西安脉冲堆大破口失水ATWS事故分析

陈 森　罗小飞　陈立新　田晓艳　朱 磊　石磊太　李 达　李华琪

（西北核技术研究所 强脉冲辐射环境模拟与效应全国重点实验室　西安 710024）

摘要　西安脉冲堆（Xi'an Pulsed Reactor，XAPR）超设计基准事故工况下的事故进程和现象对于深入认识XAPR的安全特性具有重要意义。为了研究XAPR大破口失水未能紧急停堆的预计瞬态（Anticipated Transient Without Scram，ATWS）事故工况下的热工水力参数和燃料棒的力学响应特性。采用一体化严重事故分析-脉冲反应堆（Integrated Severe Accident Analysis - Training Research and Isotope Production Reactor of General Atomic，ISSA-TRIGA）程序建立了XAPR模型，研究了XAPR在大破口失水ATWS事故工况下水池液位、堆芯功率、燃料和燃料棒力学行为的动态特性。结果表明：在大破口失水ATWS事故下，堆水池液位逐渐下降，事故发生64 s时，堆水池液位降低至5.55 m，堆芯自然循环能力失效，堆芯流量出现反转；事故发生230 s时，堆水池液位下降至上栅板，而296 s时堆芯全部裸露；当堆芯顶部燃料裸露后燃料温度出现上升，堆芯引入负反应性，使得堆芯功率逐渐降低，238 s时堆芯功率降低至1 MW；当堆芯液位降低至下栅板后，堆芯空气自然循环逐步建立，自然循环能够带走堆芯的热量，使得燃料温度缓慢下降。该事故中燃料最高温度为822.6 K，燃料包壳环向应力的最大值为9.72 MPa，燃料包壳应变最大值为0.35%，燃料棒未发生失效，表明XAPR在大破口失水ATWS事故工况下具有较高的固有安全性。

关键词　西安脉冲堆，大破口失水，ATWS，热工水力，燃料棒力学行为

中图分类号　TL334

DOI: 10.3724/j.0253-3219.2026.hjs.49.240537

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2026.49.240537

Analysis of Xi'an pulsed reactor large break loss of coolant with ATWS accident

CHEN Sen　LUO Xiaofei　CHEN Lixin　TIAN Xiaoyan　ZHU Lei　SHI Leitai　LI Da　LI Huaqi

(*National Key Laboratory of Intense Pulsed Radiation Simulation and Effect*; *Northwest Institute of Nuclear Technology*, *Xi'an 710024*, *China*)

Abstract　**[Background]** The accident process and phenomena of Xi'an Pulsed Reactor (XAPR) under the beyond design basis accident conditions are of great significance for a deeper understanding of the safety characteristics of XAPR. **[Purpose]** This study aims to analyze the thermal hydraulic parameters and fuel rods mechanical response characteristics of XAPR under the large break loss of coolant with anticipated transient without scram (ATWS) accident. **[Methods]** Firstly, the XAPR model was established by using the Integrated Severe Accident Analysis - Training Research and Isotope Production Reactor of General Atomic (ISSA-TRIGA) program. Then, the dynamic characteristics of the pool liquid level, core power, fuel temperature and fuel rod mechanical behavior of XAPR under large break loss of coolant with ATWS accident condition were calculated. **[Results]** The calculation results show that the pool liquid level of XAPR gradually decreases after the accident. The liquid level drops to 5.55 m at

国家自然科学基金(No.12275219)资助

第一作者：陈森，男，1987年出生，2015年于西安交通大学获硕士学位，研究领域为反应堆热工安全

通信作者：李华琪，E-mail：lihuaqi@nint.ac.cn

收稿日期：2025-01-07，修回日期：2025-10-11

Supported by National Natural Science Foundation of China (No.12275219)

First author: CHEN Sen, male, born in 1987, graduated from Xi'an Jiaotong University with a master's degree in 2015, focusing on thermal safety of reactor

Corresponding author: LI Huaqi, E-mail: lihuaqi@nint.ac.cn

Received date: 2025-01-07, revised date: 2025-10-11

64 s and the natural circulation ability of the core fail, causes the core coolant flow rate reversed. At 230 s, the liquid level drops to the upper grid plate and the entire core are exposed to air at 296 s. After the top fuel of the core is exposed to air, the temperature increases and negative reactivity is introduced into the core, resulting the core power gradually decreasing and the core power decreases to 1 MW at 238 s. When the pool liquid level drops to the lower grid plate, natural circulation of core air is gradually established to take away the heat from the core and cause the fuel temperature to slowly decrease. The highest temperature of the fuel in the accident reaches 822.6 K. The maximum circumferential stress and maximum strain of the fuel clad are 9.72 MPa and 0.35%, respectively, without the failure of fuel rods. **[Conclusions]** The results of this study indicate that the XAPR has high inherent safety under the condition of large break loss of coolant with ATWS accident.

Key words Xi'an pulsed reactor, Large break loss of coolant, ATWS, Thermal hydraulic, Fuel rod mechanical behavior

西安脉冲堆（Xi'an Pulsed Reactor，XAPR）是一座以铀氢锆为燃料的低压自然循环流动换热的研究堆，既能稳态运行，又能以脉冲和方波方式运行[1]。由于铀氢锆燃料具有较大的瞬发温度负反馈系数，因此，XAPR具有较高的固有安全性。目前，针对XAPR稳态和瞬态工况下的安全特性已开展了大量的研究。陈立新等[2-3]采用子通道程序系统分析了XAPR的稳态工况下热工水力特性，验证了脉冲堆的安全特性；Zhao等[4-5]建立了西安脉冲堆的RELAP5和子通道程序CTF（Coolant Boiling in Rod Arrays - Two Fluid）的耦合分析方法，获得了XAPR的高精度热工水力稳态和瞬态参数分布；张良等[6]针对XAPR建立了瞬态工况分析程序，研究了不同燃料温度反应性系数和气隙传热系数两个参数对热工参数的影响规律，为XAPR的控制系统设计奠定基础。针对XAPR的设计基准事故也进行了相应的研究，获得了XAPR大破口事故下的热工水力参数响应特性[7-8]。田晓艳等[9]采用RELAP5程序研究了应急补水和应急排水两种方法对于XAPR失水事故后的缓解效果，研究结果对于XAPR应急缓解有重要的指导作用。此外，田晓艳等[10]对XAPR反应性引入事故下的瞬态安全特性进行了计算分析，计算结果表明，当脉冲堆运行功率过高尤其是超过临界值时，反应性引入事故将会导致XAPR热工水力参数发生振荡，无法再次达到稳态，从而威胁脉冲堆的安全。然而，对于XAPR的超设计基准事故分析的关注度还远远不够，随着对XAPR事故安全特性分析的不断深入，有必要开展XAPR超设计基准事故安全特性分析。

目前，MAAP和MELCOR是较为通用的计算反应堆严重事故一体化程序，很多学者采用两种程序进行了相应的反应堆大破口严重事故研究[11-12]。国内研究单位也开发了具有自主知识产权的一体化严重事故分析程序，文献总结了严重事故程序开发进展[13]。由于XAPR的燃料与常规压水堆燃料不一致，目前用于计算压水堆的严重事故程序不能直接用于XAPR计算分析，需要进行相应的二次开发。本文基于一体化严重事故分析-脉冲反应堆（Integrated Severe Accident Analysis - Training Research and Isotope Production Reactor of General Atomic，ISSA-TRIGA）程序[14]，对西安脉冲堆进行了建模，计算分析了西安脉冲堆大破口失水未能紧急停堆的预计瞬态（Anticipated Transient Without Scram，ATWS）事故工况下的热工水力特性和燃料棒行为，得到了该事故工况下的事故进程。本文计算结果对于西安脉冲堆大破口失水ATWS事故机理认识具有重要意义。

1 模型建立

1.1 西安脉冲堆建模及计算程序介绍

图1为西安脉冲堆系统示意图。西安脉冲堆堆芯位于7.5 m的水池中，堆芯燃料元件由水池中的冷却剂的自然循环进行冷却，产生的热量经一、二回路冷却水系统，最终由冷却塔排向环境。图2为西安脉冲堆系统的控制体节点划分图。控制体包含了水池（100~132）、一回路冷却剂系统（150~155）、厂房（200~203）、热交换器（180）等系统及设备，而二回路只设置时间控制体边界条件（181、182）。图3展示了堆芯部分建模及详细的节点划分。脉冲堆堆芯区域轴向节点分为14层、径向节点分为4环。其中，轴向第1层到第3层是非燃料区域，而轴向第4层到轴向第13层是堆芯活性区，轴向第14层是非燃料区域。

1.2 程序简介

ISAA是由西安交通大学开发的一体化严重事故分析程序[15-16]，能够用于模拟压水堆不同始发条件下的严重事故现象和过程，包括热工水力响应行

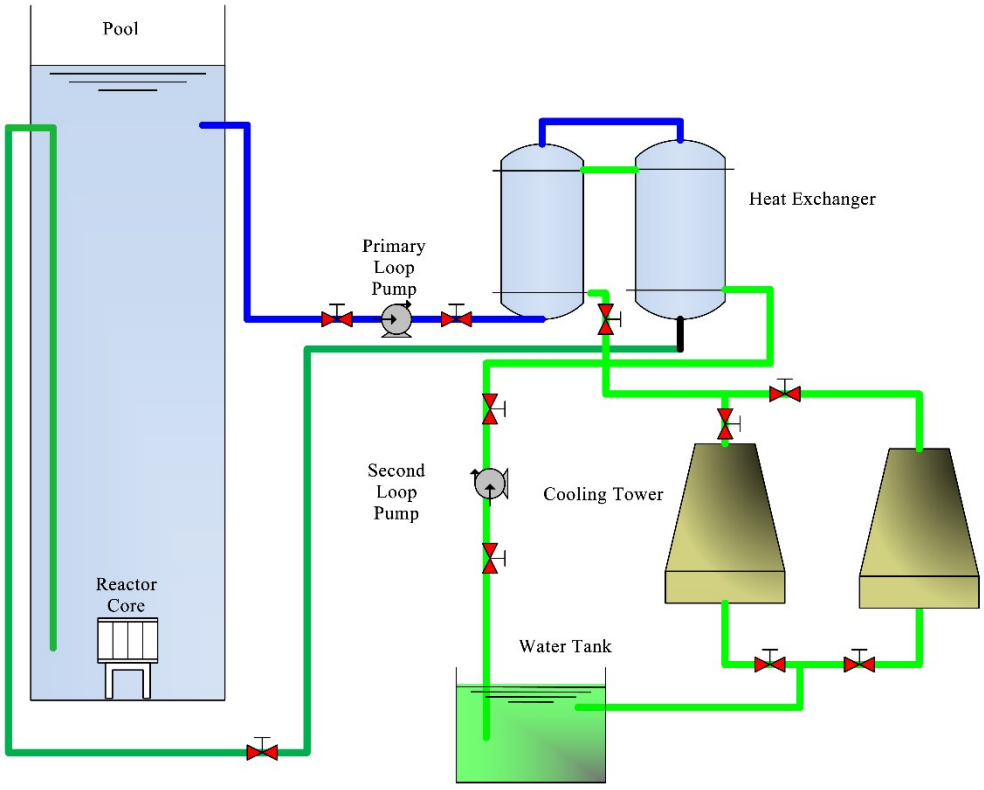


图1 西安脉冲堆系统示意图
Fig.1 Schematic drawing of XAPR

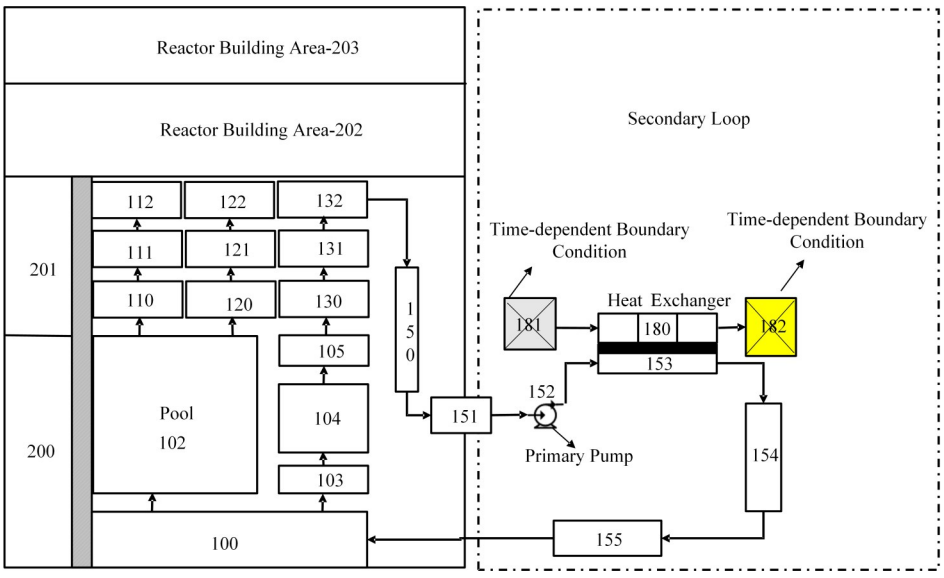


图2 西安脉冲堆系统控制体布局
Fig.2 Layout of the control body for XAPR system

为、燃料棒力学特性、堆芯熔化、堆芯解体、堆芯熔融物重新定位、氢气等可燃气体的产生和燃烧、放射性核素的释放和迁移等[17]。由于ISAA程序不具备XAPR铀氢锆燃料的物性模型、氧化模型、燃料棒力学行为模型和点堆动力学模型，为了研究XAPR超设计基准事故下的事故响应特性，在ISAA程序添加XAPR铀氢锆燃料物性模型、燃料氧化模型、燃料棒热力学行为模型，同时为了考虑XAPR燃料负反馈特性，添加了点堆动力学模型模拟XAPR在事故工况下的负反馈过程，从而开发完成适用于XAPR

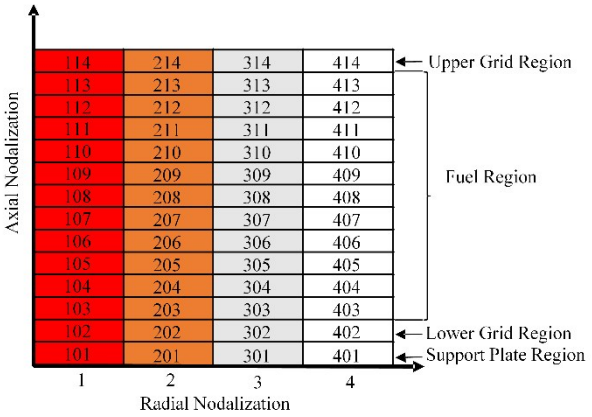


图3 堆芯详细节点划分
Fig.3 Detailed nodalization of core

超设计基准事故分析的程序ISAA-TRIGA[14]。

2 大破口失水ATWS事故计算分析

2.1 事故假定

XAPR水池外部本体结构为混凝土，其四周布置有水平径向孔道和切向孔道，这些孔道是XAPR最容易出现失水事故的位置。假设西安脉冲堆以2 MW功率连续运行3 d，随后距离堆芯水池底部0.6 m处直径最大的孔道出现166 mm的破口（即破口直径与孔道直径相同），一回路冷却剂泵停止运行，堆水池冷却剂迅速流失，当堆水池水位下降至7.2 m时，到达西安脉冲堆停堆水位的整定值，但西安脉冲堆紧急停堆系统并未紧急停堆，从而形成大破口失水ATWS事故。

2.2 热工水力参数响应特性

西安脉冲堆稳态运行时堆水池的水位在7.5 m左右，当发生大破口失水事故后，堆水池液位不断降低，如图4（a）所示。事故发生大约230 s时，堆芯液位下降至堆芯上栅板，燃料棒开始裸露。图4（b）是大破口失水事故发生后堆芯流量变化情况。事故发生后，随着堆水池液位不断降低，自然循环压头减小，堆芯流量逐渐减小。在事故发生64 s时，堆水池液位降低至5.55 m，随后堆水池液位继续下降，此时由于堆芯自然循环重力驱动力不足以克服循环阻力，使得堆芯流量出现向下流动；296 s时，堆芯液位下降至下栅板位置，堆芯冷却剂流量变为0。

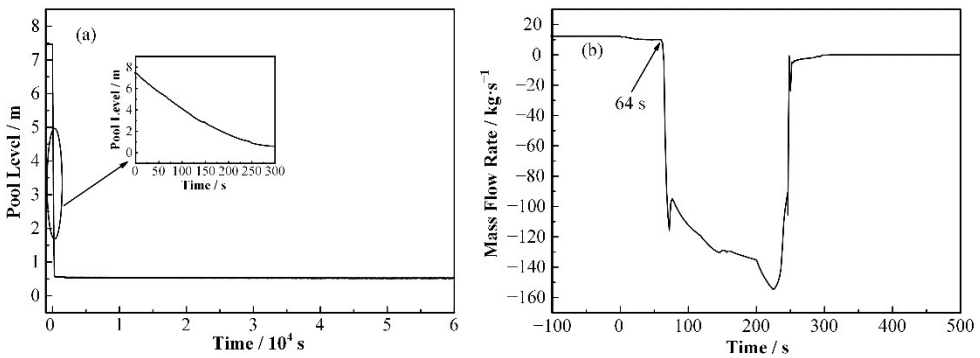


图4 液位(a)和冷却剂流量(b)
Fig.4 Fluid level (a) and coolant mass flow rate (b)

图5是堆芯功率和反应性随时间变化情况。由于在事故发生大约230 s后，堆芯液位下降至堆芯上栅板，燃料棒开始裸露，燃料棒开始逐渐失去冷却，燃料温度开始缓慢上升；随着燃料温度上升幅度增大，燃料温度负反馈效应明显，功率出现降低趋势，到238 s时堆芯的功率降低至1 MW；300 s后堆芯功率和反应性出现震荡，并逐渐降低。

图6为不同径向位置的燃料温度。其中，第一环功率因子最大，因此，其温度比其他环燃料温度高。以第一环燃料温度变化趋势分析事故工况下燃料温度响应特性，图7是第一环燃料轴向不同位置温度的变化。由堆池液位和功率变化趋势可知，在230 s时堆水池液位降低至上栅板，堆芯顶部燃料开始裸露，顶部燃料（控制体113~109）逐渐裸露燃料温度会出现上升（（图7（a）），堆芯引入负反应性，堆芯功率出现降低趋势，到238 s时堆芯功率降低至1 MW，使得堆芯部分燃料（控制体104~108）温度有降低趋势（图7（b））；300 s后堆芯空气自循环逐步建立，此时燃料温度出现缓慢降低（图7（c、d））。

图8是300 s以后堆芯出口的空气流量。从图8可知，堆水池液位降低至下栅板位置后堆芯空气自然循环逐渐建立，使得燃料元件温度逐渐降低，由于燃料温度负反馈作用使得反应性和功率出现震荡。由于空气循环带走堆芯热量，燃料温度缓慢下降，这

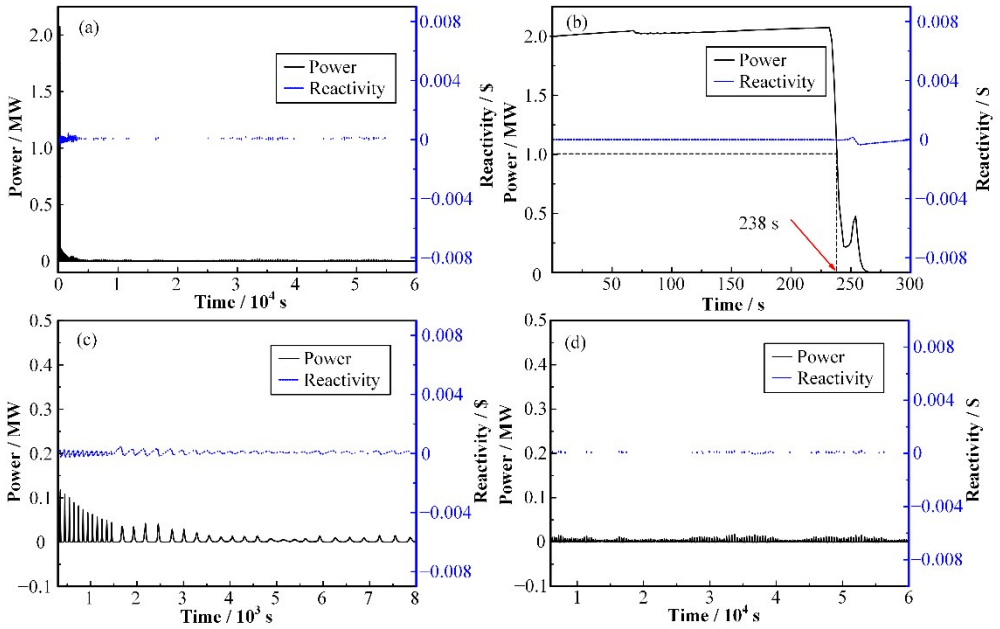


图5 堆芯功率和反应性随时间的变化(彩图见网络版) (a) 0~60 000 s,(b) 0~300 s,(c) 500~6 000 s,(d) 10 000~6 000 s
Fig.5 Variations od core power and reactivity (color online) (a) 0~60 000 s, (b) 0~300 s, (c) 500~6 000 s, (d) 10 000~6 000 s

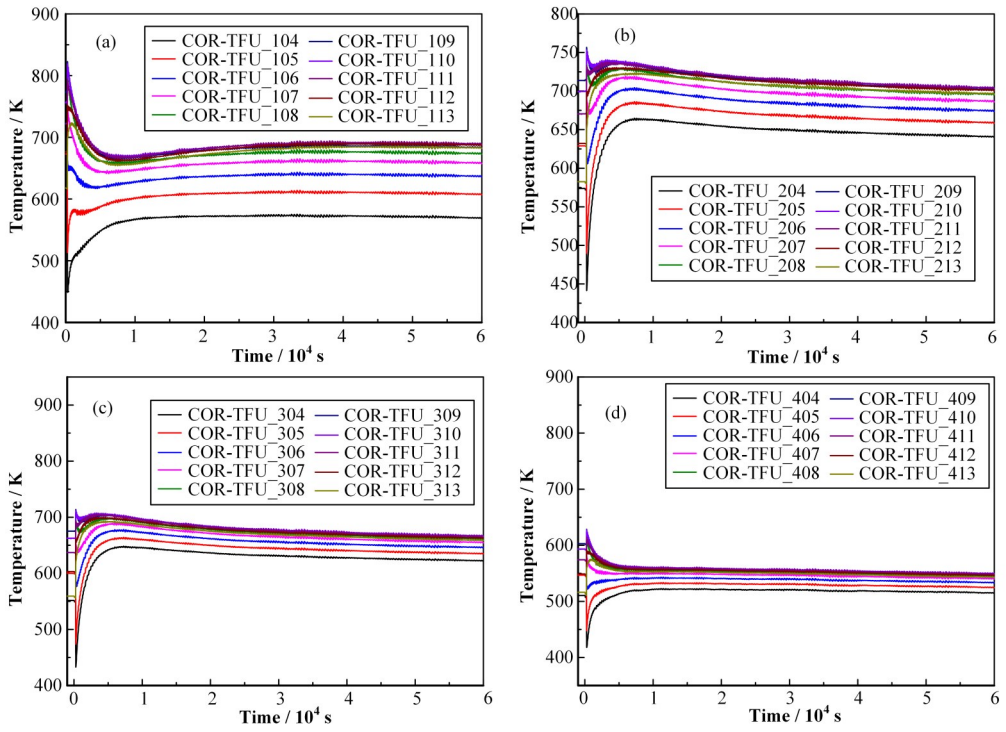


图6 不同径向位置的燃料温度(彩图见网络版) (a) 第一环,(b) 第二环,(c) 第三环,(d) 第四环
Fig.6 Fuel temperature at different radial positions (color online)
(a) The first ring, (b) The second ring, (c) The third ring, (d) The fourth ring

可能因为空气自然循环化热能力较弱。

2.3 燃料棒热力学特性

图9为燃料棒包壳环向应力随时间变化曲线，图10是燃料棒包壳环向应变随时间变化曲线。在燃料力学模型中，燃料棒热力学行为模型是基于包壳材料的热力学计算来获得包壳的应力应变，其中考虑了热膨胀、燃料棒气隙压力和冷却剂压力以及

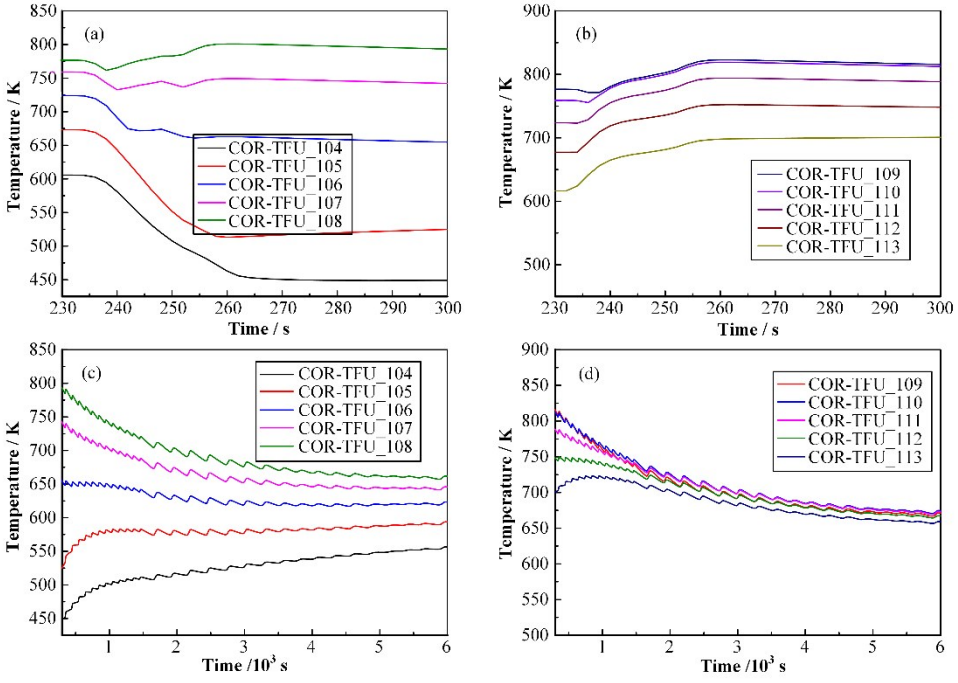


图7 第一环燃料轴向温度（彩图见网络版） (a) 230~300 s时109~113控制体的温度，(b) 230~300 s时104~108控制体的温度，(c) 300~6 000 s时109~113控制体的温度，(d) 300~6 000 s时104~108控制体的温度

Fig.7 First ring fuel temperature at different axial positions (color online) (a) The fuel cell 109~113 temperature between 230 s and 300 s, (b) The fuel cell 104~108 temperature between 230 s and 300 s, (c) The fuel cell 109~113 temperature between 300 s and 6 000 s, (d) The fuel cell 104~108 temperature between 300 s and 6 000 s

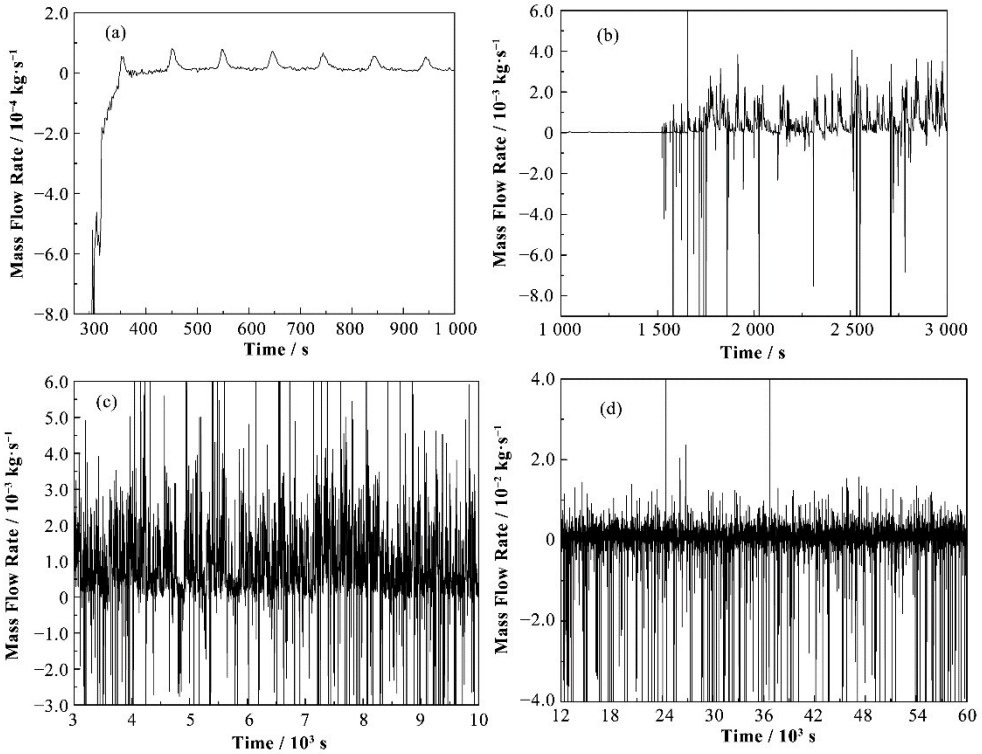


图8 空气自然循环流量 (a) 300~1 000 s，(b) 1 000~3 000 s，(c) 3 000~10 000 s，(d) 10 000~60 000 s

Fig.8 Mass flow rate of air in natural circulation (a) 300~1 000 s, (b) 1 000~3 000 s, (c) 3 000~10 000 s, (d) 10 000~60 000 s

蠕变对于环向应力应变的影响。本事故中第一环内的环向应力和环向应变均高于其他燃料，燃料棒包壳的环向应力和环向应变变化趋势与燃料温度变化趋势一致。事故发生260 s时，燃料包壳环向应力达到最大值，即为9.72 MPa，燃料包壳应变在266 s时达到了最大值，即为0.35%。图11是燃料棒气隙压力变化曲线。由于燃料棒气隙压力受到燃料温度的影响，其变化趋势与燃料棒温度变化趋势类似，开始气隙压力升高，随后压力波动并逐渐降低。

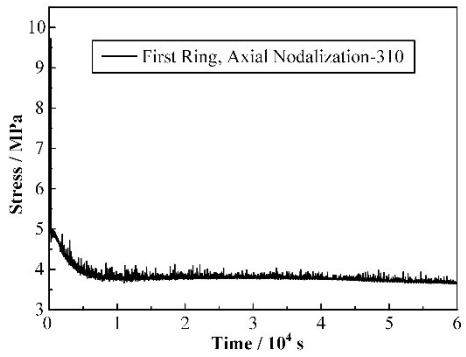


图9 燃料棒包壳环向应力随时间的变化
Fig.9 Clad stress variation of the fuel rod with time

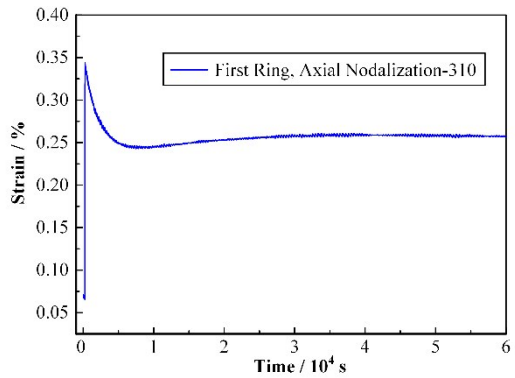


图10 燃料棒包壳环向应变随时间的变化
Fig.10 Clad strain variation of the fuel rod with time

2.4 燃料棒氧化特性

图12是燃料最高温度单元及燃料质量和氧化物UO_2的质量变化。在事故过程中，燃料棒包壳没有发生破损现象，因此铀氢锆没有发生氧化反应，没有产生氧化物UO_2。图13为当前事故工况下的燃料氧化反应释热功率的变化曲线。由图13可知，燃料氧化释热功率恒为零，表明单元燃料没有发生氧化反应。由此可知，西安脉冲堆大破口失水ATWS事故工况下燃料未发生破损，因此燃料没有氧化行为的发生。

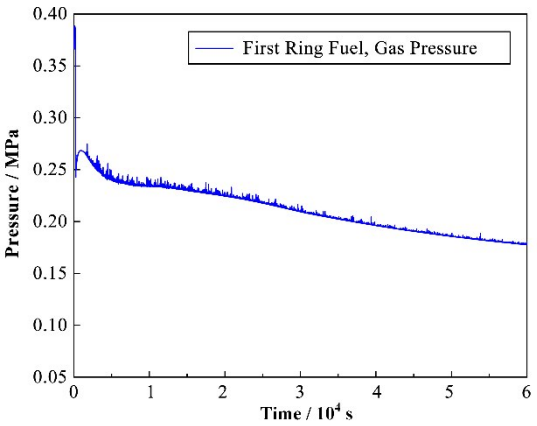


图11 燃料棒气隙压力
Fig.11 Gas pressure of fuel rod

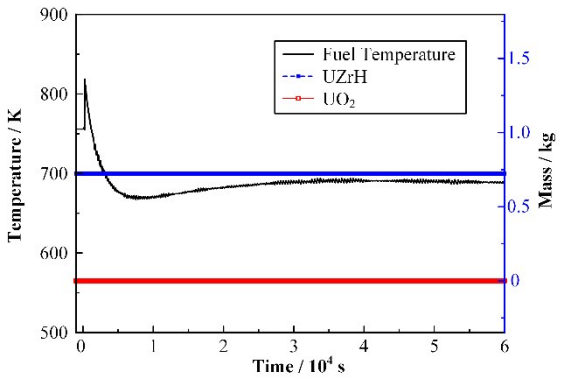


图12 燃料温度和质量的变化（彩图见网络版）
Fig.12 Variation of fuel temperature and mass (color online)

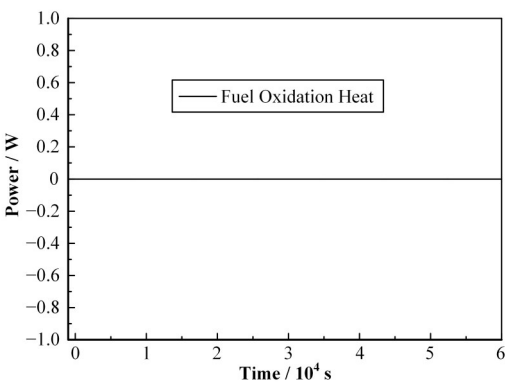


图13 燃料氧化释热
Fig.13 Heat release of fuel oxidation

3 结语

采用ISAA-TRIGA程序计算了西安脉冲堆大破口失水ATWS事故时的堆芯热工水力响应特性和燃料棒力学行为，计算结果表明：

1）事故发生64 s时，液位降低至5.55 m，堆芯自然循环能力失效，堆芯流量出现反转；230 s时水池

液位下降至上栅板，296 s堆芯全部裸露。

2）230 s时堆芯顶部燃料裸露后温度出现上升，温度继续升高，而底部燃料温度继续下降；随着堆芯燃料区域全部裸露，300 s以后燃料温度出现震荡降低。

3）燃料棒失去冷却后，燃料温度升高，堆芯引入负反应性，堆芯功率逐渐降低，238 s时堆芯功率降低至1 MW，随后堆芯功率和反应性出现震荡且缓慢降低。

4）当堆芯液位降低至下栅板后，堆芯空气自然循环逐步建立，自然循环能够带走堆芯的热量，使得燃料缓慢下降。事故中燃料最高温度到达822.6 K，未超过燃料的熔点，燃料包壳环向应力的最大值为9.72 MPa，燃料包壳应变最大值为0.35%，燃料棒未发生失效，表明西安脉冲堆在大破口失水ATWS事故工况下具有较高的固有安全性。本文计算结果对于深入认识西安脉冲堆大破口失水ATWS事故过程和现象具有重要指导作用。

作者贡献声明 陈森负责程序开发、稿件撰写；罗小飞负责程序开发；陈立新负责调研、实施研究；田晓艳负责起草文章；朱磊负责对文章的知识性内容作批评性审阅；石磊太负责统计分析；李达负责获取研究经费；李华琪负责技术支持。

参考文献

1 陈伟, 江新标, 陈立新, 等. 铀氢锆脉冲反应堆物理与安全分析[M]. 北京: 科学出版社, 2018: 5－7.
CHEN Wei, JIANG Xinbiao, CHEN Lixin, *et al*. Physical and safety analysis of uranium-zirconium hydride pulse reactor[M]. Beijing: Science Press, 2018: 5－7.

2 陈立新, 陈伟, 张颖, 等. 西安脉冲堆稳态堆芯脉冲运行安全性分析及新堆芯布置方案设计[J]. 核动力工程, 2006, **27**(S1): 9－12, 17. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0926.2006.z1.003.
CHEN Lixin, CHEN Wei, ZHANG Ying, *et al*. Safety analysis for Xi'an pulsed reactor in pulse operation mode with the core in steady arrangement and design project for the new core arrangement[J]. Nuclear Power Engineering, 2006, **27**(S1): 9－12, 17. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0926.2006.z1.003.

3 陈立新, 朱磊, 马腾跃, 等. 脉冲反应堆脉冲运行瞬态的子通道分析[J]. 原子能科学技术, 2014, **48**(S1): 336－341. DOI: 10.7538/yzk.2014.48.S0.0336.
CHEN Lixin, ZHU Lei, MA Tengyue, *et al*. Sub-channel analysis of transient characteristics for pulsed reactor in pulse operation[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2014, **48**(S1): 336－341. DOI: 10.7538/yzk.2014.48.S0.0336.

4 Zhao W, Chen L X, Liu G D, *et al*. Study on multi-scale thermal-hydraulic coupling strategy under the steady state of Xi'an pulsed reactor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2023, **182**: 109586. DOI: 10.1016/j.anucene.2022.109586.

5 Zhao W, Liu G D, Wang B S, *et al*. Transient multi-scale coupling analysis and its time sensitivity of Xi'an pulsed reactor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2024, **200**: 110377. DOI: 10.1016/j.anucene.2024.110377.

6 张良, 袁建新, 赵巍, 等. 西安脉冲反应堆在非脉冲瞬态工况下的动态特性研究[J]. 核动力工程, 2020, **41**(5): 1－7. DOI: 10.13832/j.jnpe.2020.05.0001.
ZHANG Liang, YUAN Jianxin, ZHAO Wei, *et al*. Study on dynamic characteristics of Xi'an pulsed reactor under non-pulse transient condition[J]. Nuclear Power Engineering, 2020, **41**(5): 1－7. DOI: 10.13832/j.jnpe.2020.05.0001.

7 景春元. 脉冲反应堆动态特性与失水事故研究[D]. 西安: 西安交通大学, 1999.
JING Chunyuan. Studies on kinetic characteristics and loss-of-coolant accident for pulsed reactor[D]. Xi'an: Xi'an Jiaotong University, 1999.

8 朱磊, 陈立新, 赵柱民, 等. 西安脉冲反应堆超设计基准事故动态特性分析[J]. 原子能科学技术, 2012, **46**(S2): 800－806.
ZHU Lei, CHEN Lixin, ZHAO Zhumin, *et al*. Transient behaviours analysis of Xi'an pulsed reactor under beyond design basis accident[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2012, **46**(S2): 800－806.

9 田晓艳, 陈森, 李达, 等. 西安脉冲堆失水事故缓解措施分析评价[J]. 现代应用物理, 2023, **14**(4): 68－78. DOI: 10.12061/j.issn.2095-6223.2023.040402.
TIAN Xiaoyan, CHEN Sen, LI Da, *et al*. Mitigation measures analysis of Xi'an pulsed reactor during large break loss of coolant accident[J]. Modern Applied Physics, 2023, **14**(4): 68－78. DOI: 10.12061/j.issn.2095-6223.2023.040402.

10 田晓艳, 陈森, 杨宁, 等. 西安脉冲堆反应性引入事故瞬态安全特性分析[J]. 原子能科学技术, 2020, **54**(11): 2089－2097. DOI: 10.7538/yzk.2019.youxian.0854.
TIAN Xiaoyan, CHEN Sen, YANG Ning, *et al*. Transient safety characteristic analysis of Xi'an pulsed reactor during reactivity insertion accident[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2020, **54**(11): 2089－2097. DOI: 10.7538/yzk.2019.youxian.0854.

11 Wang T C, Wang S J, Teng J T. Comparison of severe accident results among SCDAP/RELAP5, MAAP, and MELCOR codes[J]. Nuclear Technology, 2005, **150**(2): 145–152. DOI: 10.13182/nt05-a3612.

12 Malicki M, Lind T. MELCOR 2.2 iPWR LOCA type accident analysis, Part II: BDBA[J]. Nuclear Engineering and Design, 2024, **430**: 113667. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2024.113667.

13 巫英伟, 张亚培, 陈荣华, 等. 反应堆严重事故分析程序研发进展[J]. 中国基础科学, 2021, **23**(3): 28–33, 58. DOI: 10.3969/j.issn.1009-2412.2021.03.005.
WU Yingwei, ZHANG Yapei, CHEN Ronghua, *et al*. Development of reactor severe accident analysis code[J]. China Basic Science, 2021, **23**(3): 28–33, 58. DOI: 10.3969/j.issn.1009-2412.2021.03.005.

14 陈森, 李华琪, 李达, 等. 西安脉冲堆超设计基准事故模型开发与验证[J]. 核动力工程, 2025, **46**(3): 61–67. DOI: 10.13832/j.jnpe.2024.060019.
CHEN Sen, LI Huaqi, LI Da, *et al*. Development and verification of a beyond-design-basis accident model for Xi'an pulsed reactor[J]. Nuclear Power Engineering, 2025, **46**(3): 61–67. DOI: 10.13832/j.jnpe.2024.060019.

15 高鹏程, 张斌, 杨皓, 等. 流道堵塞模型开发及在QUENCH实验中的应用研究[J]. 核技术, 2023, **46**(7): 070606. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.070606.
GAO Pengcheng, ZHANG Bin, YANG Hao, *et al*. Development of flow blockage model for core heat transfer and its application in QUENCH experiment[J]. Nuclear Techniques, 2023, **46**(7): 070606. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.070606.

16 Gao P C, Zhang B, Li J S, *et al*. Development of mechanistic cladding rupture model for integrated severe accident code ISAA. Part I: Module verification and application in CAP1400[J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, **158**: 108305. DOI: 10.1016/j.anucene.2021.108305.

17 Zhang B, Gao P C, Xu T, *et al*. Performance evaluation of Accident Tolerant Fuel under station blackout accident in PWR nuclear power plant by improved ISAA code[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2022, **54**(7): 2475–2490. DOI: 10.1016/j.net.2022.01.024.