

文章编号: 0258-0926(2017)05-0014-04; doi:10.13832/j.jnpe.2017.05.0014

换料水箱初始水温对非能动余热排出系统运行特性影响试验研究

黄志刚, 张 妍, 彭传新, 白雪松, 卓文彬, 闫 晓

中国核动力研究设计院中核核反应堆热工水力技术重点实验室, 成都, 610213

摘要: 通过试验对不同内置换料水箱初始水温条件下非能动余热排出系统 (PRHRS) 投入后堆芯进出口温度、一回路压力、PRHRS 自然循环流量和换热功率等试验数据进行了对比分析。试验结果表明: IRWST 初始水温较低时, 堆芯模拟体进出口水温和压力下降更快, PRHRS 热交换器 (HX) 出口温度低, PRHRS 自然循环流量变化趋势基本一致, 但换热功率更高。

关键词: 非能动余热排出系统 (PRHRS); 换料水箱初始水温; 模块式反应堆

中图分类号: TK124 文献标志码: A

Experimental Study of the Effect of Original IRWST Temperature on PRHRS Operation Characteristics

Huang Zhigang, Zhang Yan, Peng Chuanxin, Bai Xuesong, Zhuo Wenbin, Yan Xiao

CNNC Key Laboratory on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics Technology, Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610213, China

Abstract: The PRHRS operation characteristics have been experimentally studied under different initial IRWST temperature conditions. The experimental results are compared in this paper, such as core inlet/outlet temperature, system pressure, nature circulation flow rate of PRHRS, heat exchange power. The comparison of the experimental results showed that the lower initial IRWST temperature caused the core inlet/outlet temperature and system pressure drop faster, the PRHR HX outlet temperature is lower but the heat exchange power is higher, the trends of nature circulation flow rate of PRHRS is similar.

Key words: PRHRS, Initial IRWST Temperature, Modular reactor

0 引 言

模块化小型堆是具有第三代核能系统技术水平的多用途革新型反应堆, 采用了非能动的安全系统设计^[1-2], 满足事故发生后 72 h 内不需要人为干预仍能保证系统安全的要求。非能动余热排出系统 (PRHRS) 是模块化小型堆非能动安全系统的重要组成部分, 其主要功能是在全厂断电事故条件下以非能动方式导出堆芯的衰变热和系统储热。PRHRS 进口连接到压力容器上部蒸汽发生器外的死水区, 出口连接到压力容器泵入口接管处,

在入口管线安装有常开隔离阀, 在出口管线上安装有常关隔离阀, 在事故工况下达到相应的触发条件后常关隔离阀自动开启。非能动余热排出热交换器 (PRHR HX) 直接浸泡于内置换料水箱 (IRWST) 中, 热交换器中心比堆芯中心高约 7 m。在发生全厂断电事故后, PRHRS 依靠 HX 与堆芯间的高度差和流体密度差建立自然循环, 以非能动方式将热量导出到 IRWST。笔者在缩比的试验装置上通过试验, 研究不同 IRWST 初始水温对系统运行特性的影响。

收稿日期: 2016-10-08; 修回日期: 2017-05-19

作者简介: 黄志刚 (1986—), 男, 助理研究员, 主要从事反应堆热工水力研究

1 试验系统和试验方法

1.1 试验系统

试验在中核集团核反应堆热工水力技术重点实验室非能动安全系统综合试验装置上开展。该试验装置模拟热功率 310 MW 的一体化模块式小型堆设计；试验装置设计采用等温、等压、等高和实时的模拟方法^[3-5]，功率和容积模拟比例因子为 1/37.62。

试验系统主要由反应堆模拟体（包括堆芯模拟体、直流蒸汽发生器模拟体和压力容器模拟体等）、主泵、IRWST、PRHR HX、堆芯补水箱（CMT）、气动隔离阀、文丘里流量计等组成（图 1）。反应堆模拟体采用一体化设计，直流蒸汽发生器内置于压力容器（RPV）模拟体内。试验系统设计压力 17.2 MPa，设计温度 343 。

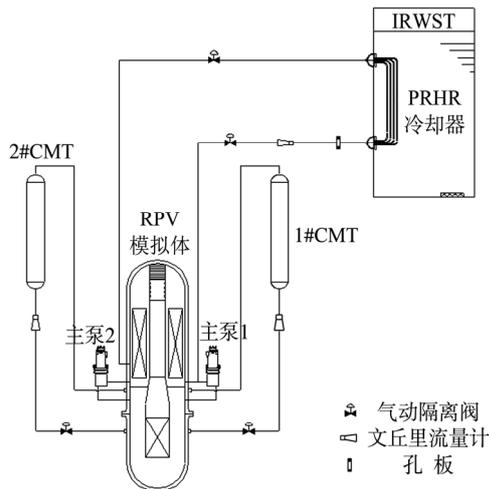


图 1 试验回路流程图

Fig. 1 Scheme of Experimental Loop

1.2 试验方法步骤

试验包括 2 个步骤：

(1) 建立初始稳态：将反应堆模拟体系统温度和压力参数调节到额定稳态值。系统压力为 15 MPa；堆芯模拟体进出口温度分别为 281 和 326.5 ；一回路系统流量为 24.4 t/h；堆芯功率水平为 20% 额定功率。调节 IRWST 初始水温，使达到试验要求的温度。

(2) 模拟全厂断电：在系统达到初始稳态要求的参数后启动模拟全厂断电的试验控制程序，按照全厂断电的事故序列要求停止一回路主泵，按照系统压力信号触发非能动余排系统管线隔离

阀开启，堆芯加热功率按照设定的衰变热曲线开始功率衰减；当系统压力降低到预定值后触发堆芯补水箱注入管线隔离阀开启，堆芯补水箱通过自然循环方式向堆芯补水。根据停堆后的衰变热曲线变化，在停堆后 1 s，堆芯衰变热功率约为 11% 额定功率，之后快速下降。本实验模拟全厂断电时功率从初始稳态值 20% 额定功率开始下降，能够完全模拟停堆后的功率变化。

在全厂断电后系统运行过程中，安全系统均以非能动方式运行，不进行任何的人为干预和补水等操作。

1.3 主要测量参数

试验过程中测量的参数主要有：堆芯模拟体进出口温度、反应堆系统压力、PRHR HX 进出口温度、PRHR 自然循环流量、IRWST 水温、IRWST 液位、堆芯模拟体加热功率等。

2 试验结果分析

本试验主要研究 IRWST 初始水温分别为 25（工况 1）和 60（工况 2）时 PRHR 的运行特性以及对反应堆模拟体温度和压力变化的影响。试验工况见表 1。

表 1 试验工况
Table 1 Test Condition

编号	IRWST 初始水温/	初始稳态功率水平/%	CMT 初始水温/
工况 1	25	20	50
工况 2	60	20	50

2.1 IRWST 初始水温对堆芯进出口温度的影响

工况 1 和工况 2 堆芯进、出口温度的对比如图 2 所示。由于工况 1 和工况 2 对应的初始状态一致，均为 20% 额定功率状态，所以 2 个工况对应的堆芯进出口温度初始值一致。PRHR 投入后通过自然循环的方式将堆芯衰变热和系统储热导出到 IRWST，堆芯进出口温度开始下降；工况 1 对应的堆芯进出口温度相比于工况 2 下降更快，CMT 触发投入所需的时间更短，CMT 投入后通过自然循环的方式向堆芯注入冷水使得堆芯进出口温度下降较快；在 CMT 冷水注入完成后堆芯进出口温度略有升高，之后在 PRHR 的作用下堆芯进出口温度逐渐下降；在 CMT 注入完成之后的运行过程中，工况 1 对应的堆芯进出口温度

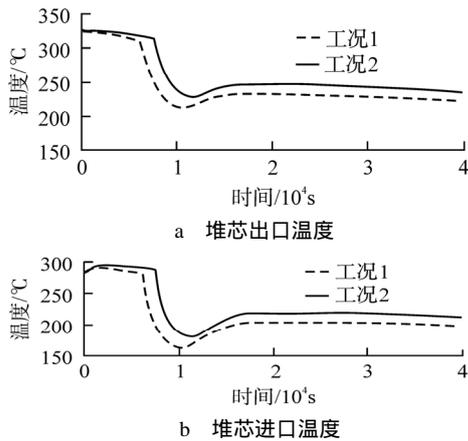


图2 不同换料水箱初始水温对堆芯进出口温度影响

Fig. 2 Effect of Original IRWST Temperature on Core Inlet/Outlet Temperature

相比于工况2整体偏低约14。

2.2 IRWST 初始水温对系统压力的影响

试验中对 PRHRS 投入后系统压力变化进行了测量。工况1和工况2的模拟体顶部压力对比如图3所示。由试验结果可以看出,工况1的系统压力下降速率相比于工况2更快。工况2,通过 PRHRS 的冷却将一回路系统压力降低到4 MPa 需要的时间约为39600 s,而工况1所需要的时间约为26700 s。换料水箱初始水温越低,PRHR HX 换热能力越强,一回路系统压力下降更快。在全厂断电后40000 s,工况1对应的系统压力比工况2低1.3 MPa。

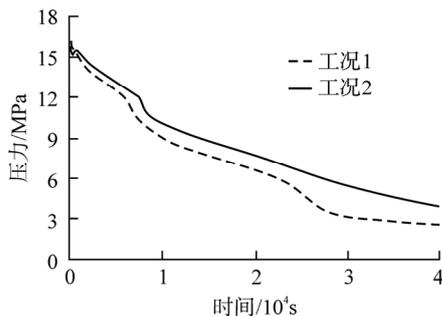


图3 不同换料水箱初始水温对系统压力影响

Fig. 3 Effect of Original IRWST Temperature on System Pressure

2.3 IRWST 初始水温对 PRHR HX 进出口水温的影响

工况1和工况2对应的 PRHR HX 进出口水温的对比如图4所示。PRHRS 投入运行后通过自然循环的方式将堆芯衰变热及系统储热导出到 IRWST,使得反应堆模拟体的温度逐渐下降,而

IRWST 的水温逐渐升高,对应的 PRHR HX 入口温度逐渐降低,出口温度逐渐升高。在 PRHRS 投入后,工况1对应的 PRHR HX 出口温度相比于工况2整体偏低约25。在 PRHRS 投入初期,工况1和工况2对应的 PRHR HX 入口温度一致,但由于工况1对应的一回路系统降温速率更快,所以工况1对应的 PRHR HX 入口温度比工况2下降更快。在 CMT 投入后 PRHR HX 入口温度和堆芯出口温度变化趋势一致,出现了较快的下降。在 CMT 注入完成后,系统处于稳定运行状态时,工况1对应的 PRHR HX 入口温度相比于工况2偏低约11。

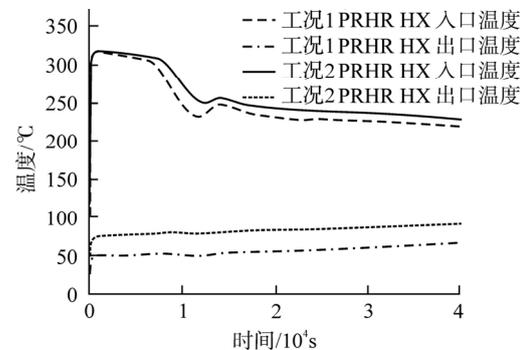


图4 不同换料水箱初始水温对 PRHR HX 进出口温度影响

Fig. 4 Effect of Original IRWST Temperature on PRHR HX Inlet/Outlet Temperature

2.4 IRWST 初始水温对 PRHRS 自然循环流量的影响

工况1和工况2对应的 PRHRS 自然循环流量变化对比如图5所示。试验结果表明:IRWST 初始水温不同时,PRHRS 自然循环流量变化趋势基本一致,但工况1对应的 PRHRS 峰值流量比工况2略大。在自然循环流量开始下降到 CMT 投入运行之前,PRHRS 自然循环流量略有震荡,引起流量震荡的主要原因是在这个区间内随着系

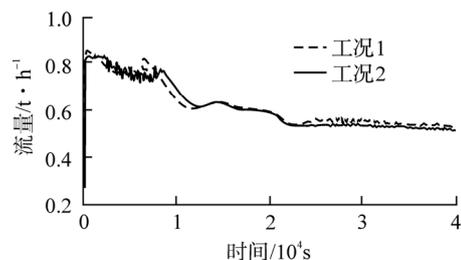


图5 不同换料水箱初始水温对余排流量影响

Fig. 5 Effect of Original IRWST Temperature on PRHR Flow Rate

统压力的下降, PRHR HX 入口流体的过冷度降低, 接近饱和状态, 从而出现轻微的流动不稳定现象。在 CMT 投入后, 堆芯温度降低, PRHR HX 入口过冷度增大, 自然循环流量震荡消失; 并且由于堆芯温度降低, 自然循环驱动力减小, PRHRS 自然循环流量出现较为明显的下降; 由于工况 1 的 CMT 投入时间比工况 2 更早, 所以其自然循环流量比工况 2 先下降。在后期, 工况 1 和工况 2 的自然循环流量均随系统温度的降低而缓慢下降, 工况 1 的自然循环流量比工况 2 略大。

2.5 IRWST 初始水温对 PRHR HX 换热功率的影响

试验测量了 PRHR HX 的压力、进口和出口温度、流量, 通过如下公式可计算得到换热功率。

$$W = [H_{in}(P, T_{in}) - H_{out}(P, T_{out})] \times F$$

式中, W 为换热功率, kW; H 为流体焓值, kJ/kg; P 为压力, MPa; T 为温度, ; F 为流量, kg/s。

通过上式计算得到工况 1 和工况 2 的 PRHR HX 换热功率曲线(图 6)。结果表明: 工况 1 和工况 2 的 PRHR HX 换热功率变化趋势一致, 在 PRHRS 投入后换热功率很快达到最大值, 之后逐渐下降; 但由于工况 1 对应的 IRWST 水温低, 系统自然循环流量稍大, PRHR HX 的出口温度也更低, 所以工况 1 对应的 PRHR HX 换热功率大于工况 2。在 PRHRS 投入初期, 工况 1 对应的峰值换热功率比工况 2 高 28 kW, 在后期稳定运行过

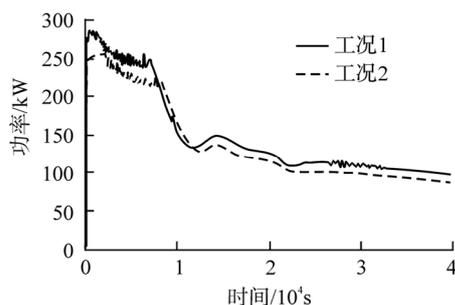


图 6 不同换料水箱初始水温对换热功率影响

Fig. 6 Effect of Original IRWST Temperature on

PRHR HX Power

程中, 工况 1 的换热功率比工况 2 高 12 kW。

3 结 论

通过试验的方法研究了 IRWST 初始水温对 PRHRS 的温度、自然循环流量和换热功率的影响, 主要试验结果为:

(1) IRWST 初始水温低, PRHR HX 的热交换能力强, 堆芯模拟体的进出口温度和系统压力下降快。

(2) 在 PRHRS 投入运行后, IRWST 初始水温低, PRHR HX 入口温度下降更快, 后期稳定运行过程中 IRWST 25 的 PRHR HX 入口和出口温度比 IRWST 60 时分别低 11 和 25 。

(3) 不同 IRWST 初始水温对应的 PRHRS 自然循环流量变化趋势基本一致。IRWST 初始水温越低, PRHR HX 换热功率越高, PRHRS 投入后, IRWST 初始水温为 25 比 60 的峰值换热功率高 28 kW, 后期稳定运行过程中高 12 kW。

参考文献:

- [1] Vladimir Kuznetsov. Small and medium sized reactors: development status and deployment potential/ IAEA activities in support of SMR development and deployment[C]. INPRO/SMR Briefing, IAEA, 30 September, 2008, USA.
- [2] Michael Modro S, James Fisher, Kevan Weaver, et al. Generation-IV Multi-Application Small Light Water Reactor (MASLWR)[C]. Tenth International Conference On Nuclear Energy, April 14, 2002, USA.
- [3] Ishii M. Scaling Laws for Thermal-hydraulic System under Single Phase and Two-Phase Natural Circulation [J]. Nuclear Engineering and Design, 1984, 81: 411-425.
- [4] Hyun-Sik Park, Ki-Yong Choi, Seok Cho, et al. Experimental study on the natural circulation of a passive residual heat removal system for an integral reactor following a safety related event[J]. Annals of Nuclear Energy, 2008, 35: 2249-2258.
- [5] Auria F D, Galassi G M. Scaling in nuclear reactor system thermal-hydraulics[J]. Nuclear Engineering and Design, 2010, 240: 3267-3293.

(责任编辑: 刘 君)