取决于燃料类型、堆芯尺寸与高径比、组件设计与布置方式等多种因素,且强烈地与空间相关。采用 MOX 燃料的大型钠冷快堆的钠空泡反应性一般为较大的正值,对于某些设计甚至高达 5 $\beta$ 以上<sup>[1]</sup>。

从物理机理上讲,失钠对反应性的影响可分为以下 4 项:能谱硬化、泄漏增加、钠俘获减少和自屏变化<sup>[2]</sup>。后两项影响相对很小,可以忽略。对于能谱项,其原理在于当钠空泡产生时钠的散射消失、能谱硬化,由于<sup>239</sup>Pu 的有效裂变中子数随能谱硬化而快速上升,因此反应性显著上升<sup>[3]</sup>。对于泄漏项,其原理在于堆芯边缘处失钠后总截面下降、中子泄漏增加,对反应性的贡献为负值。从空间分布而言,对于装载 MOX 燃料的大型快堆,堆芯中的大部分位置以能谱项为主,钠空泡反应性为正;由内向外,中子通量与中子价值的梯度变大,泄漏项逐渐增加,在堆芯边缘的局部位置泄漏项占据了主要份额,钠空泡反应性为负,并在活性区边缘处达到负的最大值<sup>[4]</sup>。在燃料上方设置上钠腔后,可以增加堆芯上部边缘的钠泄漏,从而使总的钠空泡反应性向负的方向发展<sup>[5]</sup>。

能谱主要取决于燃料与冷却剂类型,在确定的堆型设计中无法做出改变;泄漏项则可以在设计过程中通过多种方式进行优化,其中最有效的方法之一是增设上钠腔。上钠腔一般设置在燃料区上部,这也是堆芯冷却剂温度最高之处,在无保护瞬态中最容易发生钠的沸腾蒸发,产生的空泡导致该处的中子反射变弱,更多的中子穿出堆芯,从而引入负的反应性。近年来,在俄罗斯 BN800<sup>[6]</sup>、法国 ASTRID<sup>[7]</sup> 和日本的某些设计<sup>[8]</sup> 中均采用了上钠腔,联合其他的设计优化方式<sup>[9]</sup> 可以使钠空泡反应性降至 1 $\beta$ 以下甚至为负值。

本文基于降低 MOX 燃料的大型堆芯钠空泡反应性的设计方法,对具有上钠腔设计的 1000 MWe 钠冷快堆 MOX 燃料堆芯进行瞬态分析评价。

## 1 分析程序简介

本文采用中国原子能科学研究院自主开发的 NAS 程序,利用微扰理论计算钠冷快堆的钠空泡反应性及各类反应性。对于无保护瞬态,采用中国原子能科学研究院自主开发的钠冷快堆堆芯瞬态分析程序 CODA 进行分析,该程序对钠冷反应堆典型事故工况具有较强的分析能力。

### 1.1 反应性计算程序模型

钠空泡反应性效应最基本的计算方法是求解描述中子在反应堆中输运方程的特征值,给出两

种情况下的特征值之差,即对有钠和无钠两种堆芯分别进行计算,然后比较有效增殖因数。这种计算方法不能区分形成反应性效应中的各种物理机理,并易产生较大误差<sup>[1-2]</sup>。另外,这种方法也难以得出反应性的空间分布。钠空泡反应性效应更好的计算方法是微扰理论,它不仅能保证计算精度,还能从计算结果中分离出各种物理机理对反应性的贡献及反应性的空间分布,从而为堆芯设计和安全分析提供更多数据。

本文基于NAS程序自主开发了反应性计算模块PERDIS,利用微扰理论计算钠冷快堆的钠空泡反应性。NAS程序是在部分引进国外相关程序的基础上经自主开发而建立的一套快堆中子学计算程序,可进行扩散和输运计算。该程序采用六角形粗网节块法,用正交多项式展开逼近节块内中子通量密度分布,并通过平均偏流来确定节块间的耦合关系。与热堆相比,钠冷快堆的中子平均自由程较长,中子通量密度对空间畸变的敏感性要低得多,因此适于采用节块法进行计算<sup>[10]</sup>。

PERDIS模块基于多群扩散和精确微扰理论来计算堆芯内各节块中由于宏观截面变化引入的反应性,这样就可给出各节块的反应性在全堆芯的三维空间分布,并可给出形成钠空泡的各物理机理(包括泄漏、俘获、能谱、裂变等)所引起的宏观截面变化对反应性的贡献。

## 1.2 堆芯瞬态分析模型

CODA程序是由中国原子能科学研究院自主开发的钠冷快堆堆芯分析程序<sup>[11]</sup>。CODA程序采用二维网格对堆芯进行建模,包含了水力学模块和燃料组件结构模块,可用于计算发生钠沸腾以及包壳破损行为的钠冷快堆严重事故分析<sup>[12]</sup>。为更好地模拟严重事故初期反应堆的功率变化,CODA程序开发了中子学模块,考虑了多普勒效应、钠温度效应、钠空泡效应、燃料轴向膨胀、组件弯曲等多种反应性反馈,并针对空间效应显著的反应性反馈开发了二维反馈模型。

CODA程序包括3个模块:流体动力学模块、结构模块以及中子动力学模块,用于计算分析发生钠沸腾以及堆芯熔化行为的钠冷快堆堆芯严重事故。

流体动力学模块是一个多维、多速度场、多相、多组分的欧拉程序,基本几何结构是二维

$R-z$ 系统,也可以选择 $x-z$ 或一维系统进行各种流体动力学计算。速度场包括了两个液体场和1个蒸汽场。

结构模块由燃料棒模型和盒壁模型两部分组成,模拟了堆芯的固定结构,也跟踪了堆芯结构随时间变化的熔化解体行为。盒壁模型中将组件盒壁分为左、右盒壁进行处理,均位于径向网格边界上。燃料棒模型使用了燃料元件精细模型,将燃料元件棒沿径向划分为表面节点和4个内部节点,并且考虑了中心孔的存在,其中表面节点的存在提供了与流体较好的耦合。

中子动力学模块采用了点堆中子学模型,考虑了裂变产物的衰变热和多种反应性反馈——冷却剂质量变化引起的反应性反馈、燃料的多普勒反应性反馈、燃料轴向膨胀反应性反馈和燃料移动反应性反馈。以上反馈均考虑网格的空间效应。此外还考虑了堆芯由于组件弯曲引起的弯曲反应性反馈,此反馈为集总参数类型的反馈,不考虑网格的空间效应。

### 1) 流体动力学模块

在CODA程序中,流体动力学模块使用质量、能量和动量守恒方程进行求解。守恒方程用单位体积内的独立变量表示,因此质量和能量分别用宏观密度和比内能来表示。

质量守恒方程为:

$$\frac{\partial \bar{\rho}_m}{\partial t} + \nabla \cdot (\bar{\rho}_m \mathbf{v}_q) = -\Gamma_m \quad (1)$$

动量守恒方程为:

$$\begin{aligned} \frac{\partial \bar{\rho}_q \mathbf{v}_q}{\partial t} + \sum_{m \in q} \nabla \cdot (\bar{\rho}_m \mathbf{v}_q \mathbf{v}_q) + \alpha_q \nabla p - \bar{\rho}_q \mathbf{g} + \\ K_{qS} \mathbf{v}_q - \sum_{q'} K_{qq'} (\mathbf{v}_{q'} - \mathbf{v}_q) - \mathbf{V} \mathbf{M}_q = \\ - \sum_{q'} \Gamma_{q'q} [H(\Gamma_{qq'}) \mathbf{v}_q + H(-\Gamma_{qq'}) \mathbf{v}_{q'}] \end{aligned} \quad (2)$$

能量守恒方程为:

$$\begin{aligned} \frac{\partial \bar{\rho}_M e_M}{\partial t} + \sum_{m \in M} \nabla \cdot (\bar{\rho}_m e_m \mathbf{v}_q) + p \left[ \frac{\partial \alpha_M}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha_M \mathbf{v}_q) \right] - \\ \frac{\bar{\rho}_M}{\bar{\rho}_m} \left[ \sum_{q'} K_{qq'} (\mathbf{v}_q - \mathbf{v}_{q'}) \cdot (\mathbf{v}_q - \mathbf{v}_{q'}) + \right. \\ \left. K_{qS} \mathbf{v}_q \cdot (\mathbf{v}_q - \mathbf{v}_{qS}) - \mathbf{V} \mathbf{M}_q \cdot (\mathbf{v}_q - \mathbf{v}_{GL}) \right] = \\ Q_N + Q_M(\Gamma_M) + Q_H(h, a, \Delta T) \end{aligned} \quad (3)$$

式中:  $t$  为时间;  $\bar{\rho}_m$  为密度组分  $m$  的宏观密度,  $\bar{\rho}_m \equiv \alpha_M/\nu_M$ ;  $\bar{\rho}_M$  为能量组分  $M$  的宏观密度;  $\bar{\rho}_q$  为速度场  $q$  的宏观密度;  $\Gamma_m$  和  $\Gamma_M$  分别为密度组分  $m$  和能量组分  $M$  的单位体积质量传输速率;  $q'$  为速度场;  $\mathbf{v}_q$ 、 $\mathbf{v}_{q'}$  分别为速度场  $q$  与  $q'$  的矢量速度;  $\mathbf{v}_{qq'}$  为速度场  $q$  与  $q'$  之间的矢量速度;  $\mathbf{v}_{qS}$  为速度场  $q$  与结构组分间的矢量速度;  $\mathbf{v}_{GL}$  为气体和平均液体速度界面之间的矢量速度;  $\alpha_q$  和  $\alpha_M$  分别为速度场  $q$  和能量组分  $M$  的体积分数;  $p$  为压力;  $K_{qS}$  为速度场  $q$  与结构组分之间的动量交换系数;  $K_{qq'}$  为速度场  $q$  与  $q'$  之间的动量交换系数;  $VM_q$  为气相的虚拟质量项;  $\Gamma_{qq'}$  为速度场  $q$  与  $q'$  的单位体积质量传输速率;  $H$  为阶跃函数;  $e_m$  和  $e_M$  为密度组分  $m$  和能量组分  $M$  的比内能;  $Q_N$ 、 $Q_M$  和  $Q_H$  分别为核释热率、质量传输引起的能量交换率和热量传输引起的能量交换律;  $h$  为换热系数;  $a$  为换热面积;  $\Delta T$  为换热温差。对于燃料元件组分和盒壁组分的质量和能量方程表达相同, 只是不涉及对流项。

为了得到三大守恒方程中的传输项, 引入界面面积模型。采用的流动机理模型相对于水堆中的工况也比较简单, 只考虑泡状流(空泡份额  $\alpha \leq 0.3$ )、分散流( $\alpha \geq 0.7$ )以及它们之间的过渡流( $0.3 < \alpha < 0.7$ ), 按照空泡份额划分。

连续相液体或气体和结构壁面间的热传输应用管道内强制单相对流关系式得到。模型中定义了针对泡状流、分散流的换热系数, 中间过渡区域的换热系数由定义好的流型差值而来。

### 2) 燃料元件结构模块

燃料元件结构模块使用质量守恒方程和能量守恒方程对燃料元件棒各节点的温度进行求解计算, 方程的简略形式为:

$$\begin{aligned} \frac{\partial \bar{\rho}_n}{\partial t} &= \Gamma_n \\ \frac{\partial \bar{\rho}_n e_n}{\partial t} &= h_{n,n-1} a_{n,n-1} (T_{n-1} - T_n) + \\ &h_{n,n+1} a_{n,n+1} (T_{n+1} - T_n) + Q_{Hn} + Q_{Nn} \end{aligned} \quad (4)$$

式中:  $T$  为节点温度; 下标  $n$  表示燃料的温度节点;  $h$  为节点之间的传热系数;  $a$  为节点之间单位体积的传热面积;  $Q_{Hn}$  为来自流体的热传递速率;  $Q_{Nn}$  为核能发热产生的热传递速率。

### 3) 中子动力学模块

中子动力学模块包括点堆动力学方程组模型和反应性反馈模型。其中点堆动力学方程组考虑了裂变产物和铯系元素的衰变热, 具体方程如下:

$$\begin{cases} \frac{dN(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} N(t) + \sum_{i=1}^m \lambda_i C_i(t) \\ \frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} N(t) - \lambda_i(t) C_i(t) \end{cases} \quad (5)$$

式中:  $N(t)$  为堆芯裂变功率;  $\beta$  为缓发中子有效份额;  $\Lambda$  为中子代时间;  $\lambda_i$  为第  $i$  组缓发中子先驱核衰变常数;  $C_i(t)$  为第  $i$  组缓发中子先驱核的浓度;  $m$  为缓发中子的组数;  $\rho(t)$  为反应性, 包括外加反应性  $\rho_e$  和反应性反馈  $\rho_{fb}$ , 即  $\rho(t) = \rho_e + \rho_{fb}$ 。

裂变产物和铯系元素的衰变方程为:

$$\frac{dH_j(t)}{dt} = E_j N(t) - \lambda_j H_j(t) \quad j = 1, \dots, J \quad (6)$$

式中:  $H_j$  为第  $j$  种裂变产物或铯系元素的浓度;  $E_j$  为第  $j$  种裂变产物或铯系元素的生成份额;  $\lambda_j$  为第  $j$  种裂变产物或铯系元素的衰变常数;  $\lambda_j H_j$  为第  $j$  种裂变产物或铯系元素的衰变功率。

### 4) 反应性反馈模型

冷却剂核子密度变化引起反应性反馈的原因主要包括: 钠温度升高导致的钠核子密度变化、钠沸腾导致的钠核子密度变化、流道形状变化引起的钠核子密度变化(例如结构材料的膨胀或破损)和其他材料的液态与固态颗粒流动。

在该反应性反馈模型中, 假设反馈与钠质量的关系为线性, 冷却剂核子密度变化引起的反应性反馈具有强烈的空间效应, 为考虑该类反应性的空间差异, 在程序中定义每一个网格内的冷却剂核子密度变化的反应性反馈系数, 如图 1 所示, 其物理含义为在  $(i, j)$  网格内每减少 1 kg 钠所引入的反应性价值, 这样单个网格内冷却剂核子密度变化反应性效应为:

$$\Delta \rho_{\text{Sodium}}(i, j) = \Delta m_{\text{Sodium}}(i, j) \alpha_{\text{Sodium}}(i, j) \quad (7)$$

式中:  $\Delta m_{\text{Sodium}}(i, j)$  为该网格内的冷却剂损失量;  $\Delta \rho_{\text{Sodium}}(i, j)$  为  $(i, j)$  网格内因钠质量发生变化所引入的反应性价值;  $\alpha_{\text{Sodium}}(i, j)$  为单位质量钠减少所引入的反应性价值。

然后对所有网格进行加和, 得到全堆芯的冷却剂核子密度变化引起的反应性反馈  $\Delta \rho_{\text{Sodium}}$ :

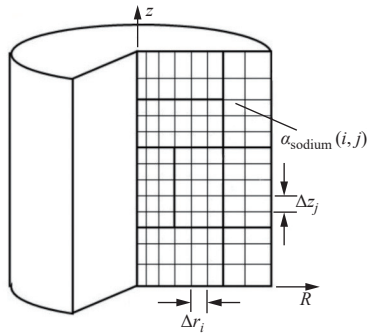


图1 具有空间分布的冷却剂反应性反馈  
Fig. 1 Coolant reactivity feedback with spatial distribution

$$\Delta\rho_{\text{Sodium}} = \sum_{i,j} \Delta\rho_{\text{Sodium}}(i, j) \quad (8)$$

### 1.3 冷却剂沸腾模型的验证

在 20 世纪 80 年代进行了许多与钠冷却剂热工水力相关的实验,特别是在德国卡尔斯鲁厄核研究中心使用电加热六角管内的元件棒来模拟反应堆组件的堆外测试台(KNS)上进行了一系列的钠沸腾实验<sup>[13]</sup>。本文所考虑的实验 L22 模拟了具有代表性热工水力条件的 37 根燃料棒束的失流瞬态,实验段棒束的基本参数如表 1 所列。

表 1 实验段棒束的几何特性

Table 1 Geometrical characteristic of rod bundle

元件棒数	元件棒直径/mm	元件棒距/mm	加热段长度/mm	入口段非加热段长度/mm	出口段非加热段长度/mm	流道面积/cm <sup>2</sup>
37	6	7.9	900	200	450	11.7

实验过程分为两步描述:第 1 步设置初始稳态,如功率、流量、初始温度和降压;第 2 步是关掉主泵,流量降低、温度升高、发生沸腾和干涸。发生干涸后,加热器功率自动关机,以免烧毁元件棒束。

实验段的初始质量流量为 3.41 kg/s,速度为 3.38 m/s,冷却剂的进出口温度为 380 °C/539 °C。元件棒的平均线功率密度为 215 W/cm,对应整个实验段的功率为 0.72 MW。在 0 时刻发生失流事故,在 6.11 s 时冷却剂钠发生沸腾,此时相对流量为 25.2%。在 9.25 s 时发生干涸,此时相对流量为 3.8%。干涸发生 0.2 s 后,9.45 s 时加热功率自动切断。

失流工况下泵的情转曲线为:

$$f = (1 + at)^{-b} \quad (9)$$

式中: $f$ 为泵的相对转速; $a$ 、 $b$ 为参数, $a=0.300\ 3$ , $b=1.297\ 0$ 。

利用 CODA 程序对实验 L22 进行瞬态模拟,图 2、3 分别示出稳态及沸腾前轴向温度的分布,沸腾前温度分布较为陡峭,在加热段温度逐渐上升,而在上部的非加热段出现了温度的急剧降低。这是由于实验段上部温度相对较低的结构材料热惯性导致了图 3 中非加热段温度的梯度分布。

图 4 示出失流后相对流量实验值与计算值的对比。可以看出,程序较好地预测了沸腾后的冷

却剂流量变化。由于程序计算的沸腾持续时间更长,沸腾后冷却剂流量恢复时间比计算值晚,而且计算的沸腾压力更大,导致流量波动比实验值更

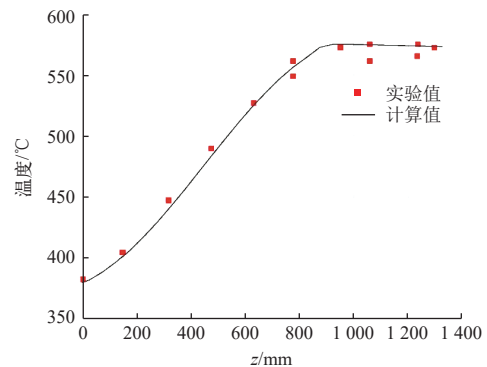


图 2 稳态温度分布

Fig. 2 Steady-state temperature distribution

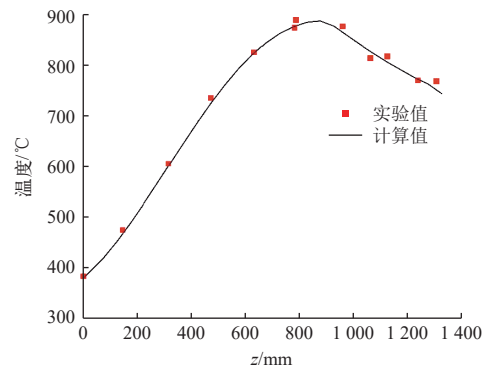


图 3 沸腾前温度分布

Fig. 3 Temperature distribution before boiling

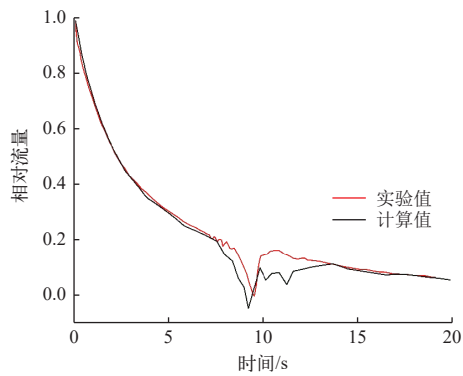


图4 相对流量的对比

Fig. 4 Comparison of relative flow rate

大一些。但总体而言程序计算的流量变化与实验值基本一致。

表2列出失流后的瞬态特性对比,可以看出程序较好地预测了沸腾起始时间和干涸时刻。

## 2 大型 MOX 燃料堆芯钠空泡反应性计算

表3列出典型百万 kW 级 MOX 快堆钠空泡

表2 失流后的瞬态特性对比  
Table 2 Comparison of transient characteristic after loss of flow

参数	参数值	
	L22 实验	CODA 程序
沸腾起始时间, s	6.11	7.24
干涸时刻, s	9.25	8.81
功率关停时刻, s	9.45	9.45
两相流动持续时间, s	6.2	8.5

的中子学计算结果,对比可见在燃料上方设置高度为 40 cm 的上钠腔后轴向泄漏项显著增强,其他各项基本不受影响,因此总的钠空泡反应性显著降低,可以达到 1 \$ 以下。上钠腔越高在发生钠空泡时引入的负反应性越多,经过计算上钠腔高度超过 40 cm 后增益效果显著下降,为避免对燃料组件及堆本体结构设计产生过多影响,建议上钠腔高度设置在 40 cm 及以下。

表3 钠空泡反应性的各物理分项

Table 3 Physical component of sodium void reactivity

方案	泄漏项反应性/pcm			俘获项反应性/pcm	裂变项反应性/pcm	能谱项反应性/pcm	总效应反应性/pcm
	轴向泄漏	径向泄漏	总值				
无上钠腔	-1 401	-1 002	-2 403	89	32	2 801	518
有上钠腔	-1 754	-1 037	-2 791	92	30	2 877	208

图5示出无上钠腔与有上钠腔两种堆芯方案的钠空泡反应性分布。图5中,流量区 R1~R9 是按照组件功率分为 9 组。由图5可见,设置上钠腔后,该处的钠空泡反应性曲线出现 1 个明显的凹陷,即出现 1 个新的负反应性峰,原因在于该处

的轴向泄漏显著增强,引入了负反应性。这一负反应性将显著抵消堆芯中部的正反应性,使总的钠空泡反应性得以削弱。

图5b中左右两个负方向的峰不对称,原因在于堆芯顶部(即右侧的峰)受控制棒的影响,中子

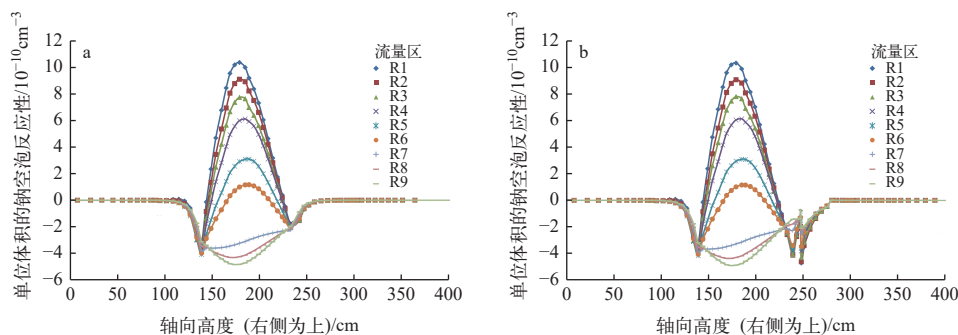


图5 无上钠腔(a)和有上钠腔(b)的堆芯方案的钠空泡空间分布

Fig. 5 Spatial distribution of sodium void in core scheme without upper sodium plenum (a) and with upper sodium plenum (b)

通量与中子价值均比下部(即左侧的峰)低,因此发生钠空泡后上部的峰比下部的峰更明显<sup>[4]</sup>。

### 3 大型 MOX 燃料快堆冷却剂沸腾瞬态分析

#### 3.1 无上钠腔设计的 MOX 燃料冷却剂沸腾瞬态

对无上钠腔设计的 1 000 MWe 大型 MOX 燃料钠冷快堆进行无保护失流事故计算分析,得到冷却剂沸腾瞬态过程。无保护失流事故指未能紧急停堆的失流事故,由失去厂外电导致一回路主泵发生惰转同时反应堆因保护系统故障未能触发紧急停堆导致<sup>[14]</sup>。

计算中采用的假设主要有:1) 事故发生时,堆芯处于 100% 额定功率状态;2) 0 s 时所有冷却剂主泵开始惰转,计算中采用泵惰转半时间为 10 s;3) 事故过程中所有停堆系统都不动作;4) 该事故过程中会启动应急电源,并由此带动主泵辅助绕组以 25% 额定转速运行,但在泵惰转到 25% 额定转速之前可能发生冷却剂沸腾和堆芯熔化。

钠冷快堆的堆芯组件为六角盒式组件,换热以组件内流动传热为主,每盒组件的独立性较强,可通过功率、流量和反应性对燃料组件进行归并来近似,相关研究显示 2D 程序和 3D 程序在钠冷快堆无保护失流事故的瞬态分析中可以取得一致的结果<sup>[15]</sup>。本研究利用 CODA 程序对大型 MOX 燃料钠冷快堆堆芯进行建模和瞬态分析,根据堆芯的布置和流量分区情况,将堆芯划分为 18×32 的  $R$ - $z$  网格,其中径向网格为 18 个,按照流

量分区进行划分。轴向网格为 32 个,从上到下划分为上部钠流道、上转换区、活性区燃料、下转换区以及下部钠流道。图 6 示出典型 MOX 堆芯的几何建模示意图。

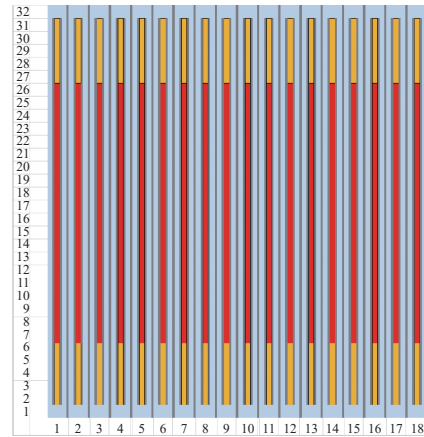


图 6 无上钠腔方案典型 MOX 燃料堆芯建模示意图  
Fig. 6 Modeling diagram of typical MOX fuel core without upper sodium plenum scheme

图 7 示出无上钠腔 MOX 燃料堆芯的瞬态功率、堆芯流量和反应性的变化。由图 7a 可看到,反应堆在流量快速丧失的过程中发生了明显的超功率现象,在事故发生后 32 s 峰值功率达到额定功率的 5 倍左右。由图 7b 可看到,在冷却剂大规模沸腾之前,堆芯流量与主泵惰转规律基本一致,在冷却剂沸腾特别是燃料熔化之后,堆芯压力升高导致堆芯流量快速下降并不断振荡。通过图 7c 可看到,瞬态过程中钠密度反应性引入了较多的正反应性,是导致超功率瞬态的主要原因。

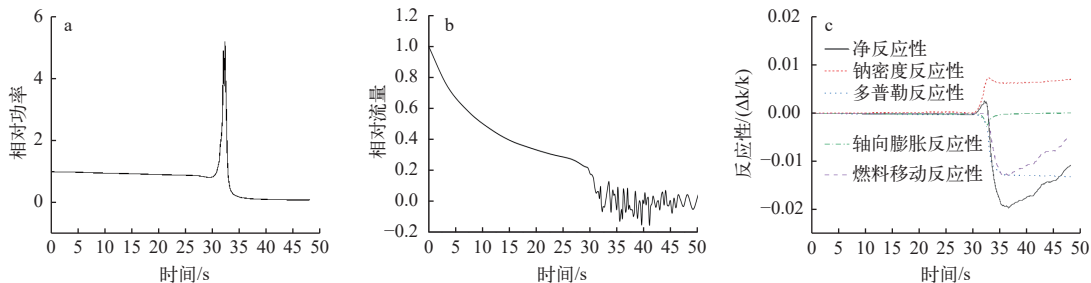
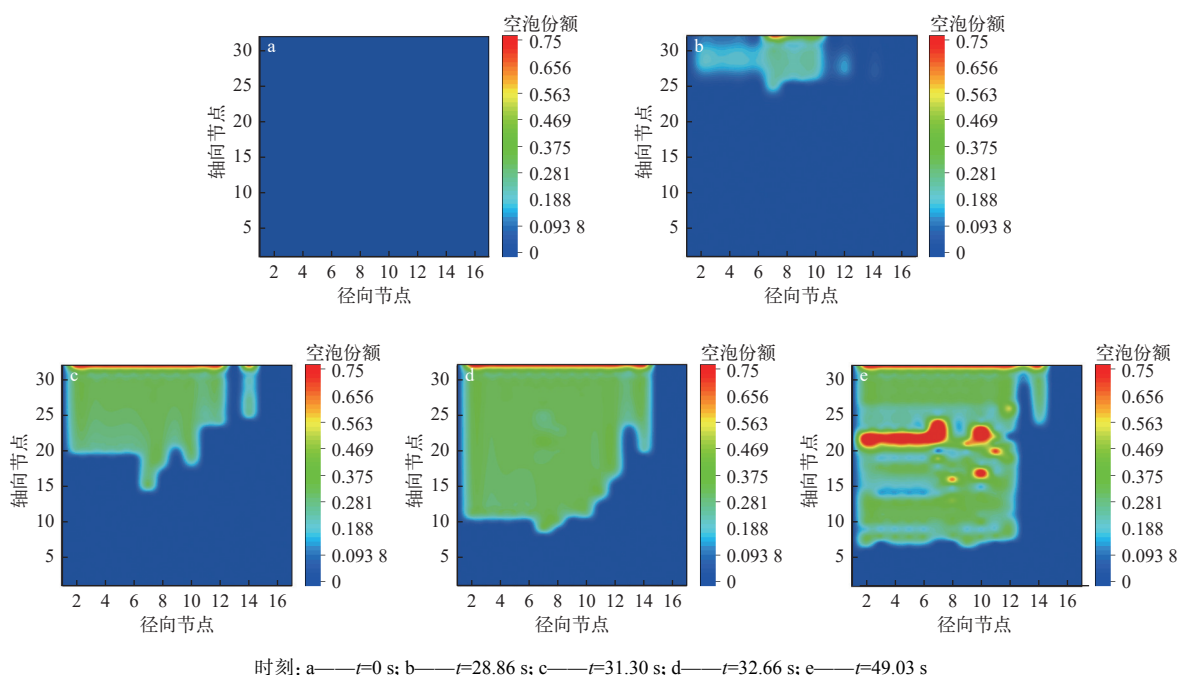


图 7 无上钠腔 MOX 燃料堆芯的瞬态功率 (a)、堆芯流量 (b) 和反应性 (c) 的变化  
Fig. 7 Variation of transient power (a), transient flow rate (b) and transient reactivity (c) of MOX fuel core without upper sodium plenum

图 8 示出无上钠腔 MOX 燃料堆芯的钠空泡扩展情况。由图 8 可看出,反应堆堆芯顶部在 28 s 左右出现冷却剂沸腾现象,并在 32 s 左右扩展到

大部分区域,由于冷却剂沸腾导致了大量的正反应性引入,从而导致功率激增。功率激增也引发了包壳的大面积熔化,图 8e 展示了堆芯大面积熔



时刻: a— $t=0$  s; b— $t=28.86$  s; c— $t=31.30$  s; d— $t=32.66$  s; e— $t=49.03$  s  
 图8 无上钠腔 MOX 燃料堆芯的钠空泡扩展情况

Fig. 8 Sodium void expansion in MOX fuel core without upper sodium plenum

化后的沸腾状态。

由此可见, 无上钠腔设计的 MOX 堆芯无保护失流瞬态过程中, 冷却剂沸腾难以抑制, 同时冷却剂沸腾引入的正反应性使事故后果进一步恶化, 导致功率激增和堆芯的大范围熔化。

### 3.2 有上钠腔设计的 MOX 燃料冷却剂沸腾瞬态

对有上钠腔的 1 000 MWe 大型 MOX 燃料钠冷快堆进行无保护失流事故计算分析, 得到冷却剂沸腾瞬态过程。无保护失流事故分析的边界条件和基本假设与 3.1 节一致。

根据堆芯的布置和流量分区情况, 将堆芯划分为  $18 \times 32$  的  $R-z$  网格, 其中径向网格为 18 个, 按照流量分区进行划分。轴向网格为 32 个, 从上到下划分为上部钠流道、上钠腔、段塞、弹簧段、垫块、活性区燃料、下转换区以及下部钠流道。图 9 示出具有上钠腔方案的典型 MOX 燃料堆芯建模示意图。

图 10 示出有上钠腔 MOX 燃料堆芯的瞬态功率、堆芯流量和反应性的变化。由图 10a 可见, 反应堆在流量快速丧失的过程中功率也随之下落, 在事故发生后 31 s 左右有 1 个快速下降并上升的振荡过程。由图 10b 可见, 在冷却剂沸腾之前, 堆芯流量变化与主泵惰转规律基本一致, 在冷却剂沸腾之后, 堆芯流量有微小振荡, 但总体上可以维

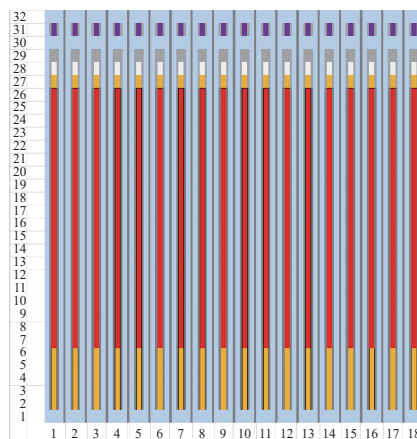


图9 有上钠腔方案典型 MOX 燃料堆芯建模示意图  
 Fig. 9 Modeling diagram of typical MOX fuel core with upper sodium plenum scheme

持基本的冷却流量。由图 10c 可见: 瞬态过程中钠沸腾初始引入了较多的负反应, 使得总反应性出现明显下降, 反应堆功率随之下降; 随后钠沸腾所引入的负反应性被燃料温度下降所引起的轴向膨胀反应性和燃料多普勒反应性所补偿, 总反应性被迅速拉高, 功率出现短暂回升。

图 11 更为清晰地展示了堆芯内部冷却剂沸腾的发展过程, 反应堆在 29.7 s 开始发生冷却剂沸腾, 并在 31.5 s 扩展到其他燃料通道顶端。但由于上钠腔的设计, 燃料通道顶端的冷却剂沸腾

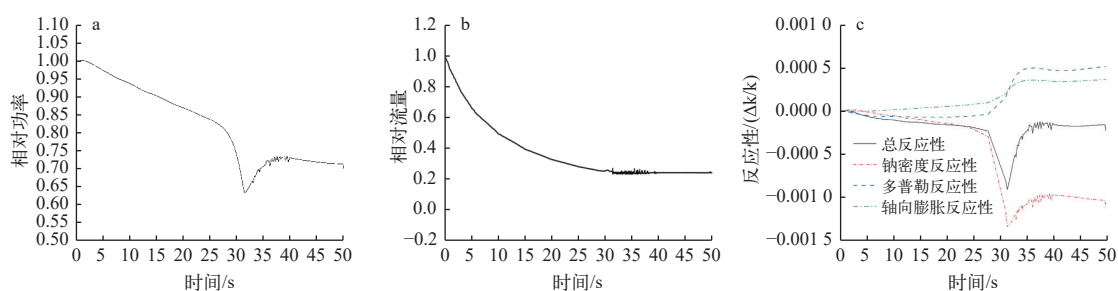
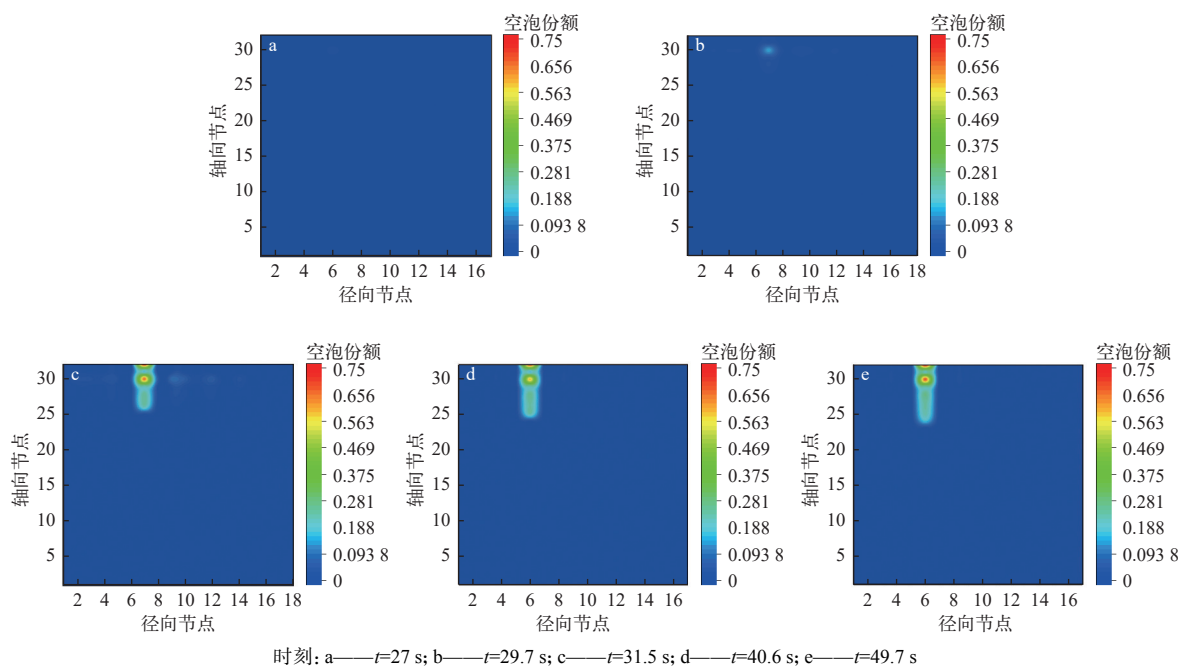


图 10 有上钠腔 MOX 燃料堆芯的瞬态功率 (a)、堆芯流量 (b) 和反应性 (c) 的变化

Fig. 10 Variation of transient power (a), transient flow rate (b) and transient reactivity (c) of MOX fuel core with upper sodium plenum

导致了负反应性引入,从而导致功率快速下降。功率下降也使得沸腾区域进一步收缩,从图 11c、d 中可以看出,最终冷却剂沸腾只维持在局部通道的上端,并未扩展到全部堆芯区域,这是因为该通

道为功率流量比最大的通道,在事故下最易发生并维持沸腾状态。由于沸腾只维持在组件上部,这使得钠密度反应性一直引入负的反应性效应,事故得以缓解。



时刻: a—— $t=27$  s; b—— $t=29.7$  s; c—— $t=31.5$  s; d—— $t=40.6$  s; e—— $t=49.7$  s

图 11 有上钠腔 MOX 燃料堆芯的钠空泡扩展情况

Fig. 11 Sodium void expansion in MOX fuel core with upper sodium plenum

上钠腔设计虽不能将 MOX 堆芯的稳态钠空泡反应性整体降为负值,但因其极大加强了堆芯上部的负钠空泡效应,瞬态过程中可确保总的钠密度反应性为负,从而限制了冷却剂沸腾扩展,事故得以缓解,这就是上钠腔设计的意义所在。

#### 4 结论

通过计算分析可以看出,对于大型 MOX 燃料快堆而言,堆芯的上钠腔设计对缓解冷却剂沸腾

瞬态有着重要作用。无上钠腔设计的堆芯在冷却剂沸腾瞬态中引入正反应性从而导致功率激增,而具有上钠腔设计的堆芯则可以在冷却剂沸腾瞬态中引入负反应性,限制冷却剂沸腾区域的扩展,为后续人为干预留下时间,对严重事故缓解具有重要意义。

#### 参考文献:

[1] WALTAR A E, TODD D R, TSVETKOV P V. Fast spec-

- trum reactors[M]. New York: Springer Science+Business Media, 2012.
- [2] 苏著亭, 叶长源, 阎凤文, 等. 钠冷快增殖堆[M]. 北京: 原子能出版社, 1991.
- [3] KHALIL H S, HILL R N. Evaluation of liquid-metal reactor design options for reduction of sodium void worth[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 1991, 109(3): 221-266.
- [4] 霍兴凯, 胡赞, 徐李, 等. 一体化快堆的内增殖性能研究[J]. *原子能科学技术*, 2023, 57(6): 1111-1119.  
HUO Xingkai, HU Yun, XU Li, et al. Study of internal breeding of integral fast reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2023, 57(6): 1111-1119(in Chinese).
- [5] 霍兴凯, 徐李, 曹攀, 等. 大型 MOX 燃料快堆钠空泡反应性微扰理论研究[J]. *原子能科学技术*, 2020, 54(1): 81-86.  
HUO Xingkai, XU Li, CAO Pan, et al. Research on sodium void reactivity of large MOX-fueled sodium-cooled fast reactor by perturbation theory[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2020, 54(1): 81-86(in Chinese).
- [6] CHEBESKOV A N. Evaluation of sodium void reactivity on the BN-800 fast reactor design[R]. [S. l.]: [s. n.], 1996.
- [7] SCIORA P, BUIRON L, VARAINE F. The low void worth core design (CFV) based on an axially heterogeneous geometry[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2020, 366: 110763.
- [8] TAKEDA T, KUROISHI T. Optimization of internal blanket configuration of large fast reactor[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 1993, 30(5): 481-484.
- [9] BERTRAND F, MARIE N, PRULHIÈRE G, et al. Comparison of the behaviour of two core designs for ASTRID in case of severe accidents[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2016, 291(1): 327-342.
- [10] 徐李. 含热工反馈的快中子时空动力学计算分析研究[D]. 北京: 中国原子能科学研究院, 2012.
- [11] 吴宏春, 杨红义, 曹良志, 等. 金属冷却快堆关键分析软件的现状与展望[J]. *现代应用物理*, 2021, 12(1): 4-15.  
WU Hongchun, YANG Hongyi, CAO Liangzhi, et al. Fast reactor liquid-metal-cooled software development reactor physics thermal hydraulics[J]. *Modern Applied Physics*, 2021, 12(1): 4-15(in Chinese).
- [12] 张熙司, 薛方元, 胡文军, 等. 低熔点金属与冷却剂相互作用的数值模拟[J]. *科技创新导报*, 2020, 17(15): 118-120.  
ZHANG Xisi, XUE Fangyuan, HU Wenjun, et al. Numerical simulation of interaction between low melting point metal and coolant[J]. *Science and Technology Innovation Herald*, 2020, 17(15): 118-120(in Chinese).
- [13] CHENU A, MIKITYUK K, CHAWLA R. TRACE simulation of sodium boiling in pin bundle experiments under loss-of-flow conditions[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2009, 239(11): 2417-2429.
- [14] DROIN J B, MARIE N, BACHRATA A, et al. Physical tool for unprotected loss of flow transient simulations in a sodium fast reactor[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2017, 106: 195-210.
- [15] RASKACH K, VOLKOV A, LEMASSON D, et al. 2D and 3D numerical investigations of sodium boiling in sodium cooled fast reactor with MOX fuel and low sodium void reactivity effect during unprotected loss of flow accidents[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2021, 372: 110961.