

# 基于确定论的 ADANES 堆芯稳态中子学 分析及瞬态事故模拟研究

杜夏楠<sup>1</sup> 王永平<sup>1</sup> 郑友琦<sup>1</sup> 曹良志<sup>1</sup> 张延师<sup>2,3</sup> 闫雪松<sup>2,3</sup> 杨磊<sup>2,3</sup>

1(西安交通大学核科学与技术学院 西安 710049)

2(中国科学院近代物理研究所 兰州 730030)

3(先进能源科学与技术广东省实验室 惠州 516000)

**摘要** 目前,国家重大科技基础设施“加速器驱动嬗变研究装置”(China Initiative Accelerator Driven System, CiADS)正在建设的关键阶段,对其方案展开详细计算分析可以为核能的可持续发展和国家能源安全战略提供强有力的技术支持。利用先进反应堆物理计算系统(Nuclear Engineering Computational Physics Laboratory, System for Advanced Reactor Analysis at Xi'an Jiaotong University, NECP-SARAX),通过比较不同燃料/冷却剂选型、结构尺寸下的堆芯寿期、能谱特性以及反应性反馈系数等参数,对加速器驱动先进核能系统(Accelerators Drive Advanced Nuclear Energy Systems, ADANES)展开了堆芯中子学特性分析,并对堆芯的瞬态特性进行了初步分析,瞬态事故包括无保护反应性引入事故以及无保护失流事故。数值计算结果表明:ADANES堆芯在满功率运行条件下可以实现大于 10 a 的运行寿期,同时具备负的反馈反应性系数,通过瞬态分析表明该堆芯具备了在典型事故下的固有安全特性。

**关键词** ADANES堆芯, NECP-SARAX, 中子学分析, 确定论

中图分类号 TL942

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2022.hjs.45.100601

## The steady-state neutronic analysis and transient simulation of ADANES reactor design based on deterministic method

DU Xianan<sup>1</sup> WANG Yongping<sup>1</sup> ZHENG Youqi<sup>1</sup> CAO Liangzhi<sup>1</sup> ZHANG Yanshi<sup>2,3</sup>  
YAN Xuesong<sup>2,3</sup> YANG Lei<sup>2,3</sup>

1(School of Nuclear Science and Technology, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China)

2(Institute of Modern Physics, Chinese Academy of Sciences, Lanzhou 730030, China)

3(Guangdong Provincial Laboratory of Advanced Energy Science and Technology, Huizhou 516000, China)

**Abstract** [Background] At present, in the key stage of the construction of China Initiative Accelerator Driven System, various research institutes have also put forward corresponding core schemes for different purposes, including the accelerators drive advanced nuclear energy system (ADANES) proposed by Institute of Modern Physics, Chinese Academy of Sciences. Detailed calculation and analysis of its scheme can provide strong technical support for the sustainable development of nuclear energy and the national energy security strategy. [Purpose] This study aims to analyze the steady-state neutronics characteristics of ADANES reactor with emphasis on the

国家自然科学基金(No.12505160)、中国科学院西部青年学者项目、甘肃省自然科学基金(No.20JR10RA065)资助

第一作者: 杜夏楠, 男, 1988年出生, 2018年于西安交通大学获博士学位, 研究领域为先进反应堆物理分析及计算方法

收稿日期: 2022-04-21, 修回日期: 2022-06-24

Supported by National Natural Science Foundation of China (No.12505160), West Light Foundation of Chinese Academy of Sciences, China, Science and Technology Program of Gansu Province, China (No.20JR10RA065)

First author: DU Xianan, male, born in 1988, graduated from Xi'an Jiaotong University with a doctoral degree in 2018, focusing on advanced nuclear reactor physics analysis and numerical method

Received date: 2022-04-21, revised date: 2022-06-24

preliminary typical transient analysis under the typical accident conditions of fast reactor. **[Methods]** The NECP-SARAX (Nuclear Engineering Computational Physics Laboratory, System for Advanced Reactor Analysis at Xi'an Jiaotong University) code system, which was based on deterministic neutron transport theory, was applied to perform the detailed analysis. The main design parameters, including core length, neutron spectrum and reactivity feedback coefficients, were calculated under various fuel types, coolant types, and reactor geometry parameters. In addition, the primary transient characteristics were simulated, including unprotected transient over power and unprotected loss of flow transient. The changes of reactor power and the maximum fuel/coolant temperature were obtained and analyzed. **[Results & Conclusions]** The steady-state calculation results show that ADANES could achieve 10 effective full power year for each selected case. The reactivity feedback coefficients reach  $-5.4 \times 10^{-5} \text{ K}^{-1}$  in total so that the core has inherent safety under typical accident condition conditions during the simulated transient.

**Key words** ADANES, NECP-SARAX, Neutronic analysis, Deterministic

核能的可持续发展需要在维持安全性和经济性的前提下确保核废料最小化以及核不扩散的原则。快中子堆<sup>[1]</sup>由于其堆芯中子能谱较硬,早期主要被应用于核燃料的增殖。随着高活度长寿命的放射性核废料的处置问题愈发突出,考虑到重核同位素在快中子能谱下更容易发生裂变反应,因此快中子堆也被应用于嬗变核废料,主要针对高放射性的次锕系核素。由于加速器驱动次临界反应堆的次临界运行特性<sup>[2]</sup>,给嬗变过程的安全性提供了足够的裕量,因此愈发得到广泛的关注<sup>[3-5]</sup>。

目前,国家重大科技基础设施“加速器驱动嬗变研究装置”(China Initiative Accelerator Driven System, CiADS)正在建设的关键阶段,各个研究单位也基于不同目的提出了相应的堆芯方案。其中,针对核燃料的利用效率较低和乏燃料的安全处置较难的挑战性难题,基于中国科学院 ADS 战略性先导科技专项(A类)的关键技术的突破和积累,中国科学院近代物理研究所原创性地提出加速器驱动先进核能系统(Accelerators Drive Advanced Nuclear Energy Systems, ADANES)的概念<sup>[6-7]</sup>。该系统可以有效提供千年或万年以上能源供给,不产生多余的放射性废料,易于管控,是一种先进的核能方案,为核能的可持续发展和国家能源安全战略提供强有力的技术支持。考虑到陶瓷材料中子性能优良、耐高温、抗辐照、热力学良好,而且在强度、耐腐蚀性和化学稳定性方面具有更加优异的性能,ADANES的堆芯设计主要由陶瓷材料制成,另一方面,结合颗粒流靶中使用颗粒作为换热工质的想法,ADANES设计中提出了陶瓷颗粒与氦气混合的气固两相流作为反应堆的冷却剂。因此,ADANES堆芯其具有极高的固有安全性、增殖性能和优异的发电效率。

欧盟一直对 ADS 系统的发展与研究有浓厚兴趣,其主要设计方案为工业规模的欧洲工业嬗变堆<sup>[8-9]</sup> (European Facility for Industrial-Scale

Transmutation, EFIT),并对其堆芯进行了的系统瞬态分析,包括设计基准事故和超设计基准事故,指出 400 MW 热功率的 EFIT 在除了无保护阻塞事故条件下都能满足瞬态安全限制。同时比较了不同燃料形式的方案设计,在无保护失流条件下,对于 EFIT 堆芯的 MgO-CERCER 堆芯,最高包壳温度约 950 K;而对于 <sup>92</sup>Mo-CERMET 堆芯,包壳温度约为 900 K。

为了进一步对 ADANES 反应堆开展设计分析,本文利用确定论程序首先对其稳态时的中子学特性进行了分析,通过比较不同设计参数、材料选型下的主要堆芯物理参数,获得了影响堆芯重要物理参数的变化规律,为指导 ADANES 堆芯的工程设计提供了理论依据;其次,在稳态计算的基础上,对无保护失流以及无保护超功率事故情况下堆芯的瞬态特性进行分析,证明了堆芯具有较高的固有安全性。

## 1 计算分析软件

本研究拟采用的计算工具为西安交通大学核工程计算物理实验室(Nuclear Engineering Computational Physics Laboratory, NECP)自主研发的先进反应堆物理计算分析系统(System for Advanced Reactor Analysis at Xi'an Jiaotong University, NECP-SARAX)<sup>[10-11]</sup>。NECP-SARAX 软件的应用对象覆盖快谱临界装置、液态金属/气体/其他工质冷却的快堆、液态金属/热管冷却的小型特种动力堆以及新型亚快谱特种动力堆,可以对反应堆的启动物理过程进行数值模拟,也可以针对新堆型开展核设计计算与校算,同时可以提供一定的安全分析接口,为后续热工分析、安全分析提供所需数据。该软件由截面生成程序 TULIP、堆芯稳态计算程序 LAVENDER 以及堆芯瞬态计算程序 DAISY 构成,具有较强的堆型适用性,并且具备完善的稳态、瞬态分析功能。截止目前,NECP-SARAX 程序已开展了大量的验证与确认工作<sup>[12-15]</sup>,能够为 ADANES

的中子学分析提供可靠的数值结果。

## 2 堆芯稳态分析

ADANES反应堆采用六角形组件设计,在SiC基体上分布有燃料孔道及冷却剂孔道,其组件设计示意图如图1所示,在堆芯中,共布置有7圈燃料组件。在进行ADANES的稳态分析中,分别对材料选择、组件尺寸等进行调整,并从燃耗、能谱特性以及反应性反馈系数等方面对方案进行评价。在燃料的选择上,选择工艺较为成熟的UO<sub>2</sub>燃料以及高密度的UN燃料,<sup>235</sup>U的富集度均选择为10%,冷却剂分别采用ZrO<sub>2</sub>以及Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>陶瓷颗粒与氦气混合的冷却剂,其中陶瓷颗粒体积占比为55%,共形成4种堆型方案。针对每种方案,通过调整燃料棒孔道及冷却剂孔道的直径,形成17个算例,每个算例的具体尺寸如表1所示。

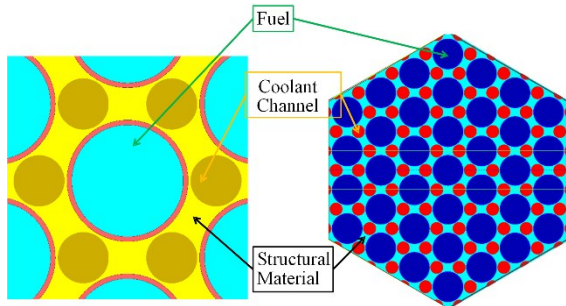


图1 ADANES组件设计示意图  
Fig.1 Assembly design of ADANES

基于以上组合,共需对68种方案开展分析。分别使用SARAX对以上68种方案进行建模,具体步骤为:利用TULIP程序对堆芯所使用的组件计算33群少群截面参数,随后利用LAVENDER堆芯程序建立三维堆芯模型,开展相应的中子学计算分析。

首先,利用SARAX程序对以上68种方案的堆芯寿期展开了分析,其中,堆芯总功率设置为1000 MW,寿期长度设置为10满功率年。图2(a)~(d)分别给出了4种方案在满功率条件下运行10年时堆芯有效增殖因子的变化情况。通过分析比较,可以得到以下结论:

首先,由于UN燃料的密度大,在相同体积下燃料的装载量高,因此可以提供较大的初始反应性;例如图2中,case 7的初始 $k_{eff}$ 为0.927 54,而在相应的UN燃料方案,初始 $k_{eff}$ 为0.930 34;

其次,堆芯表现出一定的增殖特性,部分算例在寿期末的有效增殖因子大于1,可通过引入控制系统,在反应堆运行后期切换运行模式,使反应堆的临界不再依赖中子束流;

再次,使用Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>冷却剂相比ZrO<sub>2</sub>能够提供更高的堆芯有效增殖因子。

因此,选择合适的燃料、冷却剂体积占比,可以实现堆芯剩余反应性在寿期内的平缓变化。这对于堆芯的反应性控制方案设计以及中子束流设计都是有利的。

表1 堆芯计算各算例尺寸  
Table 1 The geometry of different case

算例 Case	燃料棒直径 Fuel rod diameter / mm	冷却剂直径 Coolant channel diameter / mm	算例 Case	燃料棒直径 Fuel rod diameter / mm	冷却剂直径 Coolant channel diameter / mm
Case 1	18	10	Case 10	22	12
Case 2	18	12	Case 11	22	14
Case 3	18	14	Case 12	22	16
Case 4	18	16	Case 13	24	10
Case 5	20	10	Case 14	24	12
Case 6	20	12	Case 15	24	14
Case 7	20	14	Case 16	26	10
Case 8	20	16	Case 17	26	12
Case 9	22	10			

图3给出了4种方案的堆芯能谱计算结果。根据能谱计算结果可以发现,在冷却剂形式相同的情况下,UN燃料设计的能谱比UO<sub>2</sub>燃料设计的能谱硬,因此在燃耗反应性计算时,UN燃料设计表现出更强的增殖特性。另外,对于同一种燃料形式,ZrO<sub>2</sub>冷却剂设计的能谱比Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>冷却剂设计的能谱更硬。

能谱偏硬可以带来更好的增殖特性,但相反地会减弱堆芯的负反馈效应,因此在实际计算时需要对其进行综合考虑。

为进一步对ADANES堆芯的中子学特性进行分析,本节进一步从反应性反馈效应的角度开展了计算,重点分析了燃料多普勒系数、冷却剂密度系

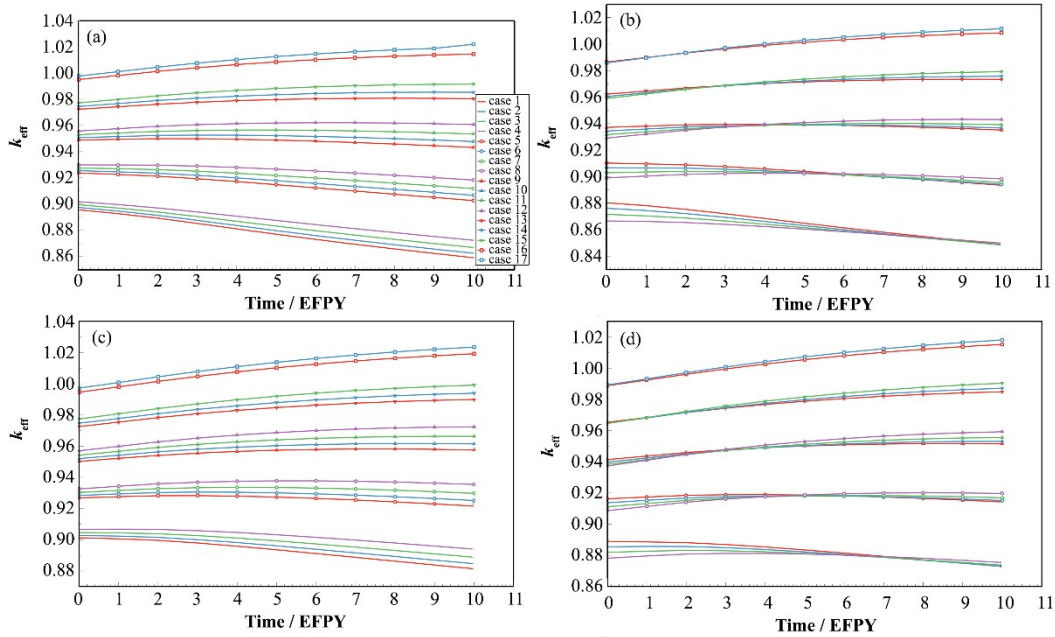


图2  $\text{UO}_2+\text{Al}_2\text{O}_3$  方案(a)、 $\text{UO}_2+\text{ZrO}_2$  方案(b)、 $\text{UN}+\text{Al}_2\text{O}_3$  方案(c)和  $\text{UN}+\text{ZrO}_2$  方案(d) 燃耗反应性  
Fig.2 Burnup reactivity swing of  $\text{UO}_2+\text{Al}_2\text{O}_3$  case (a),  $\text{UO}_2+\text{ZrO}_2$  case (b),  $\text{UN}+\text{Al}_2\text{O}_3$  case (c) and  $\text{UN}+\text{ZrO}_2$  case (d)

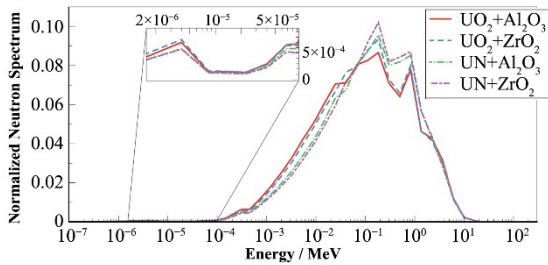


图3 4种方案中子能谱对比  
Fig.3 Comparison of neutron spectra of 4 cases

数、堆芯轴向膨胀系数以及堆芯径向膨胀系数。

图4给出了4种堆型、不同算例的多普勒反馈系数。首先,使用  $\text{UO}_2$  燃料的堆芯所提供的多普勒负反馈均大于装载 UN 燃料堆芯,其次从 case 1~case 17,多普勒负反馈系数均是逐渐变小的趋势。由于多普勒反馈系数的主要贡献来自于  $^{238}\text{U}$  在共振区域的共振俘获吸收,当堆芯由  $\text{UO}_2$  替换为 UN 燃料、或是燃料体积比例逐渐变大时,堆芯的能谱会趋于偏硬。此时,由于温度升高导致的  $^{238}\text{U}$  共振俘获吸收效应会减弱,导致多普勒反馈效应的减弱,宏观上的体现为多普勒反馈系数绝对值的减少。而为了保证在事故工况下堆芯具有足够的负反馈以保持堆芯的自稳特性,通常堆芯的负反馈不能取值太小。

图5给出了堆芯冷却剂密度系数的计算结果。当冷却剂温度升高、密度减少时,一方面,中子与冷却剂的碰撞概率减少,造成中子的泄漏概率增加;而另一方面,由于冷却剂慢化减弱,能谱会变硬, $^{239}\text{Pu}$  的裂变俘获比会变大,对堆芯系统产生正贡献。由于当前 ADANES 堆芯尺寸在径向上与轴向上均偏

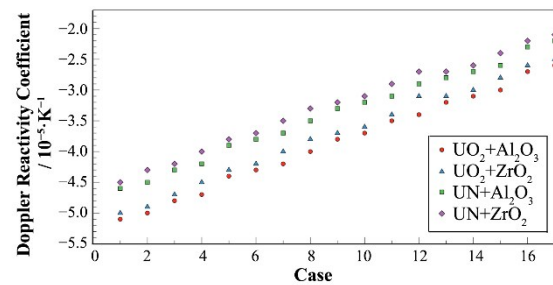


图4 多普勒反馈系数计算结果  
Fig.4 Computational results of Doppler coefficients of 4 cases

大,冷却剂温度升高时能谱变硬的效应将占据主导地位,因此冷却剂密度系数均为正值。但可以看到,在所有算例中,冷却剂的密度系数绝对值较小,而随着冷却剂比例的增加,反馈系数的绝对值也在增加。

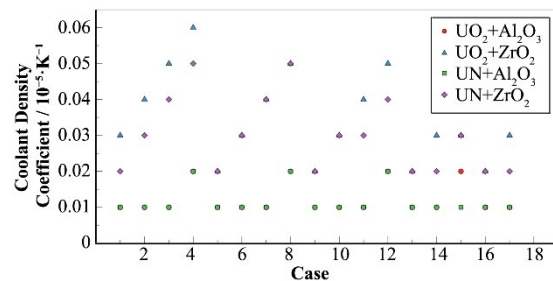


图5 冷却剂密度系数计算结果  
Fig.5 Computational results of coolant density coefficients of 4 cases

图6给出了堆芯的轴向膨胀系数。首先,全部算例的轴向膨胀系数均为负值。其次,随着燃料体积的增加,轴向膨胀系数的绝对值是变小的。当采

用Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>作为冷却剂时,改变冷却剂的体积份额对于轴向膨胀系数的影响较小。这是由于对于Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>冷却剂,其包含的慢化核素数目较多,对中子的慢化强,中子的泄漏率会降低。因此在发生堆芯的轴向膨胀时,泄漏的变化对反应性的影响较少,反应性反馈的主要贡献来自燃料的核子密度减少。针对堆芯的径向膨胀系数,主要考虑燃料基体随温度的膨胀效应。由于所有算例中堆芯基体均采用SiC材料。因此,针对于4种堆型,其径向膨胀系数的计算结果差别不大,在Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>为冷却剂时为 $-0.17 \times 10^{-5} \text{ K}^{-1}$ ,在ZrO<sub>2</sub>作为冷却剂时为 $-0.18 \times 10^{-5} \text{ K}^{-1}$ 。

综上所述,针对于以上68种设计方案,其多普

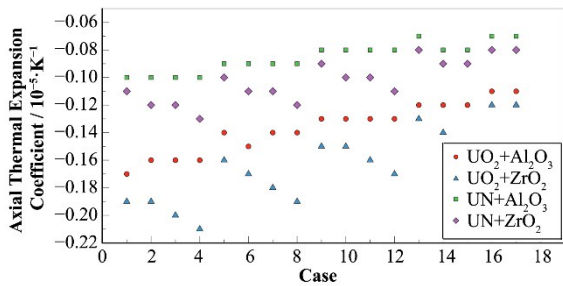


图6 轴向膨胀系数计算结果

Fig.6 Computational results of coolant density coefficients of 4 cases

勒反馈系数、轴向膨胀系数以及径向膨胀系数均为负值,而冷却剂密度系数为正值。由于冷却剂密度系数的正值绝对值较小,因此,每一个方案的等温温度系数均为负值。而在这4种效应中,多普勒反馈效应所提供的负反馈占据主导作用。

### 3 典型瞬态分析

依据§2堆芯稳态分析的结果可以看到,ADANES堆芯的能谱特性表现为快谱特性,而在负反馈方面,多普勒反馈效应占据主导作用。由于ADANES堆芯具备快谱堆芯的特性,在事故工况下,其堆芯功率变化通常表现为全局的效应,是适合于点堆模型进行分析的,这也是国际上针对快堆瞬态分析时的主流计算方法。因此在本章节进行堆芯瞬态分析时,将采用DAISY程序中的点堆计算模块开展分析。

考虑到堆芯加工建造技术的成熟性,本研究将重点针对堆型1设计开展系统性的瞬态计算分析,其组件设计采用case 11的设计方案。在该方案下,在反应性反馈系数已经计算完成的基础上,再次计算了该方案的缓发中子数据,用以后续点堆模型的计算分析。其计算结果如表2所示。

表2 瞬态计算所采用的点堆参数  
Table 2 The kinetic parameter used in the transient calculation

缓发中子分组 Group of delayed neutrons	衰变常数 Decay constant	缓发中子份额 Delayed neutron fraction
1	0.012 553	0.000 180
2	0.031 470	0.001 044
3	0.110 486	0.001 047
4	0.326 614	0.003 243
5	1.320 308	0.001 138
6	9.096 608	0.000 364

有效缓发中子份额 Effective delayed neutron fraction 0.007 02

中子代时间 Neutron generation time  $3.126\ 746 \times 10^{-6}$

#### 3.1 无保护失流事故

为了进行无保护失冷却剂事故的计算分析,图7给出了一组假定的冷却剂流量在300 s内的变化情况,随后利用流量变化曲线,分别计算分析在1.0、0.75、0.5、0.25相对功率水平下流量发生变化后的功率、温度变化情况。

图8~图11给出了堆芯功率、冷却剂出口温度、最大燃料温度以及平均燃料温度的变化情况,图12给出了各项反应性效应对总反应性的贡献情况。在不同功率水平下,由于冷却剂失去流动,功率会逐渐下降,并丧失了热量带走的能力,导致冷却剂出口温

度持续上升;随着时间推移,系统又逐渐趋向稳定,并最终达到稳定。在满功率的工况下,冷却剂出口温度的升高幅度超过了500 K,但由于采用了陶瓷颗粒流作为冷却剂工质,其熔点超过2 000 K,沸点超过3 000 K,在失流事故下冷却剂不会发生熔化或者蒸发现象,不会额外引入大量的正反应性。

在事故过程中,最大燃料温度持续下降,但平均燃料温度有先升后降的趋势,因此在事故初期会提供一定的负反馈,并且在总反应性反馈中占据了主要作用;随着功率下降,平均燃料温度降低,所提供的负反馈逐渐变小,而由于冷却剂出入口温度的变化,导致了堆芯会发生较大的径向膨胀,而堆芯径向

膨胀引入的负反馈因此逐渐变大,在事故后期,依靠此效应仍使堆芯保持稳定的负反馈,确保了系统的稳定。

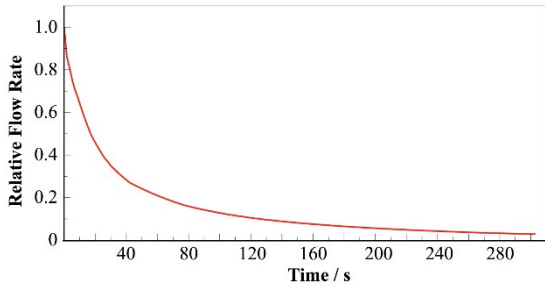


图7 冷却剂流量变化

Fig.7 The curve of relative flow rate versus time

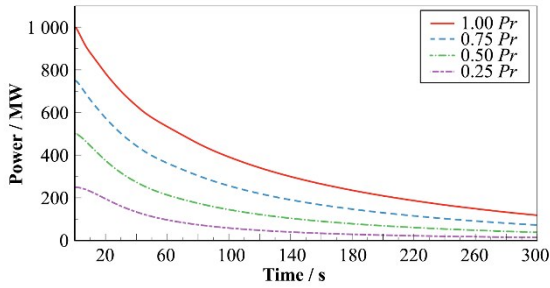


图8 功率变化情况

Fig.8 Curve of power change versus time

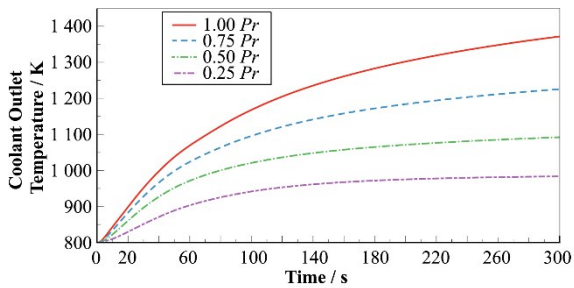


图9 冷却剂出口温度变化情况

Fig.9 Curve of coolant outlet temperature versus time

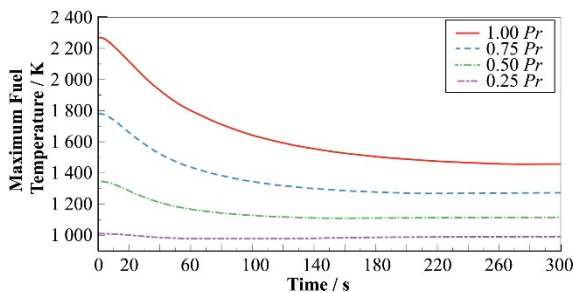


图10 最大燃料温度变化情况

Fig.10 Curve of maximum fuel temperature versus time

### 3.2 无保护超功率事故

无保护超功率事故是由于可能存在的误操作、机械故障等原因引起的反应性误引入事故。在这种

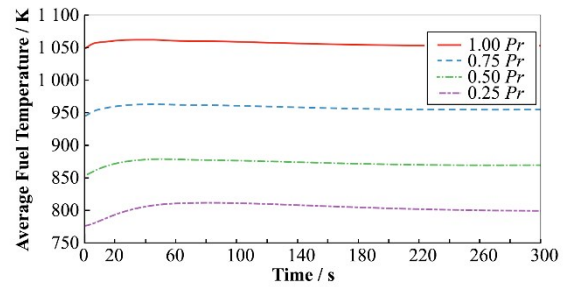


图11 平均燃料温度变化情况

Fig.11 Curve of average fuel temperature versus time

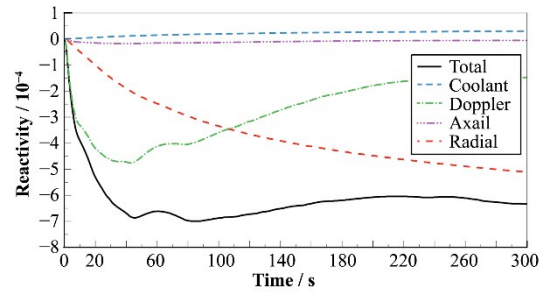


图12 各项反应性反馈贡献

Fig.12 Contribution of each reactivity feedback

事故下,由于反应性的引入,会使得堆芯功率有明显的上升。在ADANES堆芯设计正常运行过程中,正反应性的引入主要是由于束流流强变化所引起的。

在本研究中,重点开展了以下3种情况下的无保护超功率事故的模拟:1)在1.0、0.75、0.5、0.25相对功率水平下,10 s内线性引入0.5\$反应性;2)瞬时引入0.5\$反应性;3)瞬时引入1.0\$反应性。

图13~16分别给出了线性和瞬时引入+0.5\$反应性后堆芯状态的变化情况。由数值结果可以看到,由于引入正反应性,堆芯功率会相应上升,而在燃料多普勒效应的作用下,堆芯功率逐渐降低,最终稳定在新的功率水平下。在不同的相对功率水平下,引入+0.5\$反应性导致的功率升高幅度均在350 MW左右。特别是在瞬时引入的工况下,堆芯峰值功率会上升至额定功率的两倍,最大燃料温度上升至2 600 K,但最终功率仍稳定在了+0.5\$反应性所对应的功率水平下。

图17给出了系统在瞬时引入+1.0\$反应性后堆芯功率以及最大燃料温度的变化情况。可以看到,当瞬时引入了+1.0\$的反应性后,堆芯功率会迅速上升,峰值功率达到了27 000 MW,为额定功率的27倍。由于该堆芯的燃料多普勒温度系数较大,因此在功率达到峰值后,燃料温度急剧升高引入了较大的负反馈,使得堆芯功率也随之下降。在此过程中,燃料温度有接近700 K的温升。在满功率情况下,燃料温度已经接近2 900 K。虽然对于UO<sub>2</sub>燃料的

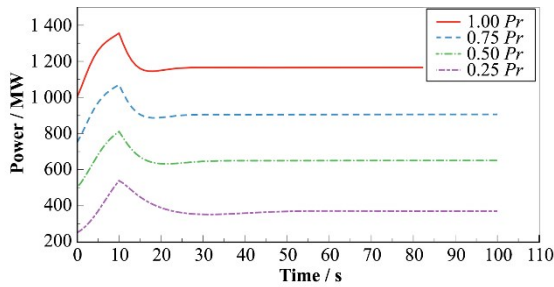


图13 10 s线性引入+0.5 \$反应性后功率变化  
Fig.13 Variation of power after +0.5 \$ reactivity linear insertion for 10 seconds

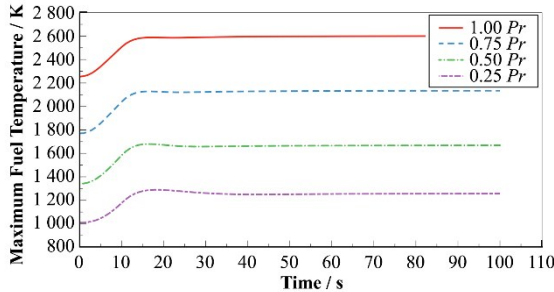


图14 10 s线性引入+0.5 \$反应性后最大燃料温度变化  
Fig.14 Variation of maximum fuel temperature after +0.5 \$ reactivity linear insertion for 10 s

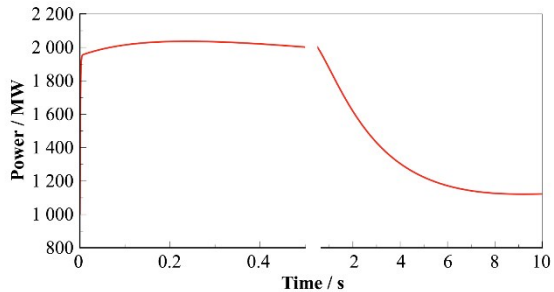


图15 瞬时引入+0.5 \$反应性后功率变化  
Fig.15 Variation of power change after +0.5 \$ reactivity transient insertion

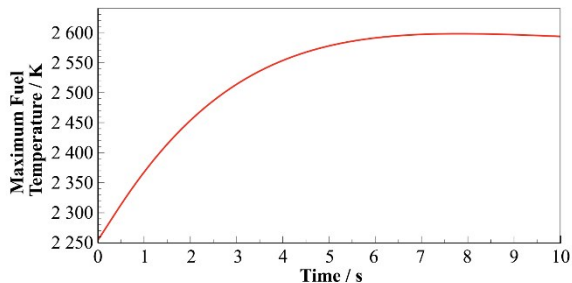


图16 瞬时引入+0.5 \$反应性后最大燃料温度变化  
Fig.16 Variation of maximum temperature after +0.5 \$ reactivity transient insertion

理论熔化温度在3 000 K左右,但通常考虑到计算的不确定性,燃料温度的计算值为2 900 K已经超过了安全准则限值。针对于满功率瞬时引入+1.0 \$的无

保护超功率事故,堆芯存在燃料熔化的风险。

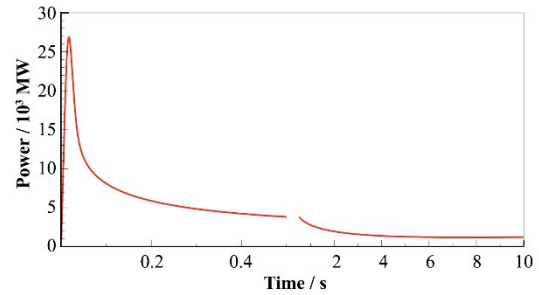


图17 瞬时引入+1.0 \$反应性后功率变化  
Fig.17 Variation of power after +1.0 \$ reactivity transient insertion

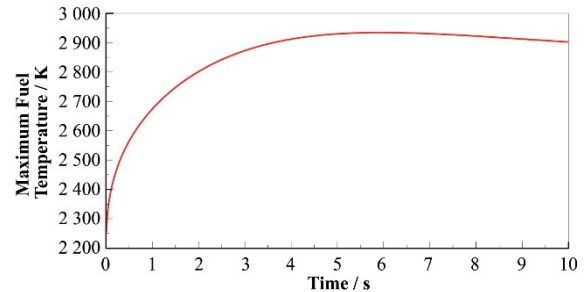


图18 瞬时引入+1.0 \$反应性后最大燃料温度变化  
Fig.18 Variation of maximum temperature after +1.0 \$ reactivity transient insertion

#### 4 结语

本文利用先进反应堆物理计算分析系统NECP-SARAX,对ADANES堆芯概念设计开展了详细的稳态中子学分析,并开展了初步的瞬态事故分析,获得了以下主要结论:

1)ADANES堆芯在满功率运行条件下可以实现大于10年的运行寿期,同时,通过调整燃料与冷却剂的体积比例,可以实现ADANES堆芯的增殖特性。利用堆芯的增殖效应,可以实现堆芯的加速器驱动与自驱动混合的运行模式。

2)在所分析的4种待选堆型中,堆芯的负反馈效应显著,且燃料多普勒反馈效应是负反馈的主要贡献效应。

3)目前ADANES堆芯在常规的无保护失流或超功率瞬态中,可以通过自身的负反馈维持堆芯的稳定,并且各项参数不会超过安全准则的限值。但是,在满功率条件下,若瞬时引入的反应性过大,堆芯燃料存在熔化的风险,在实际运行过程中应予以避免,或设置相应的保护措施,对反应性进行控制。

**作者贡献声明** 杜夏楠:实施研究,分析/解释数据,起草文章;王永平:程序使用指导;郑友琦:文章内容审阅;曹良志:获取研究经费;张延师:材料支持;闫雪松:技术资料支持;杨磊:文章内容审阅。

## 参考文献

- 1 Agency IAEA. Status of fast reactor research and technology development[R]. Vienna, Austria: IAEA, IAEA-TECDOC-1691. 2012.
- 2 Agency IAEA. Status of accelerator driven systems research and technology development[R]. Vienna, Austria: IAEA, IAEA-TECDOC-1766. 2015.
- 3 Zhang L, Yang Y W, Fu Y G, *et al.* Development and validation of the code COUPLE3.0 for the coupled analysis of neutron transport and burnup in ADS[J]. Nuclear Science and Techniques, 2018, **29**: 124. DOI: 10.1007/s41365-018-0471-4.
- 4 Zhao X C, Cui D Y, Cai X Z, *et al.* Analysis of Th-U breeding capability for an accelerator-driven subcritical molten salt reactor[J]. Nuclear Science and Techniques, 2018, **29**: 121. DOI: 10.1007/s41365-018-0448-3.
- 5 Chen Z Q. Recent progress in nuclear data measurement for ADS at IMP[J]. Nuclear Science and Techniques, 2017, **28**: 184. DOI: 10.1007/s41365-017-0335-3.
- 6 詹文龙, 杨磊, 闫雪松, 等. 加速器驱动先进核能系统及其研究进展[J]. 原子能科学技术, 2019, **53**(10): 1809 - 1815. DOI: 10.7538/yzk.2019.53.10.1809.  
ZHAN Wenlong, YANG Lei, YAN Xuesong, *et al.* Accelerator-driven advanced nuclear energy system and its research progress[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2019, **53**(10): 1809 - 1815. DOI: 10.7538/yzk.2019.53.10.1809.
- 7 Yan X S, Zhang X C, Zhang Y L, *et al.* Conceptual study of an accelerator-driven ceramic fast reactor with long-term operation[J]. International Journal of Energy Research, 2018, **42**(4): 1693 - 1701. DOI: 10.1002/er.3970.
- 8 Mansani L, Artioli C, Schikorr M, *et al.* The European Lead-Cooled EFIT Plant: an industrial-scale accelerator-driven system for minor actinide transmutation - I[J]. Nuclear Technology, 2012, **180**(2): 241-263.
- 9 Pignatelli J, Richard P, Rimpault G, *et al.* Description of the European Helium-Cooled EFIT Plant: an industrial-scale accelerator-driven system for minor actinide transmutation - II[J]. Nuclear Technology, 2012, **180**(2): 264-296.
- 10 Zheng Y Q, Du X N, Xu Z T, *et al.* SARAX: a new code for fast reactor analysis Part I: methods[J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, **340**: 421 - 430. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2018.10.008.
- 11 Zheng Y Q, Qiao L, Zhai Z A, *et al.* SARAX: a new code for fast reactor analysis Part II: verification, validation and uncertainty quantification[J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, **331**: 41 - 53. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2018.02.033.
- 12 Wei L F, Zheng Y Q, Du X N, *et al.* Development of SARAX code system for full-range spectrum adaptability in advanced reactor analysis[J]. Annals of Nuclear Energy, 2022, **165**: 108664. DOI: 10.1016/j.anucene.2021.108664.
- 13 Wei L F, Zheng Y Q, Du X N, *et al.* Extension of SARAX code system for reactors with intermediate spectrum[J]. Nuclear Engineering and Design, 2020, **370**: 110883. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2020.110883.
- 14 Du X N, Zheng Y Q, Wang Y P, *et al.* Validation of SARAX code system using the SFR operational tests[J]. Annals of Nuclear Energy, 2020, **147**: 107744. DOI: 10.1016/j.anucene.2020.107744.
- 15 贾晓茜, 郑友琦, 杜夏楠, 等. SARAX程序系统在钠冷快堆瞬态分析中的应用[J]. 原子能科学技术, 2019, **53**(7): 1195 - 1201. DOI: 10.7538/yzk.2018.youxian.0787.  
JIA Xiaoqian, ZHENG Youqi, DU Xianan, *et al.* Application of SARAX code system in transient analysis of sodium-cooled fast reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2019, **53**(7): 1195 - 1201. DOI: 10.7538/yzk.2018.youxian.0787.