

ACME 台架 PRHR 管线破口试验自然循环现象研究

刘宇生^{1,2} 谭思超¹ 靖剑平² 庄少欣² 李东阳¹ 王楠³

1(哈尔滨工程大学 黑龙江省核动力装置性能与设备重点实验室 哈尔滨 150001)

2(生态环境部核与辐射安全中心 北京 100086)

3(国核华清(北京)核电技术研发中心有限公司 北京 102209)

摘要 为研究非能动核电厂在多重失效事故条件下的安全性能及新的热工水力现象,利用大型非能动堆芯冷却系统整体试验(Advanced Core-cooling Mechanism Experiment, ACME)台架开展了非能动余热排出(Passive Residual Heat Removal, PRHR)管线破口失水试验(Loss of Coolant Accident, LOCA)。通过重点分析 PRHR 换热器(Heat Exchanger, HX)流动换热功能失效对事故进程和热工水力现象的影响,获得了非能动堆芯冷却系统(Passive Core Cooling System, PXS)与反应堆冷却剂系统(Reactor Coolant System, RCS)、PXS 系统内各安全设备间的相互影响规律及耦合效应。结果表明:PRHR 管线 LOCA 中,PRHR HX 会出现反向流动换热的新现象;堆芯-蒸汽发生器自然循环过程的平均载热功率提高约 30%,对 RCS 降温降压具有重要作用,是事故初期的关键现象;事故瞬态下,PXS 非对称布置对 RCS 支路热工水力状态存在显著影响,PRHR 管线 LOCA 中非对称布置效应会增强。

关键词 破口失水事故, ACME 台架, 整体效应试验, 自然循环, 非能动安全

中图分类号 TL333

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.060601

Investigation on natural circulation phenomena of LOCA with PRHR pipeline break in ACME facility

LIU Yusheng^{1,2} TAN Sichao¹ JING Jianping² ZHUANG Shaoxin² LI Dongyang¹ WANG Nan³

1(Heilongjiang Provincial Key Laboratory of Nuclear Power System & Equipment, Harbin Engineering University, Harbin 150001, China)

2(Nuclear and Radiation Safety Center, Beijing 100086, China)

3(State Nuclear Power Technology R&D Center Co., Ltd., Beijing 102209, China)

Abstract [Background] The passive residual heat removal (PRHR) system is an important innovative design of the advanced pressurized water reactor technology. Under accident conditions, PRHR system can transport decay heat in the form of natural circulation to ensure core cooling. However, the heat exchange function of PRHR system will be lost when the PRHR pipeline breaks. With development of the accident process, the coupling effect between different safety equipments of the passive core cooling system (PXS) will be affected. Besides, thermal hydraulic

国家科技重大专项(No.2019ZX06005001)资助

第一作者: 刘宇生, 男, 1986 年出生, 2012 年于哈尔滨工程大学获工学硕士学位, 现为博士研究生, 研究领域为反应堆热工水力试验、核电厂安全分析

通信作者: 谭思超, E-mail: tansichao@hrbeu.edu.cn

收稿日期: 2022-09-06, 修回日期: 2022-12-21

Supported by Major National Science and Technology Program (No.2019ZX06005001)

First author: LIU Yusheng, male, born in 1986, graduated from Harbin Engineering University with a master's degree in 2012, doctoral student, focusing on reactor thermal hydraulic test and safety analysis of nuclear power plant

Corresponding author: TAN Sichao, E-mail: tansichao@hrbeu.edu.cn

Received date: 2022-09-06, revised date: 2022-12-21

state of the reactor coolant system (RCS) will also be affected via complex interaction mechanism. As a result, the new thermal hydraulic phenomena occur, and thus ultimately affecting the accident mitigation capacity of the PXS. **[Purpose]** This study aims to confirm the safety characteristics of PXS and identify the new thermal hydraulic phenomena of advanced passive nuclear power plant during accident with multiple failures. **[Methods]** A series of integral effect tests of loss of coolant accident (LOCA) were conducted on the advanced core-cooling mechanism experiment (ACME) facility. The influence of failure of PRHR HX flow and heat exchanging function on LOCA accident process were investigated on the basis of the test cases including PRHR pipeline break and cold leg (CL) break. The unique thermal hydraulic phenomena occurred during PRHR LOCA were explored, and their influence laws on the coupling effect among PXS safety equipments, and the influence laws on thermal hydraulic state of RCS were obtained. **[Results]** The results show that there is a momentary reverse flow and heat transfer process in PRHR HX at the beginning of PRHR LOCA compared with typical CL LOCA. Besides, the natural circulation process between the core and steam generators (SGs) plays a critical role in cooling and depressurization of RCS, and its corresponding time-averaged heat transfer power is increased by about 30%. Besides, the asymmetric arrangement of PXS leads to a significant difference of transient thermal hydraulic state between the RCS branches, namely the PRHR cools the coolant via one RCS loop while two core makeup tanks (CMTs) inject the cold water to the core via the other RCS loop, and the pipeline resistance distribution shows a significant impact on the injection performance of safety equipment with low driven head such as CMTs. **[Conclusions]** The unique and important thermal hydraulic phenomena in the early stage of the accident, namely reverse flow and heat transfer process in PRHR HX and natural circulation process between core and SGs, are identified. The asymmetric arrangement effect will be more noticeable when the break occurs in PRHR pipeline.

Key words LOCA, Advanced Core-cooling Mechanism Experiment (ACME) facility, Integral effect test, Natural circulation, Passive safety

非能动余热排出 (Passive Residual Heat Removal, PRHR) 系统是第三代核电技术的重要设计创新^[1-2], 事故条件下 PRHR 系统能够以自然循环流动的方式导出堆芯衰变热, 实现反应堆冷却剂系统 (Reactor Coolant System, RCS) 降温, 保证堆芯冷却^[3-4]。国内外针对非能动核电厂开展的破口失水事故 (Loss of Coolant Accident, LOCA) 试验和分析均表明, PRHR 系统可有效实现 RCS 的降温 and 降压^[5-8]。

当 PRHR 管线发生破口后, 非能动余热排出换热器的换热降温功能会丧失。随着事故进程的发展, PRHR 换热功能的失效会影响非能动堆芯冷却系统 (Passive Core Cooling System, PXS) 各安全设备的热工水力状态, 并进一步通过复杂的相互作用机制影响 RCS 的状态, 最终影响 PXS 的事故缓解能力, 并导致新热工水力现象出现。因此, 我国核安全监管机构在国和一号独立试验验证过程中, 利用大型非能动堆芯冷却系统整体试验台架 (Advanced Core-cooling Mechanism Experiment, ACME) 开展了 PRHR 管线 LOCA 整体效应试验^[9], 分析了不同破口位置对 RCS 压力、安注流量、堆芯液位等关键参数的影响规律, 确认了 PXS 在多重失效条件下的安全性能^[10]。结合其中的 PRHR 换热器入口管线破口试

验工况和冷管段 (Cold Leg, CL) 破口试验工况, 本文进一步分析了 PRHR 管线破口时 RCS 和 PXS 关键自然循环现象的变化特点, 重点研究了 PRHR 管线破口试验特有的热工水力现象, 获得了 PRHR 管线破口对 PXS 和 RCS 的影响规律及其耦合作用机理, 为非能动核电厂相关的软件模型开发、安全分析和核安全审评提供了参考和支持。

1 ACME 台架及试验工况

ACME 是以国和一号核电厂为参考原型设计建造的大尺度整体效应热工水力试验装置。该装置采用 1/3 高度比例、1/5.6 径向比例模拟了非能动核电厂的 RCS 系统和 PXS 系统。经多次升级改造, ACME 装置已先后开展冷管段 LOCA、直接安注管线 (Direct Vessel Injection, DVI) LOCA、全厂断电 (Station Blackout, SBO) 等多种类型的整体效应试验^[11-14]。

为分析 PRHR 管线破口对 PXS 事故缓解能力的影响, PRHR 管线 LOCA 整体效应试验中设置了冷管段破口工况 (LOCA-01), 该工况用于复现典型的 SBLOCA 进程^[15], 并为 PRHR 管线破口工况提供对比基准。

试验的初始条件及边界条件如表 1 所示, 其中

LOCA-01 工况的破口发生在 CMT 侧环路的冷管段 (图 1); LOCA-02 为 PRHR 管线双端断裂破口, 破口发生在 PRHR HX 入口管线, 处于系统较高的位置。两个工况的破口等效直径均为 5 cm, 且破口朝向相同, 均为管道底部破口。此外, 由于 LOCA 进程主要由 RCS 压力决定, 试验工况保证了 RCS 的压力初值

基本一致, 均为试验台架可运行的最高压力; 为确保试验可以保守地再现非能动核电厂 RCS 系统和 PXS 系统的安全性能, 各试验工况中均假设非稳压器侧的 1 个第 4 级自动降压系统 (ADS4) 失效。图 1 和 ACME 台架中的各系统、设备及其他事故的缩写如表 2 所示。

表 1 ACME 台架 LOCA 试验工况初始及边界条件
Table 1 Initial and boundary condition for LOCA tests at ACME facility

参数 Parameter	数值 Value	
	冷管段破口 Break in CL (LOCA-01)	PRHR 管线破口 Break in PRHR pipeline (LOCA-02)
衰变功率 Decay heat power / MW	3.34	3.12
稳压器压力 Pressurizer pressure / MPa	9.08	9.07
RCS 环路平均温度 RCS average temperature / °C	291.5	291.2
蒸汽发生器二次侧出口压力 Pressure of the secondary side of steam generator (SG) / MPa	6.99	6.98
SG 二次侧液位 Feed water level of SG / m	3.62	3.64
安注箱液位 Level of Accumulator (ACC) / m	1 358	1 382
堆芯补水箱水温 Temperature of core makeup tank (CMT) / °C	30.0	33.7
安全壳内置换料水箱水温 Temperature of IRWST / °C	56.4	54.2
IRWST 液位 Level of IRWST / m	3.55	3.55
等效破口直径 Equivalent break diameter / cm	5	5

2 事故进程分析

LOCA 试验工况中, RCS 的压力如图 2 所示, ADS 开启前的 SG 二次侧压力如图 3 所示。为便于对比, 本文的压力 (p)、温度 (T)、流量 (Q)、功率 (P) 和液位 (L) 等参数均采用试验初始值或瞬态最大值进行归一化, 并以 * 标示。试验设备的主要动作时序如表 3 所示。图 2 的压力曲线和表 3 的事故序列表明, PRHR LOCA 与 CL LOCA 的事故进程基本相同, 与先进非能动核电厂 SBLOCA 的事故进程一致^[6, 15]; 与 CL LOCA 相比, PRHR LOCA 中, PRHR HX、ADS 和 IRWST 等安全设备的动作时间明显延

后。这是因为 PRHR 管线破口会抽吸 PRHR 系统内的冷却剂, 导致 PRHR 支路发生反向流动, 冷却剂在流经 PRHR HX 时会被冷却, 因此该过程 RCS 的喷放速率略高于冷管段破口 (图 3)。随着 RCS 降压并达到饱和, 冷却剂急剧闪蒸生成的大量蒸汽会减缓 RCS 降压并形成短暂的压力回升, CL 破口时压力峰值持续时间较短且不稳定, 导致出现压力波动; 而 PRHR 管线破口时, 因破口位置较高, 闪蒸形成的蒸汽会向破口积聚, 形成具有一定压力稳定效应的蒸汽空间 (汽腔), 导致破口喷放以蒸汽为主, RCS 的降压速率因此变慢。结合图 2, 冷却剂饱和后 RCS 的

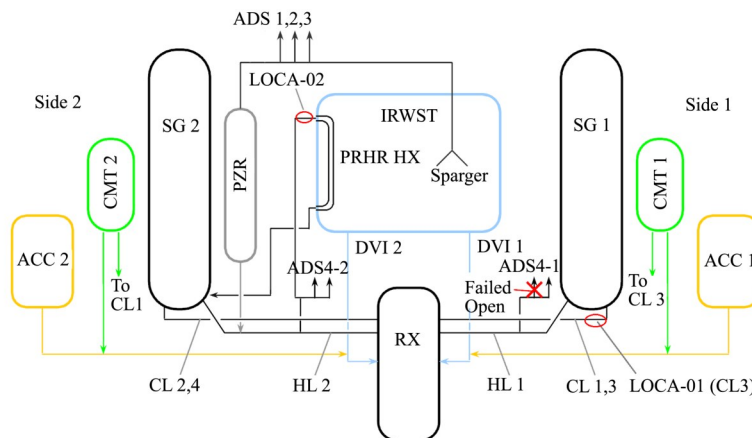


图 1 ACME 装置破口位置示意
Fig.1 Schematic of break location in ACME facility

表2 ACME 台架系统及设备缩写
Table 2 The abbreviations of systems and equipments in ACME facility

缩写 Abbreviation	中文全称 Full Chinese name	缩写 Abbreviation	中文全称 Full Chinese name
RX	反应堆压力容器 Reactor pressure vessel	PRHR HX	非能动余热排出热交换器 Passive residual heat removal heat exchanger
CL	冷管段 Cold leg	PRHR	非能动余热排出 Passive residual heat removal
HL	热管段 Hot leg	LOCA	失水事故 Loss of coolant accident
SG	蒸汽发生器 Steam generator	SBLOCA	小破口失水事故 Small break loss of coolant accident
CMT	堆芯补水箱 Core makeup tank	SBO	全厂断电事故 Station blackout accident
ACC	安注箱 Accumulator	PZR	稳压器 Pressurizer
PBL	压力平衡管线 Pressure balance line	PXS	非能动堆芯冷却系统 Passive core cooling system
DVI	直接安注管线 Direct Vessel Injection	RCS	反应堆冷却剂系统 Reactor coolant system
ADS	自动降压系统 Automatic depressurization system	IRWST	安全壳内置换料水箱 In containment refueling water storage tank

降压速率减慢, CMT 的水位下降过程随之变慢, 进而使得 ADS、ACC 和 IRWST 等安全设备的投入延后, 最终导致 PRHR 管线破口事故的时序出现延后。

因 ACME 台架的运行压力为 9.2 MPa, 试验开始时台架 RCS 的状态已相当于设计原型喷放阶段的末期, 且试验中喷放持续的时间极短, 因此可将喷放阶段末期与自然循环阶段合并分析^[16]。根据图 2 所示 RCS 压力变化特点, 可将 ACME 台架 LOCA 试验分为三个主要阶段^[17], 即自然循环阶段、ADS 喷放阶段和 IRWST 安注阶段。

自然循环阶段, 冷段 SBLOCA 中的主要现象为堆芯-PRHR HX 自然循环和 CMT 安注^[17]。而在 PRHR 管线破口工况中, 堆芯-PRHR HX 自然循环现象消失, 主要存在堆芯-SG 自然循环现象和 CMT 安

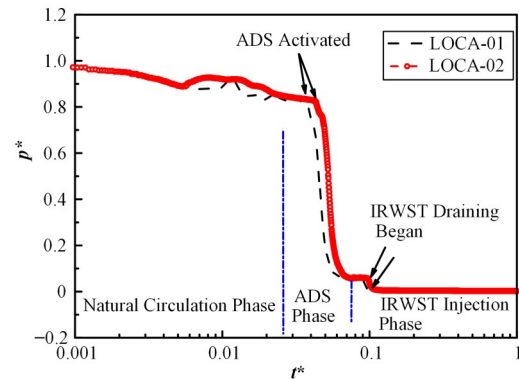


图2 不同LOCA 试验工况中的 RCS 降压曲线
Fig.2 RCS depressurization curves of different LOCA test condition

注破口喷放会直接影响堆芯-PRHR HX 自然循环过程, 进而导致 RCS 的参数状态发生显著变化, 因此本文重点研究自然循环阶段的热工水力现象。

表3 ACME LOCA 试验主要时序
Table 3 Chronology of major events obtained in ACME LOCA test

台架设备动作 Action of facility equipment	时间 Time / s	
	LOCA-01	LOCA-02
试验开始(S信号), 主泵惰转 Test begins (S signal), Reactor pumps coastdown	0	0
破口阀打开 Break valve opens	5	4
SG1、SG2 蒸汽关闭 Relief valves of SG1 & SG2 closed	2	5
CMT-1、CMT-2 安注阀开启 Safety injection valves of CMT-1 & CMT-2 open	1	5
PRHR 隔离阀开启 Isolation valve of PRHR pipeline opens	3	10
ADS1A、ADS1B 开启 ADS1A and ADS1B open	586	624
ADS2A、ADS2B 开启 ADS2A and ADS2B open	650	686
ACC1、ACC2 安注阀开启 Safety injection valves of ACC-1 & ACC-2 open	692	750
ADS3A、ADS3B 开启 ADS3A and ADS3B open	717/719	755/755
IRWST1、IRWST2 安注阀开启 Safety injection valves of IRWST1 & IRWST2 open	1 375	1 399
ADS4-1A 失效, ADS4-2A 开启 ADS4-1A starts failed while ADS4-2A opens	1 374	1 399
ADS4-1B、ADS4-2B 开启 ADS4-1B and ADS4-2B open	1 409	1 434
IRWST 安注开始 Safety injection of IRWST begins	1 503/1 506	1 531/1 543

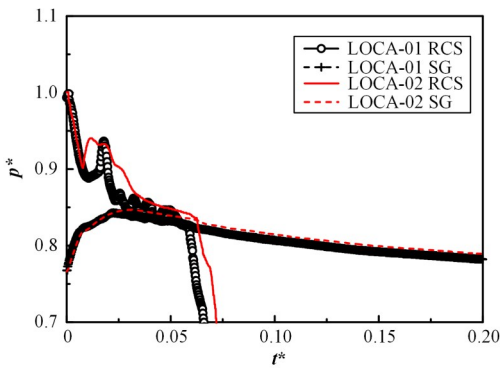


图3 RCS和SG二次侧压力
Fig.3 Pressure of RCS and second side of SG

ADS喷放阶段的现象以RCS降压为主,RCS的压力主要由ADS决定,第1级ADS打开后,一回路压力迅速下降,此后第2级和第3级ADS相继打开,实现进一步降压;第4级ADS用于实现RCS的最终降压。该阶段,PRHR 管线破口对降压过程的影响并不显著。

IRWST 安注阶段,IRWST 内的水在重力作用下

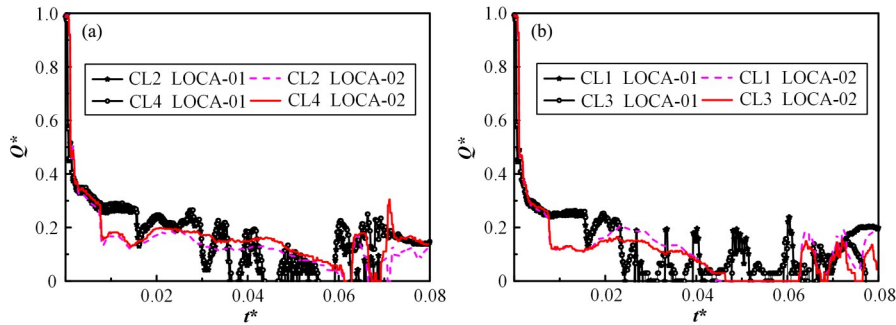


图4 RPRH (a)和CMT (b)侧回路冷管段流量
Fig.4 Flow rate of cold leg in PRHR (a) and CMT (b) side loop

在图5所示时间范围内,PRHR 管线破口工况中两台SG的平均功率提高约30%,其中PRHR 侧SG的平均功率提高约22%,CMT 侧SG的平均功率提高约16%。典型SBLOCA 工况中,事故前期的自然循环主要指PRHR 自然循环过程^[17,19],这是因为IRWST 内的水温远低于蒸汽发生器二次侧的水温,PRHR 支路的自然循环能力远超过堆芯-SG 间的自然循环能力。但在PRHR 管线破口中,堆芯-SG 自然循环过程变为事故初期主要的自然循环现象。

图6为两种工况下SG进口和出口的流体温度。CL SBLOCA 初期,受破口喷放和PRHR 运行的影响,PRHR 侧SG 的出口温度会出现剧烈振荡。随着RCS 压力的进一步下降,SG 的进出口闪蒸并排空,因SG U型管内充满蒸汽,堆芯与SG 的自然循环过程中断。直至IRWST 安注投入,CMT 侧SG 入口才会逐渐被安注冷水淹没。PRHR 管线破口工况中,

向RCS 注入,同时两相混合物经破口和ADS-4 流出^[18]。PRHR 管线破口的影响同样不显著。

3 自然循环过程现象分析

3.1 RCS 自然循环现象分析

图4分别为试验中RCS 内不同环路冷管段流量的变化情况。破口发生后,主泵发生惰转,各冷管段流量均出现骤降。与CL LOCA 相比,PRHR 管线破口工况中RCS 冷管段循环流量均较为稳定,且平均流量略高。这是因为该工况下RCS 环路基本保持完整,且两列RCS 支路与PRHR 支路属于平行环路,当堆芯-PRHR HX 自然循环中断后,堆芯衰变热无法向水温较低的IRWST 水箱传递,在堆芯流体与SG U型管内流体密度差的作用下,堆芯衰变热转而通过RCS 回路以自然循环过程向SG 传递。两种工况下SG 瞬态换热功率的对比(图5)表明,PRHR 破口工况中,事故初期PRHR 侧SG 的换热功率出现显著增加;CMT 侧SG 的换热功率也出现增加。

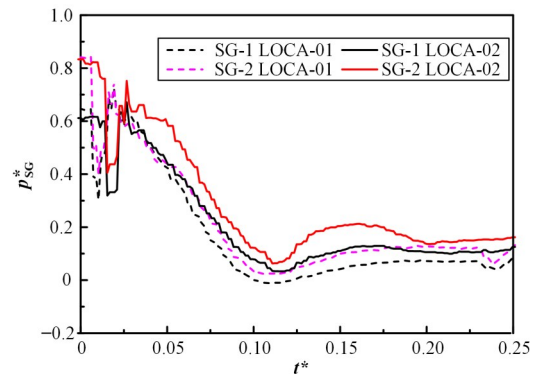


图5 SG瞬态换热功率
Fig.5 Transient heat transfer power of SGs

SG 的出口温度变化过程与冷管段破口基本一致,但由于PRHR 运行中断,PRHR 侧支路SG 的出口温度更为稳定。

对比两种工况下CMT 侧和PRHR 侧SG 的进、

出口的流体温度可知,两列SG的温度变化存在显著差异。这表明PXS系统中PRHR、CMT的非对称布置会导致事故瞬态中PRHR侧和CMT侧的RCS支

路出现显著的参数差异,当PRHR管线破口时,两列RCS支路的参数差异进一步加剧。

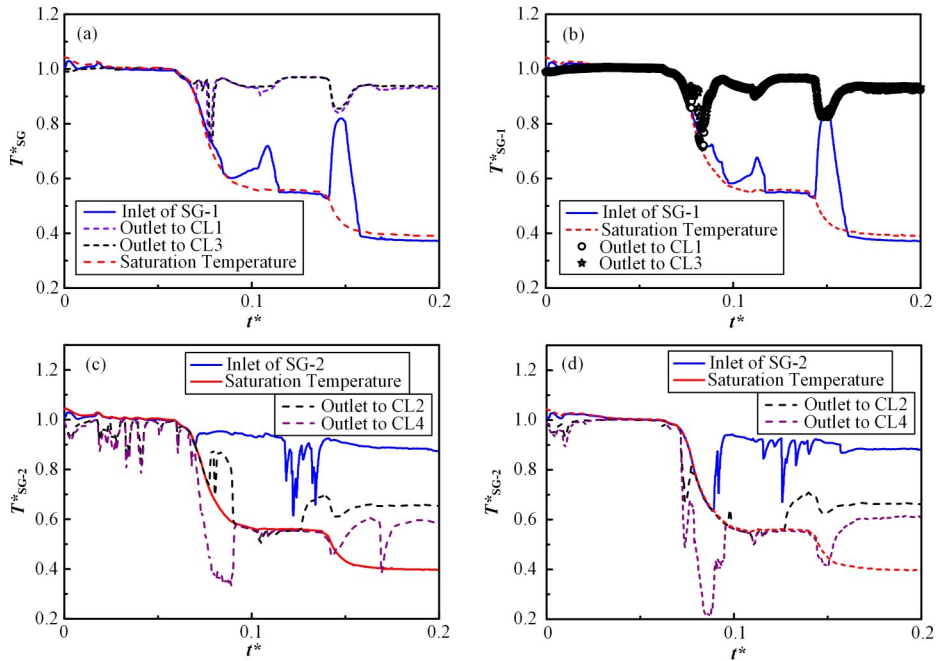


图6 LOCA-01 SG1 (a)、LOCA-02 SG1 (b)、LOCA-01 SG2 (c)和LOCA-02 SG2 (d)进出口温度

Fig.6 Inlet and outlet temperature of SG1 in LOCA-01 (a), SG1 in LOCA-02 (b), SG2 in LOCA-01 (c) and SG2 in LOCA-02 (d)

3.2 PRHR自然循环现象分析

图7为PRHR C型管内的液位,图8为PRHR HX的出口流量。图7表明,随着RCS内流体持续丧失,C型管内的液位下降。CL破口时,因破口处于RCS系统低位,随着RCS内流体的饱和闪蒸,C型管内会出现蒸汽冷凝过程,因此其液位呈现波动变化;而PRHR管线破口时,C型管内的液位缓慢下降,在ADS启动和IRWST注入后,RCS内水装量回升,C型管内的液位快速回升。

结合图8可知,C型管内出现了短暂的反向流

动,但随着冷却剂的持续丧失,C型管内的水位最终会缓慢下降。图8还表明,CL LOCA中PRHR支路的循环流动虽存在较大波动,但一直持续到ADS启动;而PRHR管线LOCA中,PRHR支路循环流动持续的时间很短,PRHR HX内的蒸汽冷凝过程也会随循环流动的停止而消失,PRHR HX对RCS的降温作用也会完全丧失。

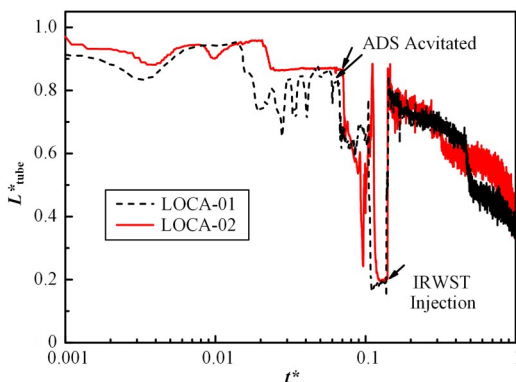


图7 C型管内水位

Fig.7 Water level within C shape tube

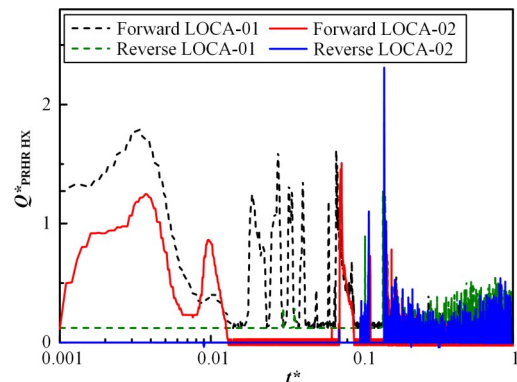


图8 PRHR出口流量

Fig.8 Outlet flow rate of PRHR

IRWST内C型管束附近不同高度处的水温如图9所示,图中以与水箱底部的距离表示所测温度的位置。CL SBLOCA中,导致IRWST水温升高主要有两个机制:自然循环阶段PRHR HX附近的对流

换热和 ADS 降压阶段喷射器附近的直接接触冷凝。当 PRHR 管线破口时,除破口初期 PRHR HX 内冷却剂闪蒸和倒流形成的短暂传热外,PRHR HX 附近的

对流换热非常微弱,IRWST 内的冷热分层消失;在 ADS 降压阶段,PRHR 管线破口中的直接接触冷凝过程与冷管段破口中的过程基本一致。

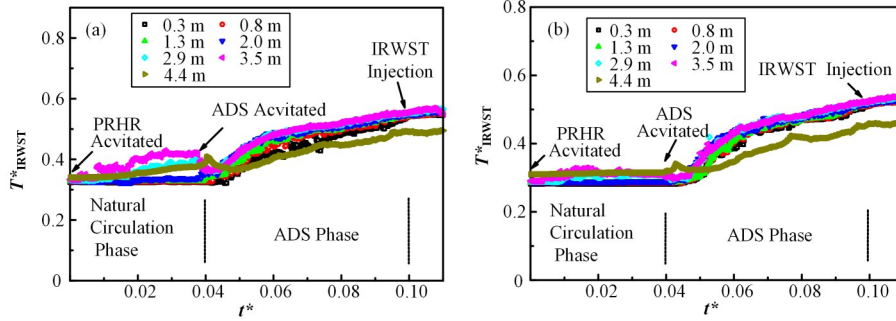


图9 IRWST 内 PRHR HX 附近的水温 (a) LOCA-01 工况, (b) LOCA-02 工况
Fig.9 Water temperature near PRHR HX within the IRWST (a) Case LOCA-01, (b) Case LOCA-02

3.3 CMT 安注过程分析

非能动电厂 SBLOCA 期间主要的安注过程包括 CMT 安注、ACC 安注和 IRWST 安注,这些安注均通过 DVI 管线向堆芯补水。其中,CMT 经 PBL 与 RCS 冷管段相连,其内部压力和水位容易受到同侧 RCS 支路的影响,因此本文重点分析破口位置变化后的 CMT 安注过程。

LOCA-01、LOCA-02 工况的 CMT 安注流量如图 10 所示。CMT、ACC、IRWST 等安注压力不同,但在 DVI 管线的接口位置基本相同,因此当某一安注过程居于主导地位时,其他安注流动就会受到抑制。如 ACC 运行后 CMT 的安注流量迅速停止(图 10),当 ACC 驱动压力降低,流量减小时,CMT 流量还会再次升高。对比不同工况下的 CMT 安注流量可知,冷段破口时 PRHR 支路冷却能力强,在 RPV 进出口间形成的驱动力更大,CMT 的安注流量因此更大,且由于 CMT 经压力平衡管线与冷管段相连,破口流动形成的压力脉动会直接影响 CMT 流量,导致其出现显著的波动。此外,试验装置的设计建难以实现两列 CMT 安注管线的阻力完全相同,阻力的差异会导致相同工况下两列 CMT 的安注流量出现明显差异。

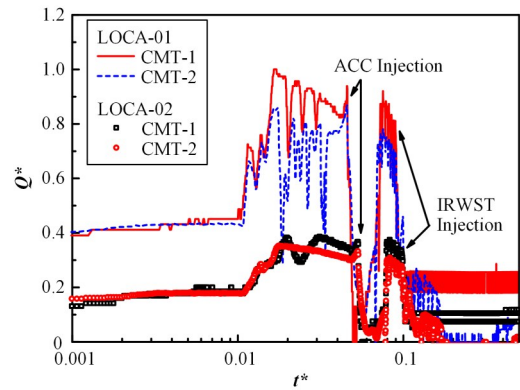


图10 CMT 安注流量
Fig.10 Injection flow rate of CMTs

不同破口位置工况中 CMT 内部的水位变化如图 11 所示。LOCA 事故中,ACC 和 IRWST 投入,会导致 RPV 局部压力上升,进而使得经 PBL 回流至 CMT 的流量增加,导致 CMT 液位出现短暂回升。两列 CMT 安注管线间的阻力差异,会使得一侧 CMT 液位升高幅度更为明显。在 PRHR 管线破口工况中,CMT 侧的冷管段保持完整,两列 CMT 的液位回升现象的差异更为显著。

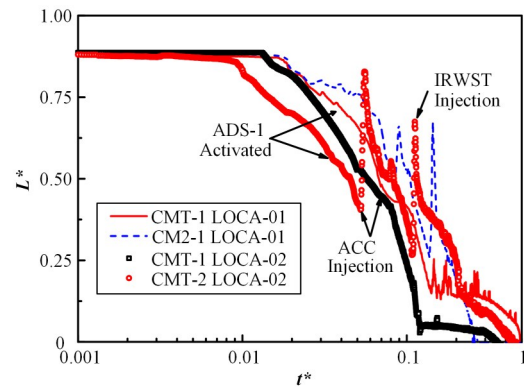


图11 CMT 内液位
Fig.11 Liquid level within CMT

3.4 堆芯液位分析

LOCA 事故过程中堆芯区域混合液位的变化过程如图 12 所示。对比可知,破口位置从冷管段变为 PRHR 管线,自然循环阶段中,PRHR HX 的降温降压功能丧失,SG 的降温降压能力提高,堆芯混合液位的下降先慢后快;ADS 喷放阶段,RCS 顶部的汽腔效应使得堆芯水位较为平稳,未出现明显波动;

IRWST 安注阶段,两工况液位基本相同。事故期间出现的最低液位表明,PRHR 管线破口工况的堆芯最低液位略低,但堆芯仍处于淹没状态。

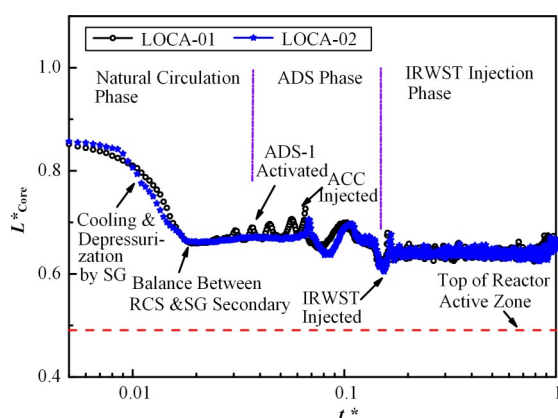


图 12 堆芯区域混合液位

Fig.12 Mixing liquid level within the core region

4 结语

结合 ACME 台架破口失水整体效应试验,本文分析了 PRHR 管线破口对安全设备动作序列和事故进程的影响,重点研究了事故初期自然循环阶段的热工水力现象,获得了破口位置对 PXS 与 RCS 相互作用的影响规律,主要结论如下:

1)与冷管段 SBLOCA 相比,PRHR 管线破口失水后,PRHR HX 会出现反向流动换热的新现象;经 RCS 环路的堆芯-蒸汽发生器间自然循环过程平均载热功率提高约 30%,对 RCS 降温降压具有重要作用,是事故初期的关键现象。

2)PXS 系统中 PRHR 和 CMT 的非对称布置导致不同 RCS 支路的热工水力状态存在显著差异;PRHR 管线破口后,非对称布置的影响增强。

作者贡献声明 刘宇生负责试验工况及边界条件设计,开展试验,起草撰写文章;谭思超负责提出文章整体思路,全文审阅修改和整体把握;靖剑平负责试验数据分析;庄少欣负责试验结果分析与现象识别;李东阳负责破口失水事故现象分析及研究;王楠负责开展试验,试验数据分析。

参考文献

- Zheng M G, Yan J Q, Jun S T, *et al.* The general design and technology innovations of CAP1400[J]. *Engineering*, 2016, **2**(1): 97 - 102. DOI: [10.1016/J.ENG.2016.01.018](https://doi.org/10.1016/J.ENG.2016.01.018).
- Schulz T L. Westinghouse AP1000 advanced passive plant [J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2006, **236**(14 - 16): 1547 - 1557. DOI: [10.1016/j.nucengdes.2006.03.049](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2006.03.049).

- 袁添鸿,于雷,王川.全厂断电事故下 AP1000 非能动余热排出系统分析[J]. *原子能科学技术*, 2010, **44**(S1): 248 - 252.

YUAN Tianhong, YU Lei, WANG Chuan. Research on passive residual heat remove system under loss of power [J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2010, **44**(S1): 248 - 252.

- Zou J, Li Q, Tong L L, *et al.* Assessment of passive residual heat removal system cooling capacity[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2014, **70**: 159 - 166. DOI: [10.1016/j.pnucene.2013.09.011](https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2013.09.011).

- Yonomoto T, Kukita Y, Schultz R R. Heat transfer analysis of the passive residual heat removal system in ROSA/AP600 experiments[J]. *Nuclear Technology*, 1998, **124**(1): 18 - 30. DOI: [10.13182/nt98-a2906](https://doi.org/10.13182/nt98-a2906).

- 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 - 298. DOI: [10.5516/NET.2007.39.4.287](https://doi.org/10.5516/NET.2007.39.4.287).

- Wang W W, Su G H, Tian W X, *et al.* Research on thermal hydraulic behavior of small-break LOCAs in AP1000[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2013, **263**: 380 - 394. DOI: [10.1016/j.nucengdes.2013.06.004](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.06.004).

- Ge J, Tian W X, Qiu S Z, *et al.* CFD investigation on thermal hydraulics of the passive residual heat removal heat exchanger (PRHR HX)[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2018, **327**: 139 - 149. DOI: [10.1016/j.nucengdes.2017.11.029](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.11.029).

- 郝博涛,王楠,钟佳,等. PRHR 隔离阀前后破口事故对非能动堆芯冷却系统的影响分析[J]. *原子能科学技术*, 2020, **54**(11): 2073 - 2080.

HAO Botao, WANG Nan, ZHONG Jia, *et al.* Analysis of effect of SBLOCA before and behind isolation valve of PRHR on passive reactor core cooling system[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2020, **54**(11): 2073 - 2080.

- 刘宇生,许超,吴鹏,等. ACME 台架 PRHR 管线破口位置敏感性试验研究[J]. *核动力工程*, 2021, **42**(5): 64 - 70.
- LIU Yusheng, XU Chao, WU Peng, *et al.* Experimental Study on sensitivity of PRHR pipeline break location on ACME test facility[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2021, **42**(5): 64 - 70.

- Li Y Q, Chang H J, Ye Z S, *et al.* Analyses of ACME integral test results on CAP1400 small-break loss-of-coolant-accident transient[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2016, **88**: 375 - 397. DOI: [10.1016/j.pnucene.2016](https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2016).

- 01.012.
- 12 房芳芳, 杨福明, 郝博涛, 等. ACME 试验台架典型小破口工况试验及数值分析[J]. 原子能科学技术, 2017, **51**(8): 1393 - 1399. DOI: [10.7538/yzk.2017.51.08.1393](https://doi.org/10.7538/yzk.2017.51.08.1393).
FANG Fangfang, YANG Fuming, HAO Botao, *et al.* Experimental and numerical analyses of typical SBLOCAs on advanced core-cooling mechanism experiment[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2017, **51**(8): 1393 - 1399. DOI: [10.7538/yzk.2017.51.08.1393](https://doi.org/10.7538/yzk.2017.51.08.1393).
- 13 刘宇生, 许超, 房芳芳, 等. ACME 台架全厂断电事故试验研究[J]. 原子能科学技术, 2018, **52**(8): 1438 - 1444.
LIU Yusheng, XU Chao, FANG Fangfang, *et al.* Test study of station blackout accident on advanced core-cooling mechanism experiment facility[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2018, **52**(8): 1438 - 1444.
- 14 史国宝, 徐财红, 严锦泉, 等. CAP1400 非能动堆芯冷却整体试验关键现象分析[J]. 原子能科学技术, 2021, **55**(10): 1806 - 1813.
SHI Guobao, XU Caihong, YAN Jinquan, *et al.* Analysis on key phenomena of CAP1400 passive core cooling integral testing[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2021, **55**(10): 1806 - 1813.
- 15 Yang J, Wang W W, Qiu S Z, *et al.* Simulation and analysis on 10-in. cold leg small break LOCA for AP1000 [J]. Annals of Nuclear Energy, 2012, **46**: 81 - 89. DOI: [10.1016/j.anucene.2012.03.007](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2012.03.007).
- 16 卢霞, 匡波, 孔浩铮, 等. SBLOCA 整体试验台架的比例模化分析与初步评估[J]. 应用科技, 2019, **46**(5): 80 - 87. DOI: [10.11991/yykj.201812002](https://doi.org/10.11991/yykj.201812002).
LU Xia, KUANG Bo, KONG Haozheng, *et al.* Scaling analysis and preliminary evaluation of integral effect test facility for SBLOCA[J]. Applied Science and Technology, 2019, **46**(5): 80 - 87. DOI: [10.11991/yykj.201812002](https://doi.org/10.11991/yykj.201812002).
- 17 Wang W W, Su G H, Qiu S Z, *et al.* Thermal hydraulic phenomena related to small break LOCAs in AP1000[J]. Progress in Nuclear Energy, 2011, **53**(4): 407 - 419. DOI: [10.1016/j.pnucene.2011.02.007](https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2011.02.007).
- 18 Bessette D E, di Marzo M. Transition from depressurization to long term cooling in AP600 scaled integral test facilities[J]. Nuclear Engineering and Design, 1999, **188**(3): 331 - 344. DOI: [10.1016/S0029-5493\(99\)00024-2](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(99)00024-2).
- 19 Westinghouse Electric Company LLC. AP1000 PIRT and scaling assessment (non-proprietary) [R]. 15230-0355. Pittsburgh, PA, 2001.