## 核的力维和

第 39 卷第 3期(2018)

·全国中文核心期刊 ·中国科学引文数据库源期刊 ·美国 EI 数据库收录 ·中国学术期刊综合评价数据库源期刊

## 目 次

堆芯物理与热工水力								
核主泵隔热装置温度场近似分析方法	…徐	胜利	张	锦	钟	少伟	等	(001)
VVER 反应堆燃料组件流动传热特性 CFD 分析								
	Ŧ	雄	朴	代全	曾	小康	等	(006)
两种静态装置瞬发中子时间常数诊断研究		ΖР	'-	.,		3 /20	٠,5	(000)
POOTERNO A EMP A TELEPHONE OF THE PROPERTY OF	白	=	本	中宁	拮	吃品	笙	(010)
棒束通道内混合对流传热实验研究								(010)
				ניצ	兦	ルリノン	./∓	(013)
TRU 燃料热谱 MSR 定期换料及嬗变特性数值研究	_	<b>`</b> +	۱۸.	<b>. →</b>	+1/	<u>→ 1+</u>	~~	(010)
	…士	涛	谢	金絲	赵	又博	寺	(018)
核电软件 NESTOR 堆芯功率分布计算不确定性研究								
	…廖	鸿宽	李	庆	于	颖锐	等	(023)
RELAP5 大空间自然对流管束传热模型改进及验证								
	…鲜	麟	江	光明	李	捷	等	(029)
超临界水冷堆类三角形子通道传热不均匀性研究								
	…王	为术	侯	彦亮	徐	维晖	等	(033)
核燃料及反应堆结构材料								,
基于 ANSYS 的燃料组件事故动力分析程序	茶	<b>አ</b> ፖ አፖ	무	万军	沈	平川	筀	(040)
研究堆破损乏燃料元件快速排查技术研究								
模拟燃料组件导向管上应变计的粘贴工艺研究		+	אַנ		<b>/</b>	100	T	(043)
		<u> </u>	<i> </i> 111	_	_	<del>□ +</del>	- <b>=</b> =	(0.40)
ᄫᅩᅩᇄᄹᄢᄮᇬᇭᇫᄼᄥᄡᄱᄮᄥᅑᆒᄝᅷᆚᇭᅘ		居	1⁄TIJ	工	4	コメ	、思	(048)
基于二次辐照的 CMRR 乏燃料组件燃耗测量技术研究		V. 14			.,			
	…奚	海峰	李	润东	朱	世雷	等	(051)
结构与力学								
核岛地基沉降去噪方法及预测技术		.王明	毓	孙	浩	刘	锐	(056)
疲劳强度减弱系数与应力集中系数在螺纹疲劳分析中的应用研究								
		.陈	涛	刘	攀	徐	晓	(062)
基于实验数据的吊篮表面脉动压力分析	…王	大胜	段	远刚	刘	攀	等	(067)
核二级波纹管截止阀在瞬态热冲击作用下的数值模拟								
	李	树勋	雒	相毒	吕	並	等	(071)
安全与控制	<b>,</b> -		H	100	_	, `		(~, 1)
多源数据融合方法研究	李	进佳	ااخ	<b>北</b> 左	ŀΉ	沅甠	쏠	(077)
大亚湾核电站模拟控制系统数字化升级验证平台方案研究	₹	ハイロ	V.7	シじノハ	N	たい工	ਚ	(011)
	<u> </u>	<b>≠</b> ⊓	台口	田化	п	<del></del>	<u>~</u>	(081)
核由厂安全级 DCS T2 试验方安研空								(086)
	415		417	TPI	1=1	34.7	_	LLIXD

基于内分泌分数阶 $\operatorname{PI}^{\lambda}\operatorname{D}^{\mu}$ 的核电站稳压器压力控制								
	<b></b>	浅	虹	郑子	彬	郑	秒	(090)
数字化安全级 DCS 紧急停堆系统共因失效分析								,
	马	权	罗	琦	宋	小明	等	(095)
西安脉冲堆概率安全分析技术要点及分析框架研究	-			•	•			(,
	工弓	≥生	唐	<b></b> 季沙	迚	去证	笙	(100)
回路与设备		<u>`</u>		7377	// L	10,122	⋾	(100)
<sup>四四ラ 设备</sup> 核电厂乏燃料组件厂内转运关键设备研制								
	丝划	い言を	红	芦	苯	代林	笙	(106)
核电厂声学泄漏监测系统的设计和验证								
核电广户子尼州亚州东北的设计和强证 安全壳冷却机组风机盘管进风均匀性的定量研究						. /可止		(110)
	出口	72	ᄱ	劫	714	冶厂	<u>~</u>	(114)
拉中国MONATHIAMAHAKANIIIII								` ′
核电厂 MSIV 电磁阀性能检测系统开发	. むえ	と揺	典	泮	木	卒乙	寺	(119)
福清核电厂汽轮发电机组非核蒸汽冲转可行性研究分析及优化				NZ	٠	<del>/ -</del>	٠.	(100)
	•••••	••••	• • • • • •	.月	冹	1미	沭	(122)
熔化极气体保护自动焊工艺在核电站钢制安全壳中的应用							٠	
	• • • • • •	• • • • •		ַנוּד.	非	唐	识	(128)
核电厂主泵倒流工况转子动态特性分析与研究								
核电厂主蒸汽隔离阀研制难点分析	熊冬	<b>§庆</b>	贺:	振宇	李	世欣	等	(138)
运行与维护								
基于层次分析法的核设施退役方案量化评价方法研究								
	.张疗	k领	赵	菀	章	航洲	等	(143)
核电站辐照样品抓具抓头部件承载力研究				刘慧	芳	袁占	航	(147)
核反应堆系统设计技术重点实验室专栏								
反应堆结构的泵致振动噪声研究	.冯志	5鵬	吴	万军	熊	夫睿	等	(151)
多方法融合的反应堆紧急停堆子系统安全性分析								
	刘	华	韩	文兴	阳	小华	等	(156)
氧化铝纳米流体临界热流密度机理模型研究——物理模型								
	1	何晓	强	余红	星	江光	钥	(162)
SARCS-4程序系统临界物理模拟实验验证	.李清	また しゅうしゅう しゅうしゅ しゅうしゅ しゅうしゅ しゅうしゅ しゅうしゅ しゅう かいしゅ しゅう かいしゅ しゅう しゅう しゅう しゅう しゅう しゅう しゅう しゅう しゅう し	陈	长	姚	栋	等	(166)
核反应堆热工水力技术重点实验室专栏								
基于国产化 PXI 模块的松脱部件监测系统软件开发								
	.李	翔	简	捷	李	海	等	(171)
核反应堆控制棒驱动机构故障检测仪研制								
基于功率密度谱的压水堆核电厂中子噪声特性研究		-	-		•	- •		
	杨素	き波	刘	才学	罗	婷	等	(181)
某核电厂吊篮梁型振幅偏大问题分析与诊断								
	-				. , ,	1	-	()

 编委会主任:
 周永茂
 编辑部主任:
 尚作燕

 编委会副主任:
 彭士禄 黄国俊 昝云龙 李玉崙 王大中 编辑部副主任:
 黄可东

王乃彦 潘自强 赵 华 杨 岐 编 辑: 马 蓉 张明军 刘 君 张祚豪 孙 凯

主 编: 罗琦 杨洁蕾 王中强 杨灵芳

副 主 编: 孙玉发 黄士鉴 卜永熙 崔广余 汪胜国 英 文 审 校 : 张 琼

## Nuclear Power Engineering Contents

Approximate Analysis of Temperature for Thermal Insulation Structure of Nuclear Main Pump
CFD Investigation on Flow and Heat Transfer Characteristics of Fuel Assembly for VVER Reactor
Diagnosis of Eigenvalue of Two Static Laboratory Devices
Experimental Study on Mixed Convection Heat Transfer in Rod Bundles
Liu Da Gu Hanyang (013)
Periodically Reloading and Transmutation Characteristics Numerical Analysis of TRU Fueled
Thermal Molten Salt Reactor
Uncertainty Study of Core Power Distribution for Software NESTOR
Liao Hongkuan Li Qing Yu Yingrui et al (023)
Improvement and Validation of Free Convection Heat Transfer Model for Tube Bundle in RELAP5
Xian Lin Jiang Guangming Li Jie et al (029)
Investigation on Nonuniformity of Heat Transfer in Triangular Subchannels of Supercritical Water Cooled Reactor
Wang Weishu Hou Yanliang Xu Weihui et al (033)
Dynamic Analysis of Fuel Assembly for Accident Condition Based on ANSYS
Qi Huanhuan Wu Wanjun Shen Pingchuan et al (040)
A Papid Method for Detecting Damaged Fuel in Research Reactors
Reserach of Bonded Technology of Strain Gage for Fuel Assembly Model Guide Tube
Determination of Fissile Nuclide <sup>235</sup> U Content in Re-Irradiated Spent Fuel Assemble with Nondestructive Assay
Denoising Method and Prediction Technology of Nuclear Island Foundation Settlement
Study on Application of Fatigue Strength Reduction Factor and Stress Concentration Factor in
Fatigue Analysis of Screw Threads
Analysis for Fluid Pressure Fluctuation of Core Barrel Surface Based on Experimental Data
Numerical Simulation of Nuclear Secondary Bellows Globe Valve under Transient Thermal Shock
Research on Multiple Source Data Fusion Method
Li Hongwei Liu Zhaodong Min Yuansheng et al (077)
Research on Digital Upgrade Verification Platform Scheme for Simulation Control System of Daya Bay
Nuclear Power Station
Research on Periodical T2 Test for Reactor Protection System  Thought Liounding Thought Viv. Thou Con et al. (096)
Zhang Liangliang Zhang Yu Zhou Can et al (086)
Nuclear Power Plant Pressurizer Pressure Control Based on Endocrine Fractional Order PID Controller
Qian Hong Zheng Zibin Zheng Miao et al (090)
Common Cause Failure of Digital Safety Level DCS Emergency Shutdown System  Ma Over Lya Oi Sang Viceming et al. (005)
Study on Key Techniques and Framework of Probabilistic Safety Assessment in Xi'an Pulsed Reactor  Wang Baosheng Tang Xiuhuan Shen Zhiyuan et al. (100)

Development of Key Equipment for In-Plant Spent Fuel Unloading from Cask
Design and Verification of Acoustic Leak Monitoring System for Nuclear Power Plants
Zhou Zhengping (110)
Quantitative Analysis on Uniformity of Inflow of Fan Coil Unit in Containment Cooling System
Development of Performance Test System for MSIV Solenoid Valves in Nuclear Power Plants
Feasibility Analysis and Optimization for Turbo-Generator Rushing with Non-Nuclear Steam in
Fuqing Nuclear Power Plant
Application of GMAW Automatic Welding Process in Nuclear Power Plants with Steel Containment Vessel
Liu Fei Tang Shi (128)
Analysis and Research on Rotor Dynamic Characteristics of Nuclear Power Plant Reactor Coolant Pump
under Reverse Flow Condition
Analysis of Development Difficulty for Main Steam Isolation Valves of Nuclear Power Plants  Viong Dergaing, He Zhangu, Li Shirin et al. (128)
Study on Quantitative Evaluation of Nuclear Facility Decommissioning Program Based on Analytic Hierarchy Process  Zhang Yongling Zhao Wan Zhang Hangzhou et al (143)
Study on Load Limit of Gripping Components in Irradiation Specimen Handling Tool for Nuclear Power Plants
Liu Huifang Yuan Zhanhang (147)
Study on Pump Induced Vibration Acoustics of Reactors
Safety Analysis for Reactor Scram Subsystem Based on Multiple Methods
Liu Hua Han Wenxing Yang Xiaohua et al (156)
Study on Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> Nanofluid Critical Heat Flux Mechanism Model: Physics Models
He Xiaoqiang Yu Hongxing Jiang Guangming (162)
Validation of Neutronic Code SARCS-4 by Mock-up Critical Physics Experiments
Li Mancang Chen Zhang Yao Dong et al (166)
Software Development of Loose Parts Monitoring System Based on Localized PXI Control Modules
Li Xiang Jian Jie Li Hai et al (171)
Development of Fault Detection Instrument for Control Rod Drive Mechanism of Nuclear Reactors
Study on Neutron Noise Characteristics of PWR Nuclear Power Plants Based on Power Density Spectrum
Analysis and Diagnosis of Problem of Larger Amplitude with Core Barrel Beam Mode in a Nuclear Power Plant
Luo Ting Liu Caixue Hu Jianrong et al (184)