

DOI:10.19431/j.cnki.1673-0062.2018.06.002

ACP100S 浮动核电站核蒸汽供应系统控制系统 分析与仿真研究

陈 智^{1,2}, 廖龙涛¹, 张 英¹, 尤 恺¹, 肖 凯¹, 曾 未^{1,2}

(1. 中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室, 四川 成都 610213;
2. 国家能源海洋核动力平台技术研发(实验)中心, 四川 成都 610213)

摘 要: 作为核能在海上应用的新的方式, 浮动核电站为在不同区域灵活部署和利用核能创造了条件. 该研究从 ACP100S 浮动核电站使用要求、主要系统设备运行要求、机组配置要求及海洋环境要求等多方面开展了 ACP100S 核蒸汽供应系统的控制系统要求分析, 给出了控制系统方案. 以此为基础, 利用 RELAP 系统分析程序和控制系统仿真程序 MATLAB/SIMULINK, 开展了控制系统数值仿真分析工作. 仿真结果满足控制系统验收准则要求, 验证了控制系统设计的有效性.

关键词: 仿真; 核蒸汽供应系统; 控制系统; 浮动核电站

中图分类号: TL36 **文献标志码:** A **文章编号:** 1673-0062(2018)06-0009-06

The Analysis and Simulation Study of the Nuclear Steam Supply System Control System for the Floating Nuclear Power Plant ACP100S

CHEN Zhi^{1,2}, LIAO Longtao¹, ZHANG Ying¹, YOU Kai¹, XIAO Kai¹, ZENG Wei^{1,2}

(1. Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory,
Nuclear Power Institute of China, Chengdu, Sichuan 610213, China;
2. National Energy Marine Nuclear Platform Technology Research and
Development Center, Chengdu, Sichuan 610213, China)

Abstract: As a new way to apply nuclear energy in the sea, floating nuclear power plant (FNPP) creates conditions for flexible deployment and use of nuclear energy in different regions. In this paper, the requirement analysis and plan analysis of control systems for nuclear steam supply system of ACP100S are carried out in several aspects, including the characteristics of the use of the nuclear power plant, the operation of main systems and equipments, the configuration of the unit, and the characteristics of the marine environment,

收稿日期: 2018-09-10

作者简介: 陈 智(1974-), 男, 研究员级高级工程师, 博士, 主要从事核反应堆仪表与控制系统方面的研究. E-mail: chenzhinpic@126.com

etc. The scheme of the above control systems are put forward. On the basis of this, the numerical simulation analysis of the control system is carried out by using the system analysis program RELAP and the control system simulation program MATLAB/SIMULINK. The simulation results meet the requirements of the acceptance criteria of the control system and verify the effectiveness of the control system.

key words: simulation; nuclear steam supply system; control system; floating nuclear power plant

0 引言

浮动核电站是将核动力装置安装在海上平台上并提供能源的装置,浮动核电站能够同时提供电、热、淡水和高温蒸汽等多种产品,可满足区域供电、区域供热、海上石油开采、化工、极地或偏远地区、孤岛等的特殊能源需要,具有灵活性强、用途广泛的特征^[1-4]。

由于浮动核电站运行在海洋环境中,其相关系统运行和设备设计必须考虑海洋运行环境的影响,这就使得现有陆上核电站的核蒸汽供应系统(nuclear steam supply system, NSSS)的控制系统方案并不能完全满足浮动核电站的运行需求,有必要开展相关研究。因此本文以中国核工业集团有限公司自主研发的 ACP100S 浮动核电站 NSSS 系统为研究对象,对其控制要求进行了分析,给出了相关控制方案,并开展了仿真研究工作。

1 ACP100S 浮动核电站研发背景及其控制系统控制要求分析

1.1 ACP100S 研发背景

目前,仅仅依靠大型核电站的发展已经不能满足不同区域电力需求和非电需求。因此,越来越多的国家开始发展先进的小型 and 中型反应堆(small and medium reactor, SMR)以满足广泛的需求,并开展了研究工作^[5-7]。根据国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, IAEA)有关报告,在 6 个国家有 13 个 SMR 在建造,同时大约有 45 个革新型 SMR 正在开展研发工作。浮动核电站(floating nuclear power plant, FNPP)由于功率水平不大,也被列入了 SMR 的一种。

基于上述背景和中国国内的需求,中国核工业集团有限公司在 ACP100 小型堆^[8-9]技术成果基础上,研发了名为 ACP100S 的浮动核电站。

1.2 总体控制要求分析

根据 ACP100S 采用一体化反应堆,内置式直流蒸汽发生器并在海上运行等特点,ACP100S 核

蒸汽供应系统的控制系统应满足如下要求:

1) 基于 ACP100S 直流蒸汽发生器(once-through steam generator, OTSG)最低稳定运行功率的要求,ACP100S 反应堆功率控制和给水控制系统自动控制范围为 20% 满功率(full power, FP) ~ 100% FP。

2) 根据 ACP100S 稳态运行特性要求,在负荷跟踪时,控制系统应使反应堆冷却剂系统平均温度和二回路主蒸汽压力维持为一个定常数。在受到外部扰动时,控制系统应使核动力装置相关参数自动回到稳定的平衡状态。

3) 由于浮动核电站一般为海上油气开采供电,电网通常处于独立的孤岛状态,因此要求核动力装置能够有较好的负荷跟踪能力。控制系统应使得核动力装置承受如下负荷变化而不触发保护系统动作:负荷阶跃变化($\pm 10\%$ FP)、负荷线性变化($\pm 5\%$ FP/min)和甩负荷。

4) 浮动核电站可以采用单个反应堆或多个反应堆运行,以满足不同用户需求。在采用多个反应堆运行时,如果不同反应堆二回路系统间存在联合运行的工况,那么控制系统总体设计时需考虑设置协调控制系统,防止出现反应堆之间的“抢负荷”现象。

5) 考虑到海洋环境条件,控制系统及其设备在设计时应适应倾斜、摇摆、冲击、颠簸等海况条件(具体的数值应根据不同海域情况加以考虑)。同时还应该考虑盐雾、霉菌等的影响。

6) 由于海洋平台空间的限制,控制系统设备应尽量集成化、小型化。

2 NSSS 控制系统初步方案

2.1 反应堆平均温度控制系统

反应堆平均温度控制系统包括了两个控制通道,即温度控制通道和功率失配控制通道。反应堆参考平均温度和测量平均温度间的误差是反应堆平均温度控制系统的主控量,功率失配通道作为控制系统的前馈通道。由于 ACP100S 采用直流蒸

汽发生器,经过分析,将 OTSG 总的给水流量作为表征二回路负荷的信号.该信号和反应堆核功率信号进行比较,所得差值附加到温度误差信号上.

反应堆平均温度控制系统原理图见图 1 所示.

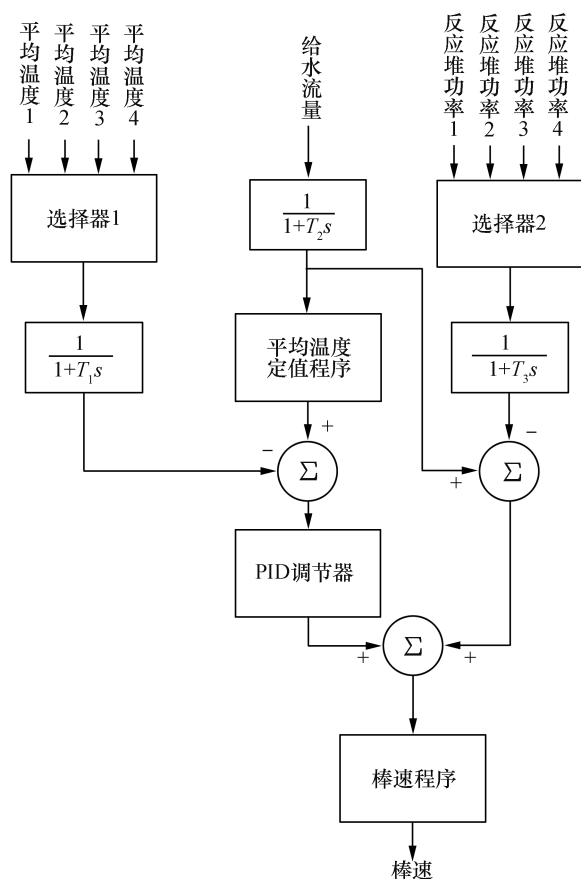


图 1 反应堆平均温度控制系统原理图

Fig.1 The schematic diagram of reactor average temperature control system

2.2 稳压器压力和水位控制系统

浮动核电站稳压器压力控制系统控制原理是将稳压器压力测量值和定值进行比较,若得到的误差超过阈值就触发相应的阀门和电加热器动作.稳压器水位控制系统控制原理是将稳压器水位测量值和定值进行比较,若得到的误差超过阈值就触发相应的阀门和泵动作.这两个系统控制原理相对简单,这里不再给出控制原理图.

2.3 蒸汽发生器给水控制系统

与一般核电站蒸汽发生器给水控制系统不同,由于采用直流蒸汽发生器,ACP100S 蒸汽发生器给水控制系统的功能是将蒸汽发生器 (steam

generator, SG) 二次侧蒸汽压力维持在一个定值上,并通过调节进入 OTSG 的给水流量使得给水流量和负荷需求相适应.该系统通过给水流量的控制和主给水泵转速控制相互配合最终实现蒸汽发生器的给水控制过程.给水流量控制通过蒸汽发生器压力信号、给水流量信号和蒸汽流量信号实现主给水阀的三冲量连续调节.

蒸汽发生器给水控制原理图如图 2 和图 3 所示.图 3 中的 ΔP 表示给水阀前后压差.

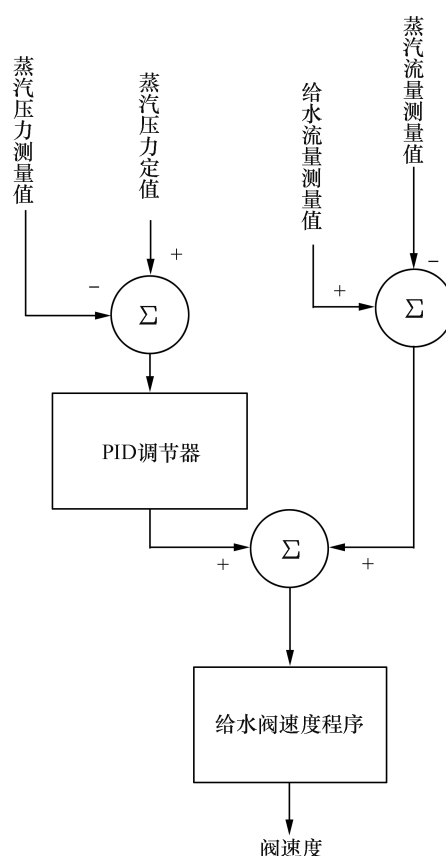


图 2 给水阀控制原理图

Fig.2 The schematic control diagram of feedwater valve

2.4 蒸汽排放控制系统

根据 ACP100S 浮动核电站二回路工艺系统及安全系统设置情况,蒸汽排放控制系统分为压力高排放通道和功率差排放通道.

当核功率在 20% FP ~ 100% FP 范围内,当汽机负荷出现大于 10% FP 的阶跃变化时,功率差排放控制通道根据核功率信号和给水流量信号的差值实施排放.蒸汽压力排放控制通道根据蒸汽压力测量信号与蒸汽压力高限设定值的偏差实施排

放.其控制原理图如图 4 所示.

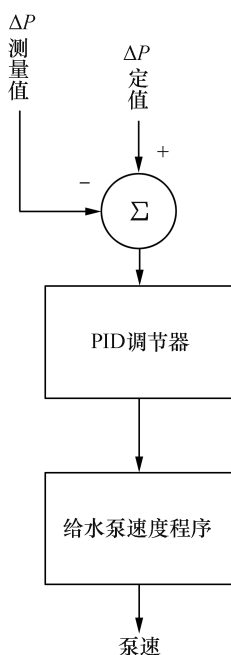


图 3 主给水泵转速控制原理图

Fig.3 The schematic diagram of feedwater pump speed control

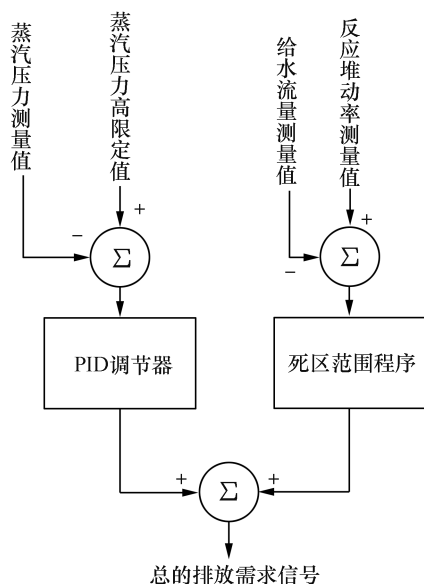


图 4 蒸汽排放控制系统原理图

Fig.4 The schematic diagram of steam dump control system

3 控制系统仿真研究

3.1 系统建模

采用数值仿真方式对 ACP100S 控制系统方

案进行验证和优化,被控对象建模采用系统分析程序 RELAP,控制系统建模采用 MATLAB/SIMULINK 程序.这两个程序之间的数据交换采用数据库进行.

被控对象中反应堆的建模包括反应堆压力容器下降段、下腔室、堆芯活性区、旁流通道、上腔室等区域.反应堆建模节点划分如图 5 所示.

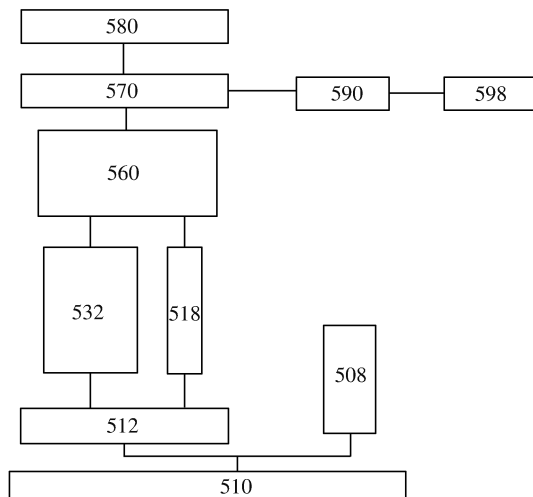


图 5 反应堆建模节点划分

Fig.5 The reactor modeling node partition

反应堆水力部分考虑从反应堆冷却剂泵流出的冷却剂经下降段(节点号 508)进入压力容器下封头(节点号 510),再经吊篮筒体区域(节点号 512)流向下一部分.此时将冷却剂的流向划分为两大部分,第一部分流向堆芯部分(节点号 532),第二部分流向吊篮筒体内表面与堆芯围板外表面之间环腔区域内(节点号 518),即旁流部分.认为堆芯部分只有一个通道,只是沿高度方向划分为三段.冷却剂在经过堆芯和旁流通道后重新汇集,再分别流经堆芯压紧组件和上升段部分(节点号 560)和吊篮组件上部出水孔段(节点号 570),进入压力容器上部腔室区(节点号 580)和直流蒸汽发生器(OTSG)一次侧进水口前端部分(节点号 590、598).

控制系统模型根据其控制原理图在 MATLAB/SIMULINK 中建立,因篇幅原因,这里不再给出建模示意图.

3.2 仿真验证

3.2.1 控制系统验收准则

根据 ACP100S 对控制系统的控制要求,控制系统至少需满足如下技术指标:

1) 反应堆平均温度控制系统稳态品质: 功率调节偏差 $\leq \pm 2\%$ 额定功率, 平均温度偏差 $\leq \pm 1.5\text{ }^{\circ}\text{C}$.

2) 蒸汽发生器给水控制系统: 蒸汽压力偏差 $\leq \pm 0.2\text{ MPa}$.

3) 在升负荷和降负荷过程中, 上述两个控制系统被控量的超调最大不超过 10%.

除满足上述技术指标外, 在正常瞬态工况中控制系统还必须满足如下验收准则: 除甩负荷工况外, 在瞬态过程中, 不容许蒸汽旁排阀动作; 不容许触发稳压器释放阀动作; 二回路参数品质满足用汽要求; 不容许触发反应堆保护动作.

以下以负荷阶跃变化工况和甩负荷工况为例来说明控制系统仿真结果.

3.2.2 负荷阶跃变化工况

负荷从 100%FP 阶跃变化至 90%FP 时, 相关参数的仿真曲线图见图 6(a) 至图 6(c).

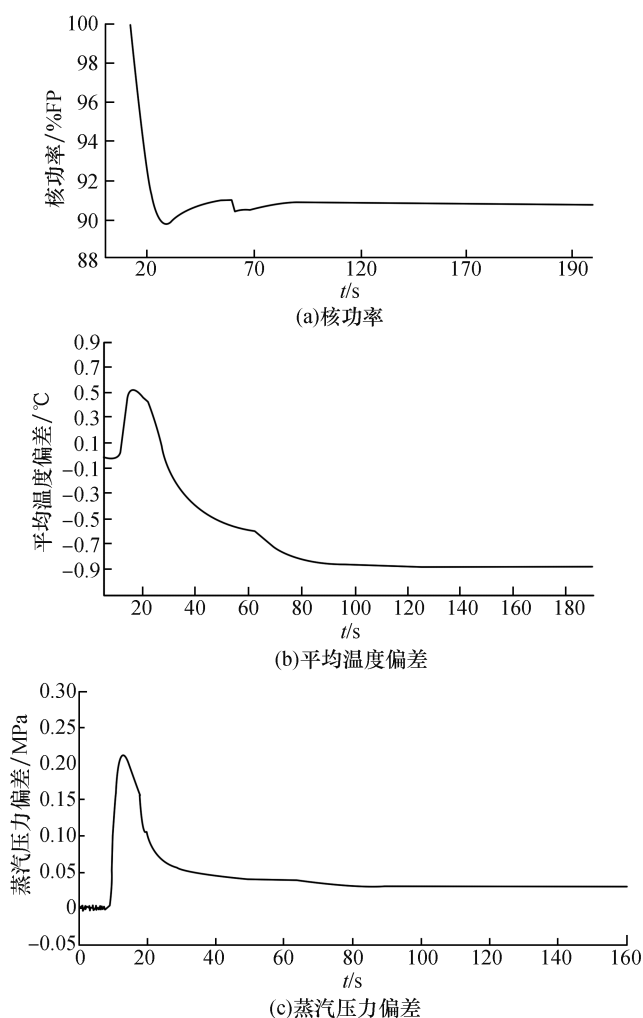


图 6 100%FP 阶跃至 90%FP 仿真结果

Fig.6 The simulation results of 100%FP step to 90%FP

负荷从 90%FP 阶跃变化至 100%FP 时, 相关参数的仿真曲线图见图 7(a) 至图 7(c).

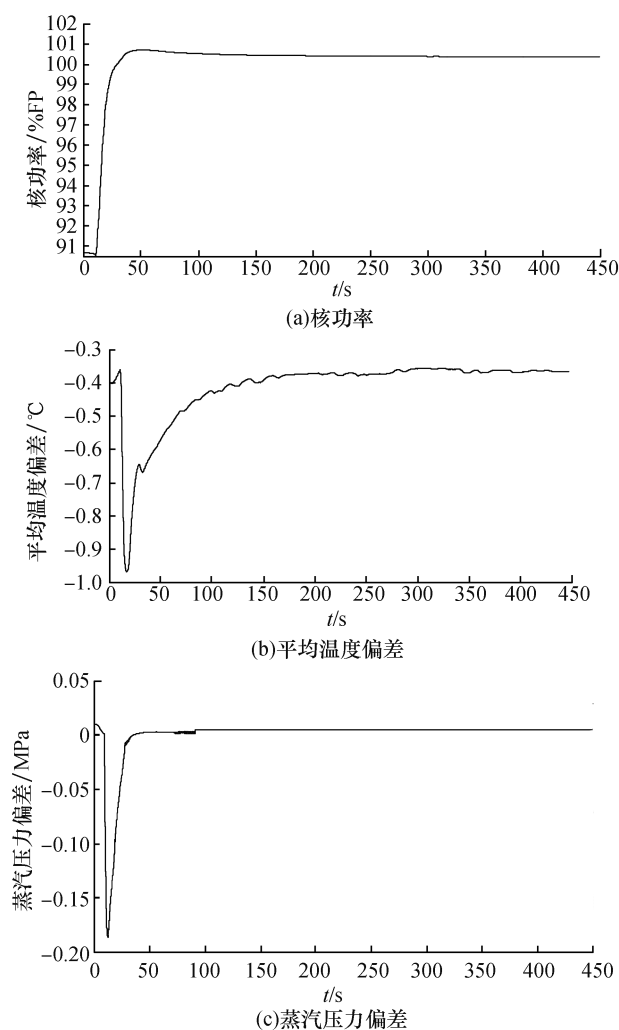


图 7 90%FP 阶跃至 100%FP 仿真结果

Fig.7 The simulation results of 90%FP step to 100%FP

从图 6(a) 至图 6(c) 的仿真结果可见, 在负荷阶跃下降的瞬态初期, 由于汽轮机进汽量的突然减少, 使得一回路和二回路之间的能量失去了平衡, 从而导致二回路蒸汽压力快速上升. 由于一回路惯性较大, 反应堆冷却剂平均温度略有上升. 随后, 在控制系统作用下, 反应堆功率开始下降, 一回路温度和压力随之下降. 随着反应堆功率的稳定, 一回路和二回路的温度和压力分别逐渐趋于稳定. 从图 7(a) 至图 7(c) 的仿真可见, 阶跃升负荷过程中相关参数的变化过程与之相反.

上述负荷阶跃变化工况下的仿真结果说明核动力装置主要参数瞬态及稳态指标满足该工况下的验收准则, 控制系统达到了预期的设计效果.

3.2.3 甩负荷工况

从 100%FP 甩负荷至 20%FP 时,相关参数的仿真曲线见图 8 所示。

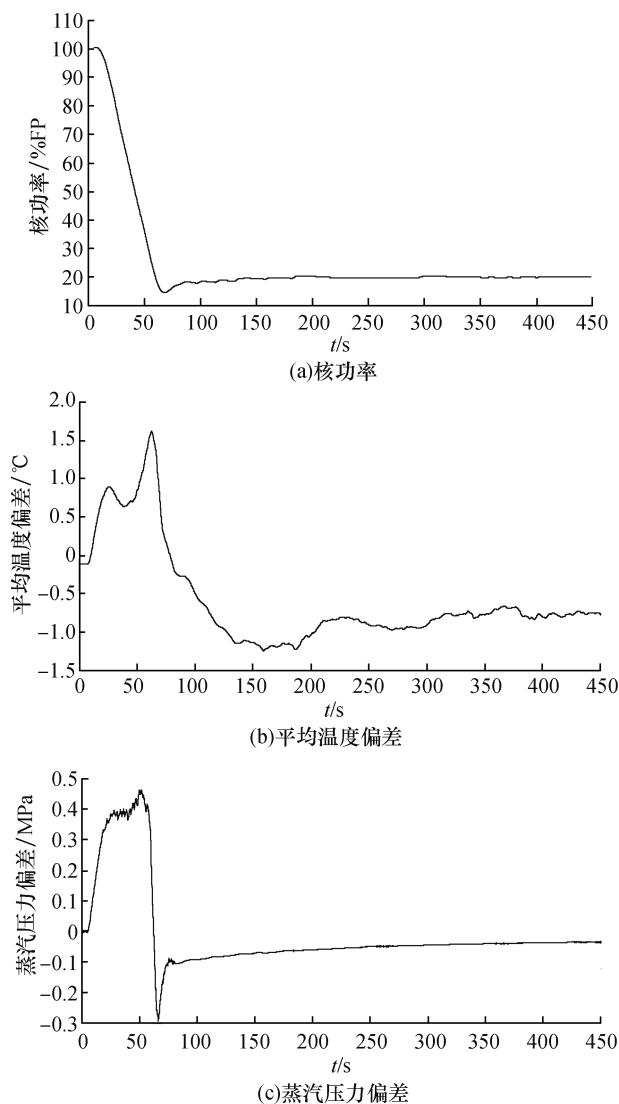


图 8 100%FP 甩负荷至 20%FP 仿真结果

Fig.8 The simulation results of houseload from 100%FP to 20%FP

从图 8 仿真结果可见:甩负荷瞬态开始时,汽轮机进汽阀快速关闭,蒸汽流量在非常短的时间内迅速减少.此时,无论是采用自动或手动定速降给水方式,在这么短的时间内给水流量控制系统均无法使给水流量和蒸汽流量匹配.这使得 OTSG 二次侧流体量迅速累积,同时从一次侧带走能量的能力也迅速降低,造成一回路和二回路温度和压力的较大变化.二回路蒸汽压力快速上升至排放定值,引发蒸汽排放,蒸汽压力的超调量随后达

到峰值.随着一回路和二回路控制系统的作用,反应堆功率下降,给水流量和蒸汽流量逐渐趋于平衡.在旁排阀关闭时虽然使蒸汽压力出现扰动,但总的趋势是渐渐回稳,并达到新的稳定运行工况.从图上可以看到,在这个瞬态过程中,相关参数的稳态误差和超调量均满足控制指标要求,说明了控制系统设计的有效性.

4 小 结

ACP100S 是中国核工业集团有限公司以陆上小堆技术为基础研发的可用于海上供能的浮动式核动力装置,本文从稳定运行功率范围、负荷跟踪要求、机组单双堆配置、海洋环境及运行空间等多方面对控制系统设计要求进行了分析,据此给出了 NSSS 控制系统的控制方案.通过仿真分析表明,控制系统方案满足相关验收准则要求,可作为 ACP100S 浮动核电站 NSSS 控制系统后续开展设计的基础.

参考文献:

- [1] 陈智,曾未,刘聪,等.浮动式核电站及其研发进展[J].科技视界,2015(21):338-339.
- [2] 王玮,刘聪,陈智,等.浮动式核电站载体初步技术方案研究[J].科技视界,2015(36):37-38.
- [3] 张延昌,景宝金,童波,等.浮动核电站载体平台安全性设计初探[J].船舶,2017(3):1-9.
- [4] YE X L, SUN H J, GAO S, et al. Turbine oil in service from deterioration from offshore floating nuclear power plant[J]. Nuclear science and technology, 2017, 5(4): 204-210.
- [5] 高颖贤,申亚欧,曾未.安注箱堆小型模块化压水堆 LOCA 的影响研究[J].核动力工程,2015, 36(6): 45-49.
- [6] 邱志方,邓坚,陈红霞,等.模块式小堆超压风险及设计优化研究[J].原子能科学技术,2016, 50(1): 113-117.
- [7] YIN S S, TIAN Y J, QIU S Z, et al. Accident process and core thermal response during a station blackout initiated study for small modular reactor[J]. Frontiers in energy research, 2018, 6(43): 1-5.
- [8] 曾未,宋丹戎,陈智,等.ACP100+失水事故应对策略研究[J].核动力工程,2017, 38(6): 72-75.
- [9] 汪量子,巨海涛,秦冬,等.模块式小型压水堆 ACP100 堆芯燃料管理策略研究[J].核动力工程,2018, 39(1): 157-160.

(责任编辑:扶文静)