

# 基于 FSS 对二次侧非能动余热排出系统的验证

刘金超<sup>1</sup>, 王童生<sup>1</sup>, 林耀祖<sup>1</sup>, 张恒<sup>2</sup>, 沙睿<sup>3,✉</sup>

(1. 中广核(北京)仿真技术有限公司, 广东深圳 518031; 2. 重庆邮电大学 计算机科学与技术学院, 重庆 400065;  
3. 中国核能行业协会, 北京 100048)

**摘要:** [目的]作为应对全厂断电事故(SBO)所做的重要设计改进项,二次侧非能动余热排出系统(ASP)基于蒸汽发生器(SG)的二次侧闭式自然循环,在全部补水丧失的情况下,可以有效导出堆芯余热。[方法]基于全范围模拟机 Full Scope Simulator(简称 FSS),在模拟机平台引入 SBO+SBO 柴油机失效+ASG 气动泵失效事故工况,通过仿真模拟的方式,验证 ASP 系统对机组一、二回路的影响。[结果]仿真结果表明:ASP 系统投运后,堆芯余热被有效导出,运行 4 h 后,SG 内水位可恢复至 8.6 m,SG 内压力降至 1.2 MPa(a),堆芯出口温度降至约为 209 °C,堆芯饱和温度裕度大于 20 °C,堆芯不存在融毁风险,事故处于可控状态。[结论]ASP 系统满足设计工况需求,可实现堆芯余热的长期有效导出。

**关键词:** 核电厂; 全厂断电事故; 蒸汽发生器; 全范围模拟机; FSS; 二次侧非能动余热排出系统; ASP; 仿真验证

中图分类号: TL4; TL732

文献标志码: A

文章编号: 2095-8676(2022)02-0095-06

开放科学(资源服务)二维码:



## Verification of Advanced Secondary Passive Residual Heat Removal System Based on Full-Scope Simulator

LIU Jinchao<sup>1</sup>, WANG Tongsheng<sup>1</sup>, LIN Yaozu<sup>1</sup>, ZHANG Heng<sup>2</sup>, SHA Rui<sup>3,✉</sup>

(1. China Nuclear Power (Beijing) Simulation Technology Co., Ltd., Shenzhen 518031, Guangdong, China; 2. School of Computer Science and Technology, Chongqing University of Post and Telecommunications, Chongqing 400065, China;  
3. China Nuclear Energy Association, Beijing 100048, China)

**Abstract:** [Introduction] As an important design improvement to cope with the station black out (SBO) accident, the advanced secondary passive residual heat removal (ASP) system is based on the closed natural circulation of secondary side of the steam generator (SG), can effectively remove the residual heat of the reactor core in the case of total loss of feedwater. [Method] Based on Full-scope Simulator (FSS), the paper introduced the SBO superimposed SBO diesel engine failure and ASG pneumatic pump failure accident conditions on the simulator platform, and verify the influence of the ASP system for the primary and secondary loops of nuclear plants in accident conditions by using the simulation method. [Result] The simulation results we obtained demonstrate that after the ASP system was put into operation, the residual heat of the core was effectively removed. After 4 hours, the water level of the SG recover to 8.6 m, the pressure of the SG dropped to 1.2 MPa (a), the core outlet temperature dropped to about 209 °C, and the margin of core saturation temperature is greater than 20 °C, there is no risk of meltdown of the core, and the accident is in a controllable state. [Conclusion] The ASP system meets the requirements of the design conditions, and can realize the long-term and effective removal of the residual heat of the reactor core.

**Key words:** nuclear plants; SBO; SG; full scope simulator; FSS; advanced secondary passive residual heat removal system; ASP; simulation verification

2095-8676 © 2022 Energy China GEDI. Publishing services by Energy Observer Magazine Co., Ltd. on behalf of Energy China GEDI. This is an open access article under the CC BY-NC license (<https://creativecommons.org/licenses/by-nc/4.0/>).

收稿日期: 2022-03-08 修回日期: 2022-05-05

基金项目: 国家自然科学基金资助项目“基于多传感成像的 EAST 托卡马克上光学等离子体边界实时重建研究”(12005030)

核电厂是和平利用原子能的大型能源工业设施,因其发电高效、成本低且无空气污染等原因被很多国家所应用。核安全是政府、社会和核能界高度关注的问题,这就使核电厂的安全性至关重要。这种绝对安全性的要求贯穿于核电厂的规划、设计、建设、调试以及运行的全过程。

全范围模拟机(简称 FSS)是以真实机组数据为参照,其仿真精度满足以下条件:

#### 1) 25%~100% 负荷之间:

对于主要变量,在任意时刻,模型的计算值与参考值之间的偏差应不超过参考值的 $\pm 1\%$ 。

对于要求无死区并跟随设定点变化的一些值,在任意时刻,设定值与模型计算值之间的偏差应不超过设定值的 $\pm 0.5\%$ 。

#### 2) 0~25% 负荷之间:

在 0 负荷时(冷停堆及热停堆),主要变量的精度应是参考值的 $\pm 2\%$ ,在 0~25% 负荷之间具有线性关系。对于在 0~25% 负荷之间要求无死区并跟随设定点变化的一些值,其精度应为相应负荷下的设定值的 $\pm 1\%$ 。

3) 在模拟机连续运行 24 h 期间,主要变量的偏差应不超过允差要求。

4) 对于辅助变量,在 25%~100% 负荷之间,其精度应是参考值的 $\pm 3\%$ ,在 0~25% 负荷之间,其精度应是参考值的 $\pm 5\%$ 。

可见 FSS 可以对实际机组的各个系统实现真实的仿真模拟,其对核电厂设计优化以及工程验证等是一个重要的验证手段<sup>[1]</sup>。包括对仪控设计图纸的验证,对实际机组 DCS 调节系统的控制验证,对主控室人机接口的设计验证,再到对工艺系统的设计改进和新研发堆型的总体运行研究的设计验证,以及对核电厂运行与调试规程的验证,使得模拟机在多个领域可以进行设计验证<sup>[2-4]</sup>。

作为应对全厂断电事故(SBO)所做的重要改进项,二次侧非能动余热排出(ASP)系统基于蒸汽发生器(SG)的二次侧闭式自然循环原理,在缺少外部电源的情况下,可以导出堆芯余热<sup>[5]</sup>。本文基于国内某三代核电机组 FSS,以仿真手段验证 ASP 系统在 SBO 事故工况下是否满足设计需求。

## 1 FSS 仿真系统软件

仿真软件系统是模拟机系统运行的关键和开发

的重点。FSS 仿真系统软件主要是由仿真平台软件和虚拟 DCS 系统构成的多层次和相互有机联系的大型实时软件体系。

### 1.1 仿真平台软件

核电仿真平台是模拟机开发、运行和维护的软件基础。其作为模拟机的底层操作系统,应具有一体化建模和在线建模功能,能够提供图形化建模环境、高精度建模工具以及高性能计算算法,包含模拟机运行、维护和测试、数据库管理、配置控制、培训记录编制管理所需的各种软件。

仿真平台软件的结构如图 1 所示:

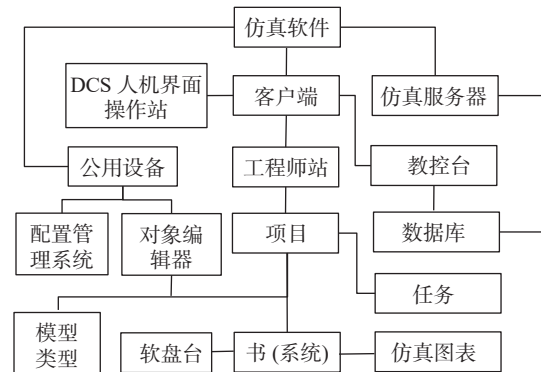


图 1 仿真平台软件

Fig. 1 Simulation platform software structure

仿真平台软件具有以下优点<sup>[6]</sup>:

- 1) 具有较强的实时性,支持在线建模与修改,修改模型不需要进行任何编译。
- 2) 图形化功能强,面向对象,快速、有效、高效的平台,建模、测试无需编程知识。
- 3) 工具齐全,所有建模工具软件、控制台软件与仿真平台一体化集成。
- 4) 易于与第三方软件、硬件系统、I/O 系统和盘台集成。
- 5) 易开发、易于扩展,可根据需要随时增加模型对象和建模工具。
- 6) DCS 和逻辑系统可通过翻译、模拟、虚拟等各种方式仿真和集成。
- 7) 提供所有模拟机所需要的仿真功能。

### 1.2 FSS 虚拟 DCS 系统结构<sup>[7]</sup>:

1) Level 0 为工艺系统接口层,主要功能为:实时对工艺系统与设备运行参数进行监测,根据 DCS 系统的控制信号对工艺过程进行控制。

2) Level 1 为自动控制与保护层,主要功能为:

完成数据采集与预处理、保护控制运算、逻辑处理和通信等。

3) Level 2 为操作与信息管理层,主要功能为:支持和诊断各类工艺信息以及对记录操作员的动作,以及通过操作设备对机组进行控制等。

4) Level 3 为全厂信息管理层,主要功能为:对整个电厂信息进行综合处理,以及响应核应急。

## 2 二次侧非能动余热排出系统工艺描述

核电厂带功率运行工况下的完全丧失给水事故是指正常给水系统失效,且启动和停堆给水系统与应急给水系统(ASG)未能启动或在运行中失效的运行事故。完全丧失给水事故发生后,二回路的热阱功能完全失效,蒸汽发生器(SG)的导热能力将急剧下降,会导致反应堆冷却剂系统不正常地快速升温、升压,给反应堆带来极大的安全隐患<sup>[8]</sup>。

ASP 系统主要执行该类事故情况下的导热功能。应对的工况为全场断电事故(SBO)+SBO 柴油机失效+ASG 气动泵失效的事故工况。

这些工况主要包括:

- 丧失全部给水;
- SBO 叠加 SBO 柴油机失效;
- 其他需要 ASG 启动的事故叠加 ASG 失效。

ASP 系统启动条件为:3 台 SG 宽量程水位同时低于 20% 叠加 2 列 ASG 系统流量低持续 60 s。在设计工况下,系统能够带走一回路热量,确保最终热阱不会失效,防止堆芯熔毁。

ASP 系统分为 3 列,每列对应一台 SG。每列应在二次侧 8.6 MPa(a) 的饱和蒸汽条件下导出至少 20 MW 的热量。每列包括 1 个入口调节阀、2 个隔离阀和 1 个冷凝器。每列中的阀门需要依次开启,以缓解启动瞬态的影响。冷凝器浸泡于水箱中,水箱的作用是接收冷凝器传出的热量,并通过水箱存水的蒸发或沸腾等方式将热量排向大气。3 列 ASP 换热器共用一个冷却水箱,水箱位于反应堆厂房的外壁,冷却水箱的水装量可满足事故发生后 72 h 内对一回路热量有效排出的设计需求。

ASP 系统的冷热芯高度差需满足工艺要求,饱和蒸汽入口管线应保持连续上行布置,自然循环回路的最高点位于冷凝器入口前的蒸汽管线上。为利于系统的稳定运行,冷凝回流管线按照先下行布置

后上行布置的方式,最低点应低于回流管线进入 SG 管嘴位置,以使整个回流管线成 U 型结构布置,确保回流管线中形成水柱<sup>[9]</sup>。

ASP 系统如图 2 所示:

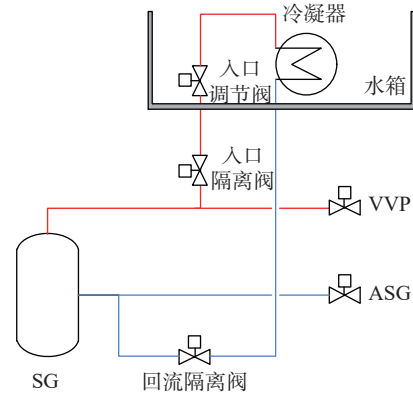


图 2 ASP 系统示意图

Fig. 2 ASP System diagram

## 3 仿真验证与分析

### 3.1 初始状态

模拟机在 100% 功率下稳定运行,所有系统运行参数正常,各有关控制和调节系统,诸如功率调节、稳压器压力和液位调节等系统均处于自动状态,安全注入等保护系统则处于相应的在线状态。

### 3.2 仿真验证及分析

通过模拟机控制台引入全场断电事故(SBO)+SBO 柴油机失效+ASG 失效事故工况。事故工况触发后,控制棒失电落入堆芯,将会导致反应堆紧急停堆,汽轮机跳闸。

事故工况触发后,ASP 系统的主要参数和一、二回路的主要参数随时间变化趋势如图 3~图 9。

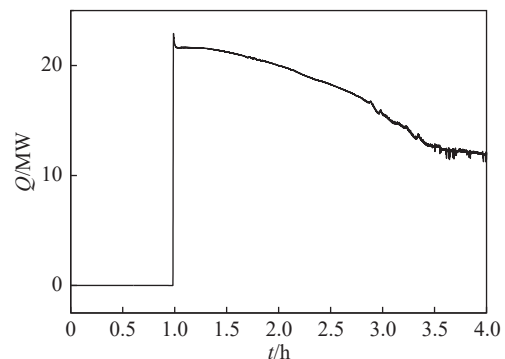


图 3 ASP 系统冷凝器换热功率

Fig. 3 Heat exchange power of condenser

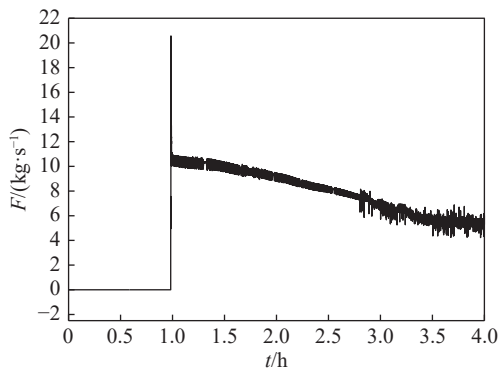


图4 ASP系统自然循环流量

Fig. 4 Flow rate of ASP system

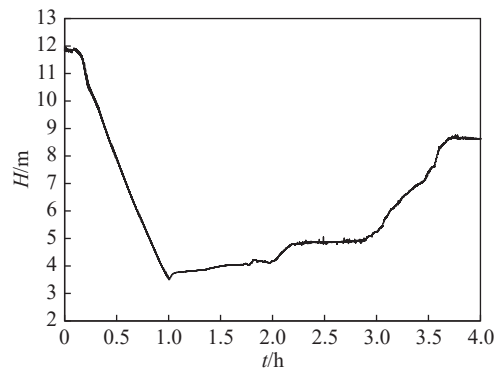


图7 SG水位

Fig. 7 Water level of steam generator

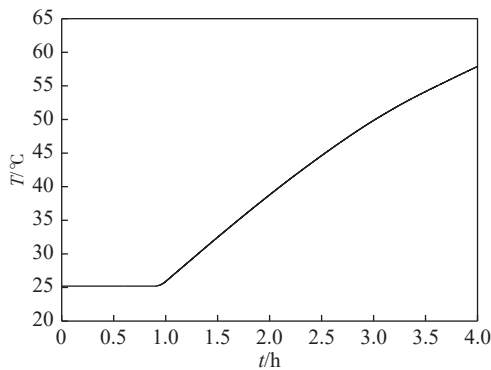


图5 ASP系统冷却水箱温度

Fig. 5 Temperature of cooling water tank

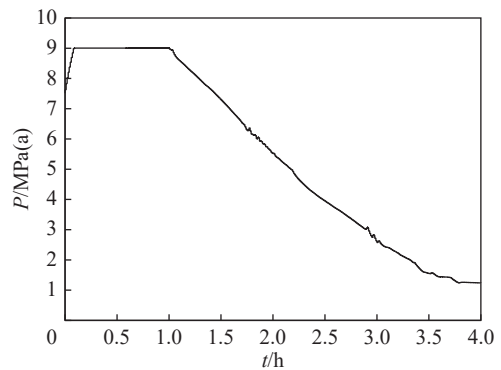


图8 SG二次侧压力

Fig. 8 Pressure of steam generator

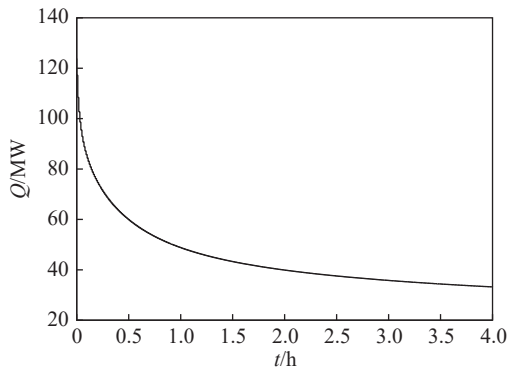


图6 核功率

Fig. 6 Nuclear power

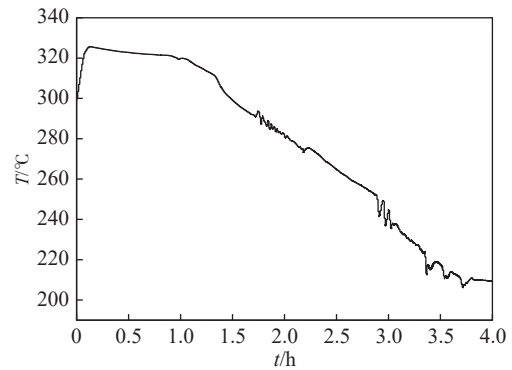


图9 堆芯出口温度

Fig. 9 Temperature of core outlet

由以上各图中可以看出,在事故初始阶段,在ASP系统未达到启动条件时,二回路压力升高后,通过大气释放阀(VDA)的调节开启带走一回路的衰变热,SG二次侧压力维持在VDA整定值附近,堆芯出口温度维持在较为平稳的水平。但由于ASP补水丧失,SG内产生的蒸汽通过VDA不断排放至大气,SG内水位不断下降,存在换热管裸露,SG烧

干的重大风险。

当事故发生约1h后,ASP系统触发启动条件自动投运,SG内产生的饱和蒸汽开始进入ASP冷凝器进行冷凝,冷凝水在重力的作用下又回流至SG内,在这个过程中,热量传递至冷却水箱,SG二次侧自然循环建立,冷却剂被SG冷却后,冷热段形成温差,利于一回路自然循环的建立。初始单列冷凝器的换

热功率约为 20 MW, 自然循环流量约为 10 kg/s, 同时期堆芯核功率约为 50 MW, 3 列冷却环路的运行完全可以导出堆芯余热。随着核功率的下降以及冷水水箱水温的升高, 冷凝器的换热功率和自然循环流量逐渐降低。随着饱和蒸汽被逐渐冷凝回流, SG 内水位逐渐升高, 运行 4 h 后, SG 内水位可恢复至 8.6 m, 蒸汽发生器传热管始终处于部分淹没状态。随着冷却的不断进行, SG 内压力逐渐降低, VDA 阀门关闭, 运行 4 h 后 SG 内压力可降至 1.2 MPa。由于堆芯余热被有效排出, 堆芯出口温度开始逐渐降低, 4 h 后, 堆芯出口温度降至约为 209 °C, 堆芯饱和温度裕度大于 20 °C, 堆芯不存在熔毁风险。由于 ASP 系统的投运, 整个 SBO 事故处于可控状态。

#### 4 结论

ASP 系统的相关验证工作已经进行很多<sup>[10-12]</sup>, 但从机组全系统的角度尚缺少相关研究。全范围模拟机可以真实地反映核电厂各个系统在事故下的实时动作, 对事故工况下的系统性能验证以及设计优化验证是一个行之有效的重要手段<sup>[13-15]</sup>。

本文基于全范围模拟机平台, 对 ASP 系统设计功能进行了仿真验证, 给出了机组在全厂断电 SBO+SBO 柴油机失效+ASG 气动泵失效事故工况下, ASP 系统的投运前后, 一、二回路的压力、温度和 SG 水位的变化趋势。验证了 ASP 系统设计功能的有效性, 其在 SBO 事故工况下, 可以高效地导出堆芯余热, 使事故处于可控状态, 保证反应堆的安全。

#### 参考文献:

- [1] 张立群, 张玉峰, 王少华, 等. 基于工程仿真机的设计验证管理方法研究 [J]. *仪器仪表用户*, 2021, 28(7): 49-52. DOI: 10.3969/j.issn.1671-1041.2021.07.013.  
ZHANG L Q, ZHANG Y F, WANG S H, et al. Validation and verification management method of nuclear power plant full engineering simulator [J]. *Instrumentation*, 2021, 28(7): 49-52. DOI: 10.3969/j.issn.1671-1041.2021.07.013.
- [2] 曲伟. 核电站仿真机在首堆建设中的作用 [J]. *仪器仪表用户*, 2019, 26(9): 64-66. DOI: 10.3969/j.issn.1671-1041.2019.09.018.  
QU W. The role of nuclear power plant simulator in the first unit construction [J]. *Instrumentation*, 2019, 26(9): 64-66. DOI: 10.3969/j.issn.1671-1041.2019.09.018.
- [3] 刘宇穗. 新型核电机组启停及给水系统控制策略 [J]. *南方能源建设*, 2020, 7(2): 127-131. DOI: 10.16516/j.gedi.issn2095-8676.2020.02.019.
- LIU Y S. Control strategy of start/stop and feed water system of new type nuclear power plant [J]. *Southern Energy Construction*, 2020, 7(2): 127-131. DOI: 10.16516/j.gedi.issn2095-8676.2020.02.019.
- [4] 许文朝, 姜夏岚, 秦治国. 全范围模拟机对核电站控制优化前的验证与预演 [J]. *系统仿真和技术*, 2020, 16(2): 118-122. DOI: 10.16812/j.cnki.cn31-1945.2020.02.011.  
XU W C, JIANG X L, QIN Z G. Verification and rehearsal before control optimization of nuclear power plant based on FSS [J]. *System Simulation Technology*, 2020, 16(2): 118-122. DOI: 10.16812/j.cnki.cn31-1945.2020.02.011.
- [5] 李亮国, 苏前华, 郝陈玉, 等. 二次侧非能动余热排出系统运行及换热特性研究 [J]. *核科学与工程*, 2020, 40(4): 532-539. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2020.04.003.  
LI L G, SU Q H, HAO C Y, et al. Investigation on operation and heat transfer performance of advanced secondary passive residual heat removal system [J]. *Nuclear Science Engineering*, 2020, 40(4): 532-539. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2020.04.003.
- [6] 章旋, 茆荣, 曹建亭. 核电站全范围模拟机关键技术探讨 [J]. *热力发电*, 2011, 40(1): 16-18. DOI: 10.3969/j.issn.1002-3364.2011.01.016.  
ZHANG X, MAO R, CAO J T. An approach to the key technologies of full scale simulator in nuclear power plant [J]. *Thermal Power Generation*, 2011, 40(1): 16-18. DOI: 10.3969/j.issn.1002-3364.2011.01.016.
- [7] 张登超, 高连国, 方国辉. 核电厂数字化仪控系统全范围模拟机仿真方式研究及应用 [J]. *自动化博览*, 2020(7): 52-56.  
ZHANG D C, GAO L G, FANG G H. Research and application on simulation modes of nuclear full scope simulator for nuclear power plant digital control system [J]. *Automation Panorama*, 2020(7): 52-56.
- [8] 李峰, 刘昌文, 吴清, 等. 华龙一号二次侧非能动余热排出系统功能论证 [J]. *核动力工程*, 2019, 40(增刊1): 28-31. DOI: 10.13832/j.jnpe.2019.S1.0028.  
LI F, LIU C W, WU Q, et al. Demonstration of passive residual heat removal system on HPR1000 secondary side [J]. *Nuclear Power Engineering*, 2019, 40(supp. 1): 28-31. DOI: 10.13832/j.jnpe.2019.S1.0028.
- [9] 熊万玉, 宫厚军, 郝昭, 等. RELAP5程序应用于二次侧非能动余热排出系统设计的初步评价 [J]. *核动力工程*, 2015, 36(2): 143-146. DOI: 10.13832/j.jnpe.2015.02.0143.  
XIONG W Y, GONG H J, XI Z, et al. Preliminary evaluation of RELAP5 for design of secondary side passive residual heat removal system [J]. *Nuclear Power Engineering*, 2015, 36(2): 143-146. DOI: 10.13832/j.jnpe.2015.02.0143.
- [10] 徐海岩, 吴小航, 卢冬华, 等. 二次侧非能动余热排出系统传热

- 能力试验研究 [J]. *原子能科学技术*, 2018, 52(3): 447-452. DOI: 10.7538/yzk.2017.youxian.0304.
- XU H Y, WU X H, LU D H, et al. Test study on heat transfer capability of advanced secondary side passive residual heat removal system [J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2018, 52(3): 447-452. DOI: 10.7538/yzk.2017.youxian.0304.
- [11] 李亮国, 傅孝良, 文青龙, 等. 多系统耦合下自然循环特性试验研究与计算分析 [J]. *核科学与工程*, 2018, 38(3): 403-410. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2018.03.010.
- LI L G, FU X L, WEN Q L, et al. Experimental and numerical investigation of natural circulation characteristics of multi-coupled systems [J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2018, 38(3): 403-410. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2018.03.010.
- [12] 王冠一, 陈宝龙, 吴鹏, 等. 基于全范围模拟机对压水堆MSLB叠加SGTR事故分析 [J]. *核科学与工程*, 2019, 39(4): 613-618. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2019.04.018.
- WANG G Y, CHEN B L, WU P, et al. Analysis of pressurized water reactor's MSLB with SGTR based on full-scope simulator [J]. *Nuclear Science Engineering*, 2019, 39(4): 613-618. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2019.04.018.
- [13] 于承鑫, 郑伟. SBO+MBLOCA事故演习序列应用的仿真研究 [J]. *计算机仿真*, 2021, 38(1): 446-450.
- YU C X, ZHENG W. The simulation research on the application of SBO+MBLOCA accident drill sequence [J]. *Computer Simulation*, 2021, 38(1): 446-450.
- [14] 姜夏岚, 李辉, 秦治国. ACPR1000主回路与稳压器硼浓度差分析 [J]. *核动力工程*, 2020, 41(5): 110-115. DOI: 10.13832/j.jnpe.2020.05.0110.
- JIANG X L, LI H, QIN Z G. Simulation analysis of boron concentration difference between primary circuit and pressurizer of ACPR1000 [J]. *Nuclear Power Engineering*, 2020, 41(5): 110-115. DOI: 10.13832/j.jnpe.2020.05.0110.
- [15] 王剑. ATWT在CP600全范围模拟机中的实现及其改进建议 [J]. *科技视界*, 2018(3): 136-137. DOI: 10.3969/j.issn.2095-2457.2018.03.054.
- WANG J. Realization of ATWT in CP600 full range simulator and suggestions for improvement [J]. *Science & Technology Vision*, 2018(3): 136-137. DOI: 10.3969/j.issn.2095-2457.2018.03.054.

#### 作者简介:



刘金超

**刘金超** (第一作者)

1986-, 男, 天津市人, 工程师, 硕士, 主要研究领域为核电厂全范围模拟机开发工作 (e-mail) liujinchao@cgnpc.com.cn。

**王童生**

1980-, 男, 河北廊坊人, 高级工程师, 西安电子科技大学自动化专业, 主要研究领域为核电 DCS 项目管理及仿真技术研发 (e-mail) wangtongsheng@cgnpc.com.cn。

**林耀祖**

1986-, 男, 湖北黄冈人, 学士, 工程师, 主要研究领域为核电厂运行及测试 (e-mail) linyaozu@cgnpc.com.cn。

**张恒**

1988-, 男, 湖南常德人, 副教授, 博士, 主要研究方向为大数据人工智能, 计算机视觉, 计算机成像 (e-mail) zhangheng@cqupt.edu.cn。

**沙睿** (通信作者)

1974-, 男, 辽宁鞍山人, 硕士, 高级工程师, 主要研究领域为核能数字化转型及网络安全 (e-mail) sha-r@org-enea.cn。

(责任编辑 李辉)

## 广 告

建造“人造太阳”, 点亮万家灯火-----	封一
“可控核聚变电力工程技术专题”联合特约主编介绍-----	封二
辽宁红沿河核电项目介绍-----	p137
广东太平岭核电项目介绍-----	p138
中国科学院合肥物质科学研究院等离子体物理研究所-----	封三
中国能源建设集团广东省电力设计研究院有限公司-----	封四