

AP1000 丧失正常给水事故 PRHR 冷却能力研究

莫小锦, 佟立丽, 曹学武

上海交通大学机械与动力工程学院, 上海 200240

摘要 AP1000 作为第三代革新型核电厂, 广泛采用了非能动安全设计, 来提高系统的安全性和经济性。其中, 非能动余热排出系统 (PRHR) 用于应对正常余热排出路径失效的事故。本文采用机理性分析程序建立了包括主冷却剂系统 (RCS)、专设安全设施 (ESF)、以及简化的二回路系统的 AP1000 核电厂模型, 对 AP1000 核电厂丧失正常给水事故进程进行了模拟计算。并且着重分析了非能动余热排出系统在丧失正常给水事故工况中的瞬态响应、热工水力行为及其冷却能力, 并将 PRHR 与内置换料水箱 (IRWST) 的换热功率与堆芯衰变热功率进行了比较。研究表明, 在丧失正常给水事故中, PRHR 的热移出功率最终能够与堆芯的衰变功率相匹配, PRHR 热交换器 (PRHR HX) 有能力带走衰变热, 将反应堆主系统维持在安全停堆的状态。

关键词 丧失正常给水; 非能动余热排出系统; 事故分析; AP1000

中图分类号 TL364+.4

文献标识码 A

doi 10.3981/j.issn.1000-7857.2012.21.002

The PRHR Cooling Capacity during the Fail of Normal Feedwater Flow Accident for AP1000

MO Xiaojin, TONG Lili, CAO Xuewu

School of Mechanical Engineering, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China

Abstract AP1000 is the third generation of innovation-typed nuclear power plant and widely adopts passive safety design to increase safety and efficiency. Particularly, a Passive Residual Heat Removal (PRHR) system is used with the accident due to the failure of normal residual heat removal path. AP1000 plant model is established by using mechanism-based code. The plant model includes the Reactor Coolant System (RCS), Engineering Safety Features (ESFs), and part simplified second side system. And the fail of normal feedwater flow accident of AP1000 plant is selected to analyze the accident progression. The transient response, thermal-hydraulic phenomena, and the cooling capacity of the PRHR are focused on. The transfer heat power from PRHR to IRWST and reactor core decay power are compared with each other. The result shows that in the case of failure accident due to normal residual heat removal path, the removal heat power of PRHR Heat eXchanger (PRHR HX) is able to match with the reactor core decay power at the late stage of the accident, meets the requirements of sustainable long-term core cooling, and keeps the reactor system in the safe shutdown situation.

Keywords fail of normal feedwater flow; PRHR; accident analysis; AP1000

0 引言

AP1000 非能动余热排出系统 (PRHR) 的主要功能是为反应堆提供应急堆芯衰变热移出, 可以用于运行瞬态、事故工况、或者任何通过蒸汽发生器的正常余热排出路径失效的情况, 在正常余热排出路径失效事故的缓解中起到主导作用^[1]。非能动余热排出系统包含一台 100% 容量的非能动余热排出

换热器。该换热器置于内置换料水箱 (IRWST) 之中, 处于被冷却水淹没的状态, 入口管线连接到其中一个环路的热段上, 出口连接到此环路的蒸汽发生器的出口腔室, 形成与该蒸汽发生器并联的管路设计。该换热器和非能动安全壳冷却系统可在无需操纵员采取行动的情况下, 以 IRWST 为中间热阱, 冷热流体的浮力为驱动力对一回路进行非能动余热排出冷

收稿日期: 2012-05-25; 修回日期: 2012-06-21

基金项目: 国家重点基础研究发展计划 (2009CB724301); 国家自然科学基金项目 (11075104)

作者简介: 莫小锦, 研究方向为核能科学与工程, 电子信箱: mervynmo@sjtu.edu.cn; 曹学武 (通信作者), 教授, 研究方向为核能科学与工程, 电子信箱: caoxuewu@sjtu.edu.cn

却。一旦 IRWST 开始沸腾,则以安全壳冷却系统为最终热阱,蒸汽将在钢制安全壳内壁面上凝结,经收集后可借助重力流回 IRWST,继续通过非能动余热排出系统对一回路进行长期冷却。为了满足设计的功能需求,非能动余热排出系统的换热能力需要与反应堆的衰变热功率在长期冷却的过程中相匹配,才能持续稳定的进行余热排出。这种非能动余热排出系统的设计是 AP1000 相较之第二代压水堆核电厂的革新设计^[2],也被广泛应用于其他先进核电系统中^[3]。PRHR 的换热过程中,自然循环、汽液冷凝回流模型(CCFL)、液滴夹带等复杂的热工水力学现象均有可能发生^[4]。通过 APEX-1000 平台的系列实验认为,PRHR 的换热能力在小破口失水事故(SB-LOCA)事故中起到一定的缓解作用,作用效果受到其他安全设施动作的影响^[5]。通过 PRHR 局部数值模拟研究得到 PRHR 管内自然循环流动与 IRWST 内自然对流对 PRHR 换热的影响^[6]。稳态条件下冷热源的高度差对 PRHR 的换热能力也有

影响^[7]。由于 PRHR 换热能力的影响因素以及 PRHR 与一回路主系统的相互影响作用非常复杂,在不同的事故工况下 PRHR 的工作效果不尽相同,因此有必要针对不同事故下的 PRHR 冷却工作能力分别进行分析和评估^[8]。

本文选取了丧失正常给水同时启动给水无效事故进行热工水力分析。研究事故发生后,非能动余热排出系统在自动控制系统触发下对事故的响应、系统的热工水力行为以及 PRHR 的余热排出冷却能力。

1 分析模型建立

1.1 AP1000 电厂模型

使用机理性分析程序,针对非能动余热排出系统能力的分析对 AP1000 进行建模,节点图如图 1。该模型包括一回路冷却剂系统以及各个安全相关系统,在建模过程中也充分考虑了数据和模型的完整性,对 PRHR HX、IRWST,以及相关

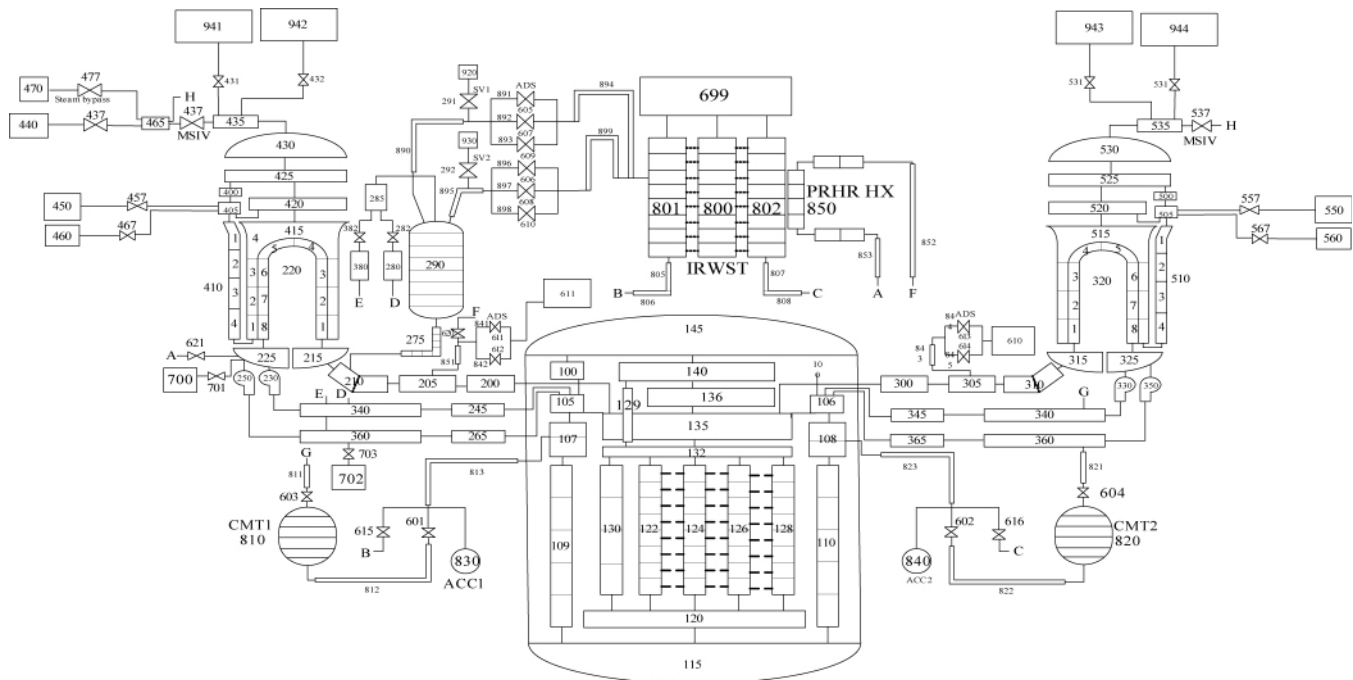


图 1 AP1000 机理性分析模型

Fig. 1 Mechanism-based analytic model of AP1000

DVI 管线等重点分析的系统与设备进行了细致的节点划分。

1.2 事故序列假设

丧失正常给水事故分析中假设反应堆由蒸汽发生器窄量程低水位引发停堆,单一故障是假设 PRHR 出口管线上两个并联阀门中的一个不能正常开启。事故假设电厂在事故发生前运行在 102%额定功率的水平上,初始反应堆冷却剂温度取较低的保守值,稳压器压力取较低的保守值。假设稳压器卸压阀、蒸汽发生器安全阀有效,二次侧蒸汽通过蒸汽发生器安全阀释放。

2 计算结果与分析

2.1 事故进程分析

事故序列进程如表 1 所示,假设正常给水事故在 10s 发生,蒸汽发生器(SG)水位由于给水丧失而不断下降(图 2),反应堆在 55s 由蒸汽发生器窄量程低水位信号触发停堆,核功率迅速下降。由于事故初期堆芯冷却不足,蒸汽发生器二次侧压力升高(图 3),并冲开蒸汽发生器安全阀,通过安全阀持续排放蒸汽来带走储热和堆芯衰变热,之后由于蒸汽发生器二次侧冷却水不断减少,二次侧压力逐渐降低。在这个过程

表 1 事故进程

Table 1 Key events of accident

事件	时间/s
正常给水丧失	10
蒸汽发生器窄量程低水位停堆整定值达到	53
紧急停堆	55
蒸汽发生器宽量程低水位达到,启动 PRHR	149
冷段低温 T_{cld} 达到整定值	1492
低 T_{cld} 信号停运反应堆冷却剂泵	1498
低 T_{cld} “S” 信号隔离主蒸汽管线	1504
堆芯补水箱出口阀完全开启	1509
PRHR 热交换器传热能力与衰变热相匹配	20000

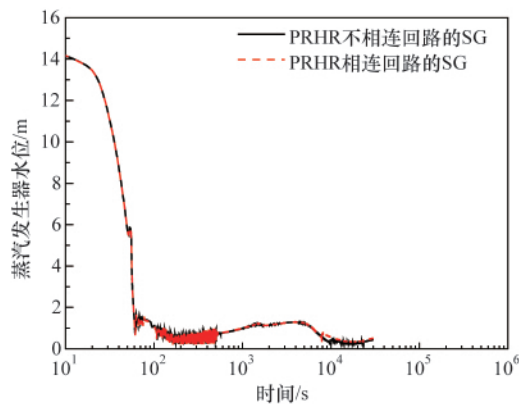


图 2 蒸汽发生器水位
Fig. 2 SG water level

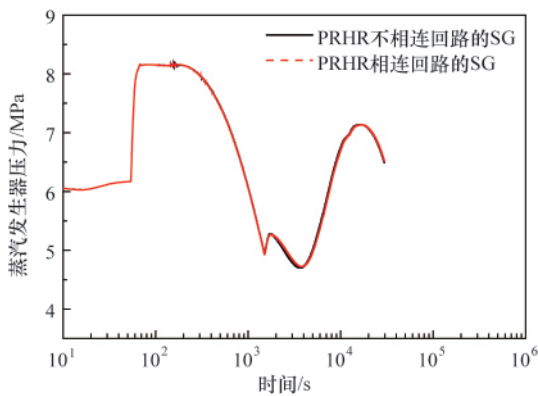


图 3 蒸汽发生器压力
Fig. 3 SG pressure

中,蒸汽的排放能够带走大部分堆芯衰变热,一回路平均温度和压力小幅度上升。

蒸汽发生器宽量程低水位信号达到后,PRHR 系统在 149s 启动,投入工作。该阶段冷却过程一直持续到 1492s 时,冷管段低温 T_{cld} 整定值达到,触发“S”信号。“S”信号启动堆芯补水箱(CMT),同时反应堆冷却剂泵停运。CMT 一直以水循环模式运行,CMT 中较冷的含硼水的进入加速了反

应堆的冷却。

在 PRHR HX 的热移出能力与堆芯衰变热相匹配之前,一回路平均温度和压力会发生波动,温度的峰值低于正常工作情况下的冷热管段温度,而主冷却剂系统(RCS)压力会上升到稳压器安全阀的整定值水平,在稳压器安全阀开启的作用下,RCS 系统压力不会继续上升(图 4)。随着电厂的冷却,PRHR HX 的热移出能力会相应的变化,堆芯衰变热功率也会逐渐降低,PRHR 热交换器热移出能力最终逐渐与堆芯衰变热相匹配,持续长期地对堆芯进行冷却,一回路压力不会超过设计压力 110%的安全限值(图 4)。

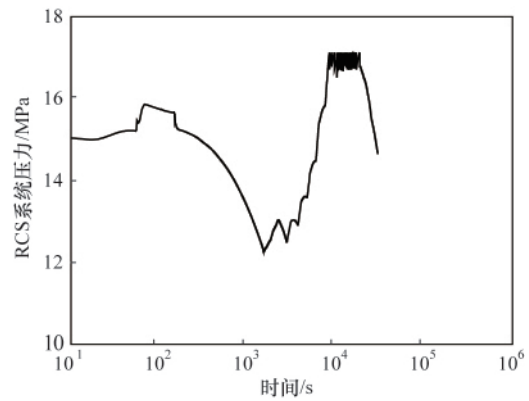


图 4 RCS 压力
Fig. 4 RCS Pressure

2.2 PRHR 系统响应

蒸汽发生器宽量程低水位信号启动 PRHR,在 PRHR 投入工作之后,由于此时反应堆冷却剂泵仍在运行,PRHR 的驱动压头较大,PRHR HX 的排热能力明显大于衰变热(如图 5),在瞬态的第一阶段,RCS 温度下降(如图 6、图 7)和 RCS 系统压力降低(如图 8)。

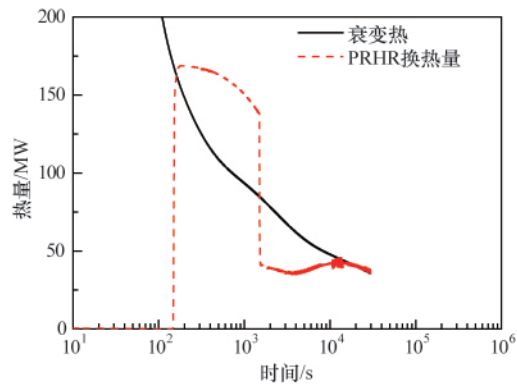


图 5 PRHR 功率
Fig. 5 PRHR power

在“S”信号触发反应堆冷却剂泵停运之后,由于强迫流动丧失,PPHR 的驱动压头仅为自然循环驱动力,PRHR 流量

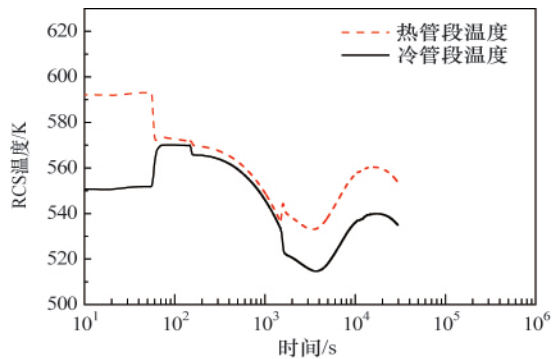


图6 与 PRHR 相连环路的 RCS 温度
Fig. 6 RCS temperature in the loop containing PRHR

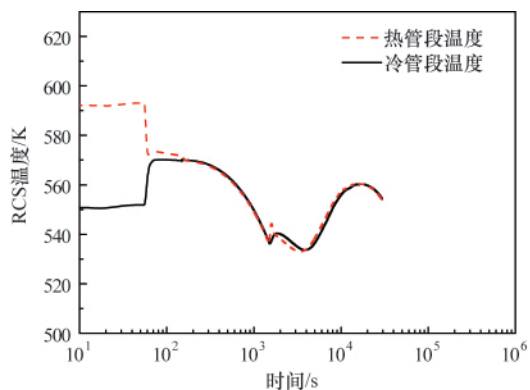


图7 未与 PRHR 相连环路的 RCS 温度
Fig. 7 RCS Temperature in the loop not containing PRHR

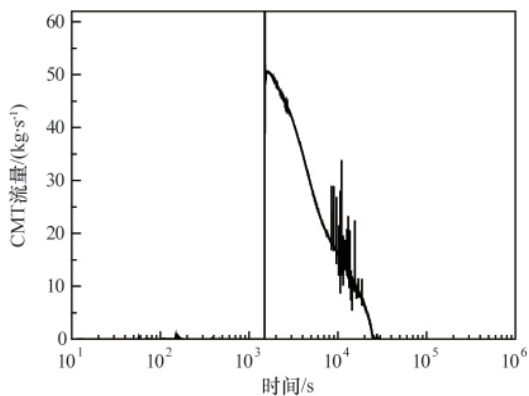


图8 CMT 注入流量
Fig. 8 Intact CMT flow rate

骤降,换热功率也随之骤降,此时 PRHR HX 换热功率低于堆芯衰变热功率(如图5)。由于“S”信号同时启动了 CMT 安注(图8),在 CMT 安注作用下,一回路冷却剂温度压力并未立

即上升,仍处于下降趋势。随着 CMT 的水循环安注的进行,一回路的冷却剂通过平衡管线进入 CMT 内,CMT 容器内的水温度逐渐上升,自然循环驱动压头下降,安注流量也随之下降。在事故发生后大约 4000s 时,CMT 与 PRHR 对一回路的冷却能力之和开始降低到低于堆芯衰变热功率水平,一回路压力温度开始上升。随着 RCS 温度升高,PRHR HX 的热移出能力开始增加。随着时间推移,堆芯衰变热功率也不断的下降。最后 PRHR HX 热移出能力与堆芯衰变热相匹配,RCS 温度缓慢重新开始缓慢下降。此时 CMT 安注也已经停止,仅依靠 PRHR HX 的热移出能力可以保证对堆芯的持续长期的有效冷却。

3 结论

PRHR HX 和 CMT 的投入冷却了一回路,并提供足够的流体使堆芯保持淹没和冷却,堆芯冷却能力在整个瞬态过程中都能够维持。分析结果表明,对于假想的丧失正常给水事故,两个回路 RCS 温度均处于下降的趋势,最终衰变热功率与 PRHR 热交换器的换热能力相匹配,建立起对堆芯的长期自然循环冷却,反应堆保持在安全停堆的状态。由此可以证明,仅依靠自然循环驱动,PRHR 系统能力足够移出堆芯衰变热,反应堆冷却剂系统和蒸汽发生器压力一直维持在低于设计值的 110%,不会发生超压破坏。

参考文献(References)

- [1] Westinghouse Electric Company. AP1000 design control document, Revision 15[R]. USA: Westinghouse Electric Company, 2006.
- [2] IARE. Natural circulation in water cooled nuclear power plants [C]. IAEA-TECDOC-1474. IAEA, Vienna, 2005.
- [3] Park H, Choi K, Cho S, et al. Experiments on the performance sensitivity of the passive heat removal system of an advanced integral type reactor [J]. *Nuclear Engineering and Technology*, 2009, 41(1): 53-62.
- [4] Wang W, Su G, Qiu S, et al. Thermal hydraulic phenomena related to small break LOCAs in AP1000 [J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2011, 53(4): 407-419.
- [5] Wright R F. Simulated AP1000 response to design basis small-break LOCA events in APEX-1000 test facility [J]. *Nuclear Engineering and Technology*, 2007, 39(4): 287-297.
- [6] 薛若军, 邓程程, 彭敏俊. 非能动余热排出热交换器数值模拟 [J]. 原子能科学技术, 2010, 44(4): 429-435. Xue Ruojun, Deng Chengcheng, Peng Minjun. *Atomic Energy Science and Technology*, 2010, 44(4): 429-435.
- [7] 严春, 王建军, 阎昌琪. 非能动余热排出系统的稳态特性研究[J]. 原子能科学技术, 2010, 44(9): 1071-1075. Yan Chun, Wang Jianjun, Yan Changqi. *Atomic Energy Science and Technology*, 2010, 44(9): 1071-1075.
- [8] 袁天虹, 于雷, 王川. 全场断事故下 AP1000 非能动余热排出系统分析[J]. 原子能科学技术, 2010, 44(增刊): 248-252. Yuan Tianhong, Yu Lei, Wang Chuan. *Atomic Energy Science and Technology*, 2010, 44(S): 248-252

(责任编辑 岳臣)