

# 大型先进压水堆弹棒事故模拟及 敏感性分析

兰兵<sup>1</sup> 潘昕怿<sup>1</sup> 于世和<sup>2</sup> 依岩<sup>1</sup>

1(生态环境部核与辐射安全中心 北京 100082)

2(中国科学院上海应用物理研究所 上海 201800)

**摘要** 相对于传统堆型,大型非能动先进压水堆堆芯设计具有重大改变,这些改变对弹棒事故分析具有重要影响,进而影响反应堆的安全性。通过选取典型的四类工况(寿期初满功率、寿期初零功率、寿期末满功率和寿期末零功率),利用中子动力学软件和燃料性能分析程序开展大型先进压水堆CAP1400的弹棒事故模拟计算,验证大型先进压水堆弹棒事故工况下的安全性,并针对弹棒事故分析关键输入参数开展敏感性分析。计算分析结果表明:大型先进压水堆发生弹棒事故时,其结果能够满足验收准则的要求,反应堆处于安全可控状态;弹棒事故分析中功率峰值对弹棒价值最敏感,事故分析结果对停堆反应性敏感性较小。

**关键词** 压水堆, 弹棒事故, 安全性, 敏感性, 功率峰值

**中图分类号** TL364+.4

**DOI:** 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.020601

## Control rod ejection accident simulation and sensitivity analysis of large advanced pressurized water reactor

LAN Bing<sup>1</sup> PAN Xinyi<sup>1</sup> YU Shihe<sup>2</sup> YI Yan<sup>1</sup>

1(Nuclear and Radiation Safety Center, Beijing 100082, China)

2(Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, Shanghai 201800, China)

**Abstract** [Background] Compared with the traditional pressurized water reactor (PWR), the core design of large advanced PWR CAP1400 has significant changes, such as the increase in the number of fuel assemblies, the increase in reactor power, the increase in the average temperature of core coolant, etc. These changes have an important impact on the results of rod ejection accident, and then affect the safety of reactor. [Purpose] This study aims to verify the safety of large advanced PWR under rod ejection accident condition and the influence of key input parameters on accident analysis results. [Methods] Based on the neutron dynamics software TWINKLE and fuel performance analysis program FACTRAN, the typical four types of operating conditions, including the beginning of life the hot full power and the hot zero power, the end of life the hot full power and the hot zero power, were selected to carry out the simulation calculation of the control rod ejection accident analysis for large advanced PWR, and the sensitivity analysis of key input parameters of rod ejection accident conditions was performed by using the direct numerical perturbation method. [Results & Conclusions] Simulation results show that the power peak is the most

国家科技重大专项(No.2019ZX06005001)、国家重点研发计划(No.2018YFB1900305)资助

第一作者: 兰兵, 男, 1986年出生, 2012年于哈尔滨工程大学获硕士学位, 研究领域为核安全

通信作者: 潘昕怿, E-mail: panxinyi@chinansc.cn; 于世和, E-mail: yushihe@sinap.ac.cn

收稿日期: 2022-08-17, 修回日期: 2022-11-06

Supported by National Science and Technology Major Projects of China (No.2019ZX06005001), National Key Research and Development Program of China (No.2018YFB1900305)

First author: LAN Bing, male, born in 1986, graduated from Harbin Engineering University with a master's degree in 2012, focusing on nuclear safety

Corresponding author: PAN Xinyi, E-mail: panxinyi@chinansc.cn; YU Shihe, E-mail: yushihe@sinap.ac.cn

Received date: 2022-08-17, revised date: 2022-11-06

sensitive to the worth of rod ejection, but less sensitive to shutdown reactivity. The consequences of the control rod ejection accident designed for CAP1400 can meet the requirements of acceptance criteria and the reactor is in the safe and controllable state.

**Key words** Pressurized water reactor, Control rod ejection accident, Safety, Sensitivity, Peak power

压水堆弹棒事故是指控制棒驱动机构密封壳破裂,压力容器内外巨大压差作用在控制棒驱动机构上,致使控制棒组件及驱动机构弹出堆芯外的事件<sup>[1]</sup>。弹棒事故将导致堆芯快速引入正反应性,堆芯功率激增,可能导致局部燃料棒破损,弹棒事故被列为工况IV(极限事故)<sup>[2]</sup>。目前,我国在消化、吸收、全面掌握引进的第三代先进核电非能动技术的基础上<sup>[3-5]</sup>,通过再创新开发出具有我国自主知识产权、功率更大的非能动大型先进压水堆核电机组,堆芯热功率超过4 000 MW,反应堆堆芯由193盒燃料组件组成。相对于传统堆型,大型先进压水堆堆芯设计具有重大改变,比如:组件数增加、反应堆功率提高、堆芯冷却剂平均温度提升等,这些改变对弹棒事故分析中基本输入参数(如:弹棒价值、慢化剂和多普勒反应性系数、缓发中子份额、停堆反应性引入等)具有重要影响,进而影响堆芯的安全性。近年来,国内外对弹棒事故计算分析开展了大量研究工作。冯进军等<sup>[6]</sup>用PARCS/TRACE/ROBIN程序系统,建立了秦山二期两环路压水堆物理模型和热工水力系统模型,独立验证了该堆型在弹棒事故下的安全性。王昆鹏等<sup>[7]</sup>基于PARCS和RELAP5程序,建立AP1000三维物理-热工水力耦合模型,并在模型的基础上,完成AP1000首循环弹棒事故计算分析。刘余等<sup>[8]</sup>以COBRA-IV和NLSANMT程序为基础,开发了堆芯三维物理-热工耦合程序C4/NK,针对NEACRP弹棒基准题开展验证计算。Hala等<sup>[9]</sup>利用QUARK核热耦合分析程序完成AP1000 MOX/UO<sub>2</sub>混合堆芯弹棒事故验证分析。Omid等<sup>[10]</sup>基于WIMSD-5B和PARCS程序,完成WWER-1000三维弹棒事故分析计算。李玥航<sup>[11]</sup>基于SALOME开发了一套不确定性耦合分析平台MOSRT-NT,针对NEACRP基准题开展了压水堆弹棒事故不确定性分析。Bruno等<sup>[12]</sup>基于德国核电厂和反应堆安全协会(Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, GRS)开发的不确定性分析方法,利用PARCS和TRACE耦合程序系统完成VVER-1000弹棒事故不确定性分析。Sargeni等<sup>[13]</sup>基于UAM基准题,开展弹棒事故中所需的核截面数据不确定性传播分析研究。上述弹棒事故分析主要聚焦于三维核热耦合分析方法及不确定分析相关研究,对弹棒事故分析输入参数敏感性研究较少。因此,本文主要开展大型

先进压水堆弹棒事故模拟分析计算,并针对弹棒事故分析关键输入参数开展敏感性分析,评估输入参数对事故分析的影响。

## 1 事故分析方法

本文所采用的弹棒事故分析方法主要分两步进行:首先采用中子动力学程序TWINKLE计算弹棒事故瞬态中堆芯平均功率随时间的变化,该程序进行中子扩散方程求解,能够考虑多普勒和慢化剂温度反馈效应,计算过程中保守考虑多普勒功率反馈、慢化剂温度反馈及停堆反应性的引入;然后利用中子动力学程序得到的堆芯平均功率乘以热管因子获得燃料棒热点处功率随时间的变化,以此作为燃料性能分析程序FACTRAN输入开展热点分析,计算金属包壳UO<sub>2</sub>燃料棒横截面内的瞬态温度分布和燃料棒表面的热流密度,程序具备膜态沸腾传热经验关系式、铅-水反应和燃料熔化计算模型。在燃料性能分析程序瞬态分析过程中,热管因子在控制棒弹出后从初始值线性增加到瞬态值,同时假设热点在弹棒前后是重合的。为保证事故分析中燃料性能分析程序所采用的温度分布与燃料热传导设计程序保持一致,初始间隙导热系数需通过指定保守的芯块表面温度及芯块平均温度计算确定。此外,燃料性能分析程序并不直接计算偏离泡核沸腾比(Departure from Nuclear Boiling Ratio, DNBR),而是通过指定偏离泡核沸腾(Departure from Nuclear Boiling, DNB)热流密度或者进入DNB时间,强迫程序进入DNB工况。

## 2 事故分析基本假设

弹棒事故分析中,为确保事故分析计算结果的保守性,需要对如下参数进行合理的设置和保守考虑:

### 1) 弹棒价值和热管因子

在弹棒事故分析前,堆芯物理专业通常采用三维静态方法或一维和二维综合方法计算弹棒价值和热管因子。为了保证计算的弹棒价值和热管因子具有足够的包容性,计算中不考虑反应性反馈的通量展平效应,控制棒组位于给定功率水平所允许的最大插入深度,并考虑了不利氙分布提高弹棒价值。

同时弹棒价值和热管因子考虑了由燃料密实化导致的功率峰值惩罚等引起的计算不确定性,增加了适当的安全裕量。

#### 2) 反应性反馈权重因子

弹棒事故分析采用单通道进行堆芯功率瞬态计算,单通道功率为堆芯平均值,然而实际中还存在功率超过平均值的过热通道,这些通道燃料温度及慢化剂温度比平均通道大,其引入的反应性反馈也偏大。当采用单通道反馈开展弹棒事故分析时,需利用权重因子乘子的形式将反馈修正到与适当的中子通量分布相对应的等效全堆芯反馈。反应性反馈权重因子通过堆芯平均、径向和轴向温度变化引起的反应性变化来确定,并选取保守值作为事故分析的输入。

#### 3) 慢化剂和多普勒反应性系数

慢化剂温度系数由核设计程序进行计算,为了得到比电厂实际设计条件保守的慢化剂温度系数曲线,对燃料循环寿期初和寿期末的临界硼浓度进行了适当调整。多普勒功率亏损为功率水平的函数,由一维稳态计算机程序计算确定,计算过程中并未采用反应性反馈权重因子进行修正。

#### 4) 缓发中子份额

对于零功率瞬态,如果弹棒价值等于或大于缓发中子份额 $\beta_{\text{eff}}$ ,此时堆芯处于瞬发临界状态,因此弹棒事故后果对缓发中子份额 $\beta_{\text{eff}}$ 是极为敏感的。为了包络后续燃料循环,分析计算中采用整个循环中的保守最小估计值。

#### 5) 停堆反应性引入

停堆反应性引入大小考虑了卡一束控制棒的影响,并扣除弹出控制棒的价值。当总的停堆反应性确定,即可通过落棒曲线模拟不同时间节点控制棒落入堆芯所引入的反应性。在弹棒事故进程中,堆芯功率上升触发停堆信号,但此刻停堆棒组并非马上插入堆芯,而是考虑了适当的延迟,而后停堆反应性以停堆曲线的速率插入堆芯。延迟时间及保守的插入速率可以保证在有显著的停堆反应性引入堆芯前,有足够的迟滞时间,这种保守假设可以人为增加事故后果的严重程度,确保事故分析具有一定的保守性及包络性。

#### 6) 反应堆保护

反应堆保护系统通常提供高中子通量停堆(高和低整定值)和高中子通量高的正变化速率停堆保护。而在开展弹棒事故分析时,为了保证计算结果的保守性,仅选取高中子通量停堆(高和低整定值),以使弹棒事故后果最严重。

### 3 模拟计算结果及分析

本文分别针对寿期初满功率(Beginning of Life Hot Full Power, BOL HFP)、寿期初零功率(Beginning of Life Hot Zero Power, BOL HZP)、寿期末满功率(End of Life Hot Full Power, EOL HFP)和寿期末零功率(End of Life Hot Zero Power, EOL HZP)工况下的弹棒事故开展了模拟分析计算,弹棒事故关键计算参数(包括最高燃料中心温度、最高燃料芯块平均温度、最高包壳平均温度、最大燃料储能及热点处的燃料熔化百分比)和弹棒事故事件序列的模拟计算结果见表1和表2。对模拟计算结果分析可知:4类工况下弹棒事故的事件序列的各个时间节点符合事故进程;最高燃料芯块平均温度为2 211 °C,出现在BOL HFP;最高燃料中心温度为2 739 °C,出现在BOL HFP;最高包壳平均温度为1 222 °C,出现在BOL HFP;最大燃料储能为174.9 cal·g<sup>-1</sup>,出现在BOL HFP,满足验收准则(200 cal·g<sup>-1</sup>)的要求;而对于热点处的燃料熔化百分比,BOL HFP和EOL HFP状态下燃料发生一定熔化,最大燃料熔化份额为5.40%,满足验收准则(10%)的要求;各工况下燃料包壳和芯块温度差异主要是初始功率水平、弹棒价值、缓发中子份额、反应性反馈权重因子、停堆反应性和弹棒后 $F_0$ (Hot Channel Factor)综合作用,其中:初始功率水平越高,弹棒价值越大,缓发中子份额越小,反应性反馈权重因子越小,停堆反应性越小,弹棒后 $F_0$ 越大,燃料储能越多,事故后果越严重;此外为保证计算结果的保守性,瞬态开始的时候就强制进入DNB工况,导致各工况包壳峰值温度出现在燃料峰值温度之前。

### 4 关键输入参数敏感性分析

#### 4.1 敏感性分析方法

敏感性分析<sup>[14]</sup>通过敏感性系数定量描述模型输入变量对输出变量的重要性程度,本文采用直接数值微扰敏感性法来开展弹棒事故关键输入参数敏感性分析<sup>[15]</sup>。直接数值微扰关键在于建立输出响应对输入参数的一阶偏导数来开展敏感性分析,其数学表达式如下:

$$f'(x) \approx \frac{f(x + \Delta x) - f(x)}{\Delta x} \quad (1)$$

利用直接微扰法开展分析前需给输入参数引入一个微扰分量,可以通过乘以一个修正因子 $1 + \delta$ 来实现该扰动过程,其中 $\delta$ 远小于1,当我们给输入参数一个微扰分量 $x + \delta x$ ,则输出响应 $f(x)$ 扰动后变



表1 弹棒事故关键参数模拟分析结果  
Table 1 Results of key parameters in the control rod ejection accident analysis

事故工况 Accident condition	BOL HZP	BOL HFP	EOL HZP	EOL HFP
功率水平 Power level / %FP	0	101	0	101
弹棒价值 Worth of ejected rod / % $\Delta k$	0.50	0.35	0.80	0.35
缓发中子份额 Delayed neutron fraction / %	0.49	0.49	0.44	0.44
反应性反馈权重因子 Reactivity feedback weighting factor	2.155	1.232	3.309	1.355
停堆反应性 Shutdown reactivity / % $\Delta k$	2.0	4.0	2.0	4.0
弹棒后 $F_0$ $F_0$ after ejected rod	12.0	5.0	22.0	6.0
最高燃料芯块平均温度 Maximum average fuel pellet temperature / °C	803	2 211	1 627	2 174
最高燃料中心温度 Maximum fuel center temperature / °C	963	2 739	1 956	2 688
最高包壳平均温度 Maximum average cladding temperature / °C	582	1 222	1 046	1 198
最大燃料储能 Maximum fuel energy storage / cal·g <sup>-1</sup>	54.8	174.9	122.0	171.4
热点处的燃料熔化百分比 Percentage of fuel melting at hot spot / %	0	4.05	0	5.40
归一化功率峰值 Normalized power peak	0.36	3.02	17.09	3.58

表2 弹棒事故事件序列  
Table 2 Sequence of the control rod ejection accident

事故工况 Accident condition	时间 Time / s
BOL HFP 控制棒开始弹出 Control rod begins to eject	0.00
	达到功率量程高中子通量高整定值 Reach the high setting value of high neutron flux in the power range 0.03
	核功率达到峰值 Reach peak nuclear power 0.14
	控制棒开始落入堆芯 Control rods begin to fall into the core 0.93
	峰值包壳温度出现 Peak cladding temperature appears 2.46
	峰值热流密度出现 Peak heat flux appears 2.46
BOL HZP 控制棒开始弹出 Control rod begins to eject	0.00
	达到功率量程高中子通量高整定值 Reach the high setting value of high neutron flux in the power range 1.76
	核功率达到峰值 Reach peak nuclear power 1.85
	控制棒开始落入堆芯 Control rods begin to fall into the core 2.66
	峰值包壳温度出现 Peak cladding temperature appears 3.84
	峰值热流密度出现 Peak heat flux appears 3.86
EOL HFP 控制棒开始弹出 Control rod begins to eject	0.00
	达到功率量程高中子通量高整定值 Reach the high setting value of high neutron flux in the power range 0.03
	核功率达到峰值 Reach peak nuclear power 0.14
	控制棒开始落入堆芯 Control rods begin to fall into the core 0.93
	峰值包壳温度出现 Peak cladding temperature appears 2.38
	峰值热流密度出现 Peak heat flux appears 2.40
EOL HZP 控制棒开始弹出 Control rod begins to eject	0.00
	达到功率量程高中子通量高整定值 Reach the high setting value of high neutron flux in the power range 0.21
	核功率达到峰值 Reach peak nuclear power 0.25
	控制棒开始落入堆芯 Control rods begin to fall into the core 1.11
	峰值包壳温度出现 Peak cladding temperature appears 1.03
	峰值热流密度出现 Peak heat flux appears 1.04
峰值燃料中心温度出现 Peak fuel center temperature appears 2.74	

为 $f(x(1+\delta))$ 。通过式(1)即可求得有输出响应关于输入参数的偏导数(也称为敏感性系数 $S_x$ ):

$$S_x = \frac{\partial f(x)}{\partial x} = \frac{f(x(1+\delta)) - f(x)}{\delta x} \quad (2)$$

在实际应用过程中由于各个输入参数和响应函数之间度量衡不一致,可采用输入参数和响应函数变化百分比的比值作为敏感性系数的度量,以消除度量衡的影响。通过式(2)进行推导可得无量纲的敏感性系数如下所示:

$$S_x = \frac{\partial f(x) \cdot x}{\partial x \cdot f(x)} = \frac{(f(x(1+\delta)) - f(x)) \cdot x}{\delta x \cdot f(x)} \quad (3)$$

## 4.2 敏感性分析结果

本文共选取7类弹棒事故关键输入参数开展敏感性分析,分别为:弹棒价值、弹棒后热管因子、反应性反馈权重因子、慢化剂温度系数、多普勒功率亏损、缓发中子份额、停堆反应性,这7类输入参数均采用堆芯燃料管理保守值。对应的敏感性响应函数分别选取功率峰值、最高燃料芯块平均温度、最高燃料中心温度、最高包壳平均温度、最大燃料储能,由于弹棒事故验收准则并不涉及上述各响应函数的对应时间,因此并不对时间开展敏感性分析。弹棒事故敏感性分析结果如图1~4所示。

### 1) BOL HFP 工况

对于 BOL HFP 工况,功率峰值对弹棒价值最为敏感,缓发中子份额次之,对弹棒后 $F_0$ 和停堆反应性不敏感,主要是弹棒价值对堆芯反应性贡献较大,而缓发中子份额对堆芯中子倍增有直接影响,因此弹棒事故分析过程中弹棒价值和缓发中子份额对功率峰值的变化起主导作用。对于弹棒后 $F_0$ 不敏感,是因为弹棒事故分析中,弹棒后 $F_0$ 仅用于开展热点分析,而不用开展平均通道分析,而功率峰值为平均通道分析的结果。此外,功率峰值出现在停堆反应性引入堆芯之前,因此功率峰值对停堆反应性也不敏感;值得注意的是,考虑到寿期初工况慢化剂温度系数的取值为0,其为确定的保守包络值,并不随计算分析对象的改变而变化,因此在寿期初工况均不开展慢化剂温度系数的敏感性分析;最高燃料芯块平均温度、最高燃料中心温度、最高包壳平均温度和最大燃料储能均对弹棒后 $F_0$ 最为敏感,弹棒价值次之,对停堆反应性最不敏感。这是由于开展热点分析时功率为堆芯平均功率与弹棒后 $F_0$ 乘积,弹棒后 $F_0$ 对功率贡献较大,而最高燃料芯块平均温度、最高燃料中心温度、最高包壳平均温度和最大燃料储能均为弹棒事故过程中能量积累的直接反馈,因此对弹棒后 $F_0$ 敏感,符合弹棒实际物理过程。对停堆反应性不敏感,主要是因为对于 BOL 工况,停堆

后功率峰值出现在停堆反应性引入之前,并且在分析过程中为了保守考虑,采用了保守的停堆曲线,停堆反应性引入速率后期显著大于前期,前期主要依靠温度负反馈效应降低堆芯功率,因此停堆反应性对最高燃料芯块平均温度、最高燃料中心温度、最高包壳平均温度和最大燃料储能影响较小。

### 2) BOL HZP 工况

对于 BOL HZP 工况,功率峰值对弹棒价值最为敏感,缓发中子份额次之,对弹棒后 $F_0$ 和反应性反馈权重因子不敏感,原因与 BOL HFP 工况相同。相对于 BOL HFP 工况,敏感性响应函数对弹棒价值和缓发中子份额敏感性系数较大,这是由于开展敏感性分析时弹棒价值和缓发中子份额引入增量后计算得到的功率峰值低于停堆整定值35%,未触发停堆信号,停堆反应性并未引入堆芯,堆芯仅依靠温度反馈进行自我调节,其效率低于停堆反应性的引入,功率下降速率低于停堆反应性引入的工况,从而导致燃料储能较多,温度变化很大,因此敏感性响应函数对弹棒价值和缓发中子份额敏感性系数较大;最高燃料芯块平均温度、最高燃料中心温度、最高包壳平均温度和最大燃料储能都对停堆反应性最不敏感,原因与 BOL HFP 工况相同。

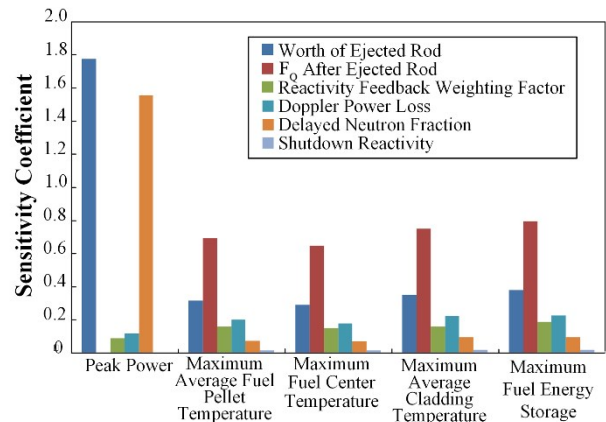


图1 BOL HFP 工况弹棒事故敏感性分析结果  
Fig.1 Results of BOL HFP case in the control rod ejection accident sensitivity analysis

### 3) EOL HFP 工况

对于 EOL HFP 工况,功率峰值对弹棒价值最为敏感,缓发中子份额次之,对弹棒后 $F_0$ 和反应性反馈权重因子不敏感,原因与 BOL HFP 工况相同。此外由于弹棒事故瞬态为快速瞬态过程,温度反馈中燃料多普勒温度反馈起主要作用,慢化剂温度系数对功率变化的影响较弱,相较于慢化剂温度系数,功率峰值对多普勒功率亏损更为敏感;最高燃料芯块平均温度、最高燃料中心温度、最高包壳平均温度和最大燃料储能均对弹棒后 $F_0$ 最为敏感,弹棒价值次

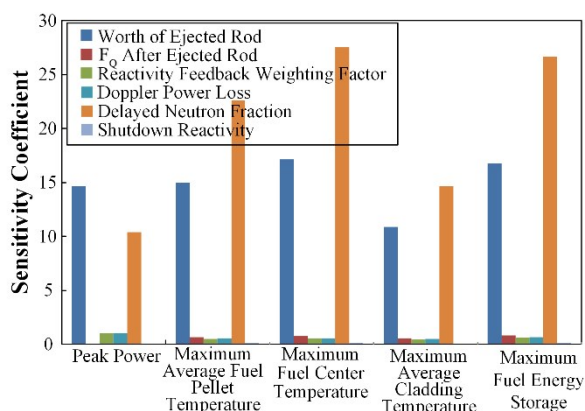


图2 BOL HZP 工况弹棒事故敏感性分析结果  
Fig.2 Results of BOL HZP case in the control rod ejection accident sensitivity analysis

之,对停堆反应性最不敏感,敏感性原因与 BOL HFP 工况相同。

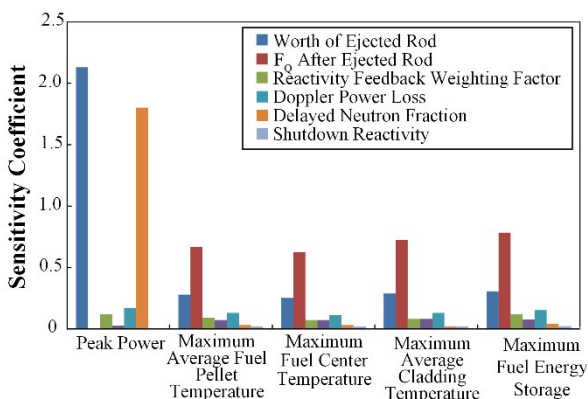


图3 EOL HFP 工况弹棒事故敏感性分析结果  
Fig.3 Results of EOL HFP case in the control rod ejection accident sensitivity analysis

#### 4) EOL HZP 工况

对于 EOL HZP 工况,功率峰值对弹棒价值最为敏感,缓发中子份额次之,对弹棒后  $F_0$  和反应性反馈权重因子不敏感,原因与 BOL HFP 工况相同。

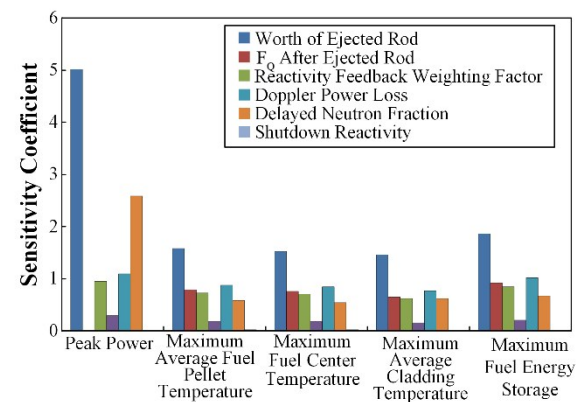


图4 EOL HZP 工况弹棒事故敏感性分析结果  
Fig.4 Results of EOL HZP case in the control rod ejection accident sensitivity analysis

需要注意的是,EOL HZP 工况与 BOL HZP 工况最大的区别在于 EOL HZP 工况敏感性分析过程中功率峰值均超过 35% 停堆整定值,能够触发停堆,有停堆反应性引入,因此敏感性响应函数对弹棒价值和缓发中子份额敏感性系数比 BOL HZP 工况小;最高燃料芯块平均温度、最高燃料中心温度、最高包壳平均温度和最大燃料储能均对弹棒价值最为敏感,弹棒后  $F_0$ 、反应性反馈权重因子、多普勒功率亏损敏感性相当,对停堆反应性最不敏感。主要是因为对于寿期末零功率工况,弹棒价值较大,弹棒价值增量变化对堆芯功率变化贡献更大,因此 EOL HZP 工况下弹棒价值对燃料储能起主导作用,对停堆反应性不敏感的原因与 BOL HFP 工况相同。

## 5 结语

本文针对大型非能动先进压水堆 BOL HFP、BOL HZP、EOL HFP 和 EOL HZP 工况下的弹棒事故开展了模拟分析计算,并完成了事故分析关键输入参数的敏感性分析。结论如下:

- 1) 大型先进压水堆弹棒事故过程中的最大燃料储能和热点处的燃料熔化百分比均能满足验收准则的要求,反应堆处于安全可控状态;
- 2) 所有工况下功率峰值均对弹棒价值最敏感,缓发中子份额次之;
- 3) 寿期末热态零功率工况下弹棒价值和缓发中子份额敏感性系数比寿期初热态零功率显著偏小;
- 4) 弹棒事故分析中功率峰值、最高燃料芯块平均温度、最高燃料中心温度、最高包壳平均温度和最大燃料储能均对停堆反应性敏感性较小。

**作者贡献声明** 兰兵:负责模型建立、数据分析及论文初稿撰写;潘昕悱:负责文献调研,提供理论支撑及模型建立协助;于世和:负责文章校对、分析总结;依岩:负责提供技术支持与指导。

## 参考文献

- 1 朱继洲. 核反应堆安全分析[M]. 西安: 西安交通大学出版社, 2004: 68.  
ZHU Jizhou. Nuclear reactor safety analysis[M]. Xi'an: Xi'an Jiaotong University Press, 2004: 68.
- 2 国家能源局. 压水堆核电厂工况分类: NB/T 20035—2011[S]. 北京: 原子能出版社, 2011.  
National Energy Bureau of the People's Republic of China. Categorization of conditions of PWR nuclear power plants: NB/T 20035—2011[S]. Beijing: Atomic Press, 2011.

- 3 刘宇生, 许超, 攸国顺, 等. 非能动核电厂全厂断电事故自然循环现象研究[J]. 核技术, 2018, **41**(11): 110603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.110603.  
LIU Yusheng, XU Chao, YOU Guoshun, *et al.* Study on natural circulation phenomena of passive nuclear power plant under station blackout accident[J]. Nuclear Techniques, 2018, **41**(11): 110603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.110603.
- 4 潘亚兰, 栾秀春, 王喆, 等. 非能动先进压水堆核电厂 SGTR 事故概率安全评价[J]. 核技术, 2016, **39**(8): 080605. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.080605.  
PAN Yalan, LUAN Xiuchun, WANG Zhe, *et al.* Probabilistic safety assessment for SGTR in advanced passive nuclear power plant[J]. Nuclear Techniques, 2016, **39**(8): 080605. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.080605.
- 5 路璐, 郑利民. AP1000 核电厂反应堆冷却剂系统泄漏分析[J]. 核技术, 2016, **39**(9): 090603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.090603.  
LU Lu, ZHENG Limin. Analysis of reactor coolant system leak for AP1000 nuclear power plant[J]. Nuclear Techniques, 2016, **39**(9): 090603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.090603.
- 6 冯进军, 胡威, 周克峰, 等. 用 PARCS/TRACE/ROBIN 程序系统研究秦山二期弹棒事故[J]. 核科学与工程, 2015, **35**(1): 148 - 156.  
FENG Jinjun, HU Wei, ZHOU Kefeng, *et al.* Study on the REA in Qinshan II by using PARCS/TRACE/ROBIN codes[J]. Nuclear Science and Engineering, 2015, **35**(1): 148 - 156.
- 7 王昆鹏, 韩向臻, 黄旭阳, 等. 基于 PARCS 和 RELAP5 程序的 AP1000 弹棒事故计算分析[J]. 核科学与工程, 2020, **40**(2): 279 - 286. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2020.02.015.  
WANG Kunpeng, HAN Xiangzhen, HUANG Xuyang, *et al.* Analysis of AP1000 control rod ejection accident based on PARCS and RELAP5[J]. Nuclear Science and Engineering, 2020, **40**(2): 279 - 286. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2020.02.015.
- 8 刘余, 李峰, 张虹, 等. RIA 基准题验证堆芯三维物理-热工耦合程序[J]. 原子能科学技术, 2010, **44**(11): 1328 - 1334.  
LIU Yu, LI Feng, ZHANG Hong, *et al.* Verification of three dimensional neutronics and thermal-hydraulic coupled code with RIA benchmarks[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2010, **44**(11): 1328 - 1334.
- 9 Selim H K, Amin E H, Roushdy H E. Rod ejection accident analysis for AP1000 with MOX/UOX mixed core loading[J]. Annals of Nuclear Energy, 2017, **109**: 385 - 395. DOI: 10.1016/j.anucene.2017.05.029.
- 10 Noori-Kalkhoran O, Minucmehr A, Akbari-Jeyhouni R, *et al.* Simulation of rod ejection accident in a WWER-1000 Nuclear Reactor by using PARCS code[J]. Annals of Nuclear Energy, 2014, **65**: 132 - 140. DOI: 10.1016/j.anucene.2013.11.003.
- 11 李玥航. 基于三维物理热工耦合的压水堆弹棒事故不确定性分析研究[D]. 衡阳: 南华大学, 2021.  
LI Yuehang. Uncertainty analysis of REA based on three-dimensional neutronics and thermal-hydraulics coupling program[D]. Hengyang: University of South China, 2021.
- 12 Miglierini B, Kozłowski T, Kopecek V. Uncertainty analysis of rod ejection accident in VVER-1000 reactor [J]. Annals of Nuclear Energy, 2019, **132**: 628 - 635. DOI: 10.1016/j.anucene.2019.06.061.
- 13 Sargeni A, Fouet F, Ivanov E, *et al.* Uncertainties propagation in the UAM numerical rod ejection benchmark[J]. Annals of Nuclear Energy, 2020, **141**: 107339. DOI: 10.1016/j.anucene.2020.107339.
- 14 蔡毅, 邢岩, 胡丹. 敏感性分析综述[J]. 北京师范大学学报(自然科学版), 2008, **44**(1): 9 - 16. DOI: 10.3321/j.issn: 0476-0301.2008.01.003.  
CAI Yi, XING Yan, HU Dan. On sensitivity analysis[J]. Journal of Beijing Normal University (Natural Science), 2008, **44**(1): 9 - 16. DOI: 10.3321/j.issn: 0476-0301.2008.01.003.
- 15 Ball M R, Uncertainty analysis in lattice reactor physics calculations[D]. McMaster University, 2012.