



ACME台架PRHR管线破口位置敏感性试验研究

刘宇生, 许超, 吴鹏, 王楠, 李振啸

Experimental Study on Sensitivity of PRHR Pipeline Break Location on ACME Test Facility

Liu Yusheng, Xu Chao, Wu Peng, Wang Nan, and Li Zhenxiao

在线阅读 View online: <https://doi.org/10.13832/j.jnpe.2021.05.0064>

您可能感兴趣的其他文章

Articles you may be interested in

基于Relap5的ACME台架全厂断电整体试验数值分析

Numerical Analysis of ACME Station Blackout Integral Effect Test with Relap
核动力工程. 2019, 40(3): 98–102

小破口失水事故非能动系统瞬态特性研究

Study on Coupling Characteristics of Small Break LOCA in Advanced PWR
核动力工程. 2020, 41(2): 189–192

铅基快堆自然循环实验台架比例分析方法研究

Research on Scaling Analysis Method for Natural Circulation Test Facility of Lead-Based Fast Reactor
核动力工程. 2020, 41(6): 207–213

各向异性散射截面对快堆敏感性系数计算影响研究

Study on Effect of Anisotropic Scattering Cross Section on Sensitivity Coefficient Calculation for Fast Reactors
核动力工程. 2021, 42(3): 48–55

基于HFR的核动力装置非能动系统敏感性分析方法研究

Research on Sensitivity Analysis of Passive System for Nuclear Power Plants Based on HFR
核动力工程. 2019, 40(2): 150–154

压水堆大破口失水事故重要现象识别及数值计算不确定性量化分析研究

Study on Important Phenomenon Identification and Numerical Simulation Uncertainty Analysis for PWR Large Break LOCA
核动力工程. 2021, 42(1): 198–203



关注微信公众号, 获得更多资讯信息

文章编号: 0258-0926(2021)05-0064-07; doi:10.13832/j.jnpe.2021.05.0064

ACME 台架 PRHR 管线破口位置 敏感性试验研究

刘宇生^{1,2}, 许超², 吴鹏^{2*}, 王楠³, 李振啸¹

1. 哈尔滨工程大学核安全与仿真技术国防重点学科实验室, 哈尔滨, 150001;

2. 生态环境部核与辐射安全中心, 国家环境保护核与辐射安全审评模拟分析与验证重点实验室, 北京, 100082;

3. 国核华清(北京)核电技术研发中心有限公司, 北京, 102209

摘要: 为研究先进非能动 (AP) 型核电厂在非能动系统失效条件下的安全性能, 利用我国先进堆芯冷却机理整体试验台架 (ACME) 开展了非能动余热排出 (PRHR) 管线破口失水试验研究, 分析了主要的试验进程和破口位置对事故过程各阶段关键参数的影响。结果表明, ACME PRHR 管线破口试验进程与冷管段小破口失水事故 (SBLOCA) 进程基本一致, 再现了非能动核电厂自然循环阶段、自动卸压系统 (ADS) 喷放阶段和安全壳内置换料水箱 (IRWST) 安注阶段的安全特性; 在不同破口位置的试验中, 非能动堆芯冷却系统 (PXS) 均可保证堆芯得到补水, 堆芯活性区始终处于混合液位以下; 破口位置对 ACME LOCA 事故进程、反应堆冷却剂系统 (RCS) 初期降压速率、PRHR 热交换器 (HX) 流量、喷放流量、堆芯液位、IRWST 安注流量等参数具有显著影响, 对堆芯补水箱 (CMT) 和蓄压安注箱 (ACC) 安注流量的影响较小。

关键词: 小破口失水事故 (SBLOCA); 先进堆芯冷却机理整体试验台架 (ACME) 台架; 整体效应试验; PRHR 管线

中图分类号: TL364⁺.9 文献标志码: A

Experimental Study on Sensitivity of PRHR Pipeline Break Location on ACME Test Facility

Liu Yusheng^{1,2}, Xu Chao², Wu Peng^{2*}, Wang Nan³, Li Zhenxiao¹

1. Fundamental Science on Nuclear Safety and Simulation Technology Laboratory, Harbin Engineering University, Harbin, 150001, China;

2. National Environmental Protection Key Laboratory for Simulation Analysis and Verification of Nuclear and Radiation Safety Review, Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing, 100082, China; 3. State Nuclear Power Technology R&D Center, Beijing, 102209, China

Abstract: To study the safety performance of the advanced passive (AP) nuclear power plant (NPP) under passive system failure condition, the experimental study on the loss of coolant from the passive residual heat removal (PRHR) pipeline break is performed by the advanced core-cooling mechanism experiment (ACME) facility, during which the effect of main test sequences and break location on the key parameters in different phases of the accident is analyzed. As demonstrated by the study results, the ACME PRHR pipeline break test sequences, basically same as those for the small-break loss of coolant accident (SBLOCA) of the cold leg, reproduce the safety characteristics in the natural circulation phase of the passive NPP, blowout phase of the automatic depressurization system (ADS) and safety injection (SI) phase of the in-containment refueling water

收稿日期: 2020-07-31; 修回日期: 2021-03-10

基金项目: 国家科技重大专项核动力厂安全分析用计算机软件评估基准题及共享平台开发 (2019ZX06005001)

作者简介: 刘宇生 (1986—), 男, 工程师, 现从事反应堆热工水力领域的核安全审评和研究工作, E-mail: liuyusheng8866@163.com

*通讯作者: 吴鹏, E-mail: wupeng@chinansc.cn

storage tank (IRWST); in the test at different break locations, the passive core cooling system (PXS) can always ensure the water makeup for core and the core active region remains below the mixed liquid level; and the break locations have notable effect on the ACME LOCA accident sequence, initial depressurization rate of reactor coolant system (RCS), PRHR heat exchanger (HX) flow, blowout flow, core level, IRWST SI flow and other parameters, and have little impact on the SI flow of the core makeup tank (CMT) and accumulator (ACC).

Key words: SBLOCA, ACME facility, Integral effect test, PRHR pipeline

0 引言

作为先进非能动核电技术的典型代表，中国先进非能动压水堆 CAP1400 和美国先进非能动压水堆 AP1000 均采用非能动堆芯冷却系统 (PXS) 实现破口失水事故 (LOCA) 下堆芯的应急冷却^[1-2]。事故过程中，PXS 依靠重力和自然循环驱动运行，无须依靠能动设备，因此其可靠性得到了提高^[3]。PXS 由堆芯补水箱 (CMT)、蓄压安注箱 (ACC)、非能动余热排出 (PRHR) 热交换器 (HX)、自动卸压系统 (ADS) 和安全壳内置换料水箱 (IRWST) 等构成，其中 PRHR HX 主要用于实现反应堆冷却剂系统 (RCS) 的降温降压^[4-5]。

对于非能动核电厂的 LOCA，国内外学者开展了大量的模拟分析：通过 RELAP5、TRACE 等系统程序揭示了事故进程及典型现象^[6-10]，利用先进核电厂试验装置 (APEX) 及先进堆芯冷却机理整体试验台架 (ACME) 开展了非能动核电厂 LOCA 的缩比试验验证^[11-13]。总体来看，现有研究主要围绕设计基准事故展开，未涉及 PRHR 管线破口等极限事故。PRHR 管线破口后，PRHR HX 与堆芯之间的自然循环受破口影响而中断，会导致 PRHR HX 降温、降压的功能失效。

针对上述问题，在非能动核电厂的安全审评中，为验证非能动系统失效条件下 PXS 的安全性能，国家核安全局及其技术支持单位利用 ACME 开展了 PRHR 管线破口的整体效应试验。本文基于此试验，分析了 PRHR 管线 LOCA 的主要事故阶段和参数变化特点，重点研究了破口位置对不同事故阶段关键参数的影响，为非能动核电厂的安全审评提供技术支持和参考。

1 ACME 及试验工况

ACME 以 CAP1400 核电厂为参考原型，高度缩比比例为 1/3，径向缩比比例为 1/31.36，功

率缩比比例为 1/54.32，采用多级双向比例分析技术 (H2TS) 作为模化设计方法。ACME 可完整模拟原型核电厂主回路系统、PXS 的结构及功能，并可实现对二回路系统、正常余热排出系统功能的模拟^[13-14]。

ACME PRHR 管线破口系列试验共包含 3 个工况，具体初始条件及边界条件如表 1 所示，其中 LOCA-01 为冷管段破口，LOCA-02、LOCA-03 分别为 PRHR HX 隔离阀前、后管线破口。

表 1 ACME LOCA 试验工况初始及边界条件

Tab. 1 Initial and Boundary Conditions of ACME LOCA Test

参数	各工况数值		
	LOCA-01	LOCA-02	LOCA-03
堆芯功率/MW	3.34	3.12	3.17
稳压器压力/MPa	9.08	9.07	9.09
环路平均温度/°C	291.5	291.2	291.4
稳压器液位/m	1.61	1.45	2.14
SG二次侧压力/MPa	6.99	6.98	6.97
SG二次侧液位/m	3.62	3.64	3.65
IRWST液位/m	3.55	3.55	3.55
ACC液位/m	1358	1382	1371
CMT内水温/°C	30.0	33.7	28.8
IRWST水温/°C	56.4	54.2	55.9
等效破口直径/cm	5	5	5
其他条件	底部破口，非稳压器侧1个ADS4失效		

SG—蒸汽发生器

试验工况及试验条件综合考虑了 ACME 的设计参数、试验运行及安全要求，并根据核安全审评的需求按保守方式确定^[15]。

2 试验时间序列

PRHR 管线 LOCA 试验中，ACME 各设备动作序列如表 2 所示。根据 LOCA-02 工况的事故序列，可对 ACME PRHR 管线 LOCA 试验的进

表2 ACME LOCA 试验主要时序

Tab. 2 Major Sequences of ACME LOCA Test

台架设备动作	时间/s		
	LOCA-01	LOCA-02	LOCA-03
试验开始 (S信号)	0	0	0
破口阀打开	5	4	0
SG蒸汽关闭	2	5	2
CMT安注阀开启	1	5	2
PRHR隔离阀开启	3	10	2
ACC安注阀开启	692	750	738
ADS1开启	586	624	664
ADS2开启	650	686	726
ADS3开启	717	755	795
IRWST安注阀开启	1375	1399	1439
ADS4-1A开启	失效	失效	失效
ADS4-2A开启	1374	1399	1439
ADS4-1B、ADS4-2B开启	1409	1434	1475
IRWST注入	1503	1531	1567
IRWST向主地坑反冲阀开启	15193	14089	14849
IRWST向主地坑反冲结束	15516	14483	15191
试验结束	15668	14710	15654

程总结如下:

在 ACME 达到表 1 规定的稳定运行状态后, 试验开始, 破口阀打开, 堆芯功率进入衰变模式, CMT 和 PRHR 投入运行。因破口欠热喷放, 主回路系统压力下降, 堆芯液位下降。随着 CMT 液位降至低液位整定值, ADS1~ ADS3 逐次开启, 系统压力进一步下降, 当系统压力低于 4.93 MPa 时, ACC 安注投入。ACC 安注流量较大, 堆芯液位出现回升。ACC 排空后, CMT 安注恢复, 其液位降至低整定值时, ADS4 开启, 大量的主回路冷却剂经 ADS4 喷放丧失, 堆芯坍塌、液位快速下降。随着 RCS 压力降至 IRWST 安注投入条件, IRWST 内冷水注入堆芯, 堆芯液位回升, IRWST 液位逐渐降低导致其安注流量随之减小, 至 IRWST 液位降至低水位整定值后, 地坑再循环阀门打开, 事故进入长期冷却阶段, 试验结束。

表 2 中不同工况时序对比表明, 破口位置不同, 事故过程中各设备的投运顺序相同, 但投运时间存在明显差异。根据现有非能动核电厂 LOCA 进程的研究^[16-17], 小破口失水事故 (SBLOCA) 可分为 5 个典型过程^[18], 分别为喷放阶段、自然

循环阶段、ADS 喷放阶段、IRWST 安注阶段、地坑安注阶段 (即长期冷却阶段)。CAP1400 冷管段 SBLOCA 和 ACME LOCA-03 工况的 RCS 压力曲线如图 1 所示。由于 ACME 运行压力为 9.2 MPa, 无法达到 CAP1400 的运行压力^[19], 因此试验开始时, ACME RCS 的状态相当于 CAP1400 SBLOCA 喷放降压的末期; 试验结束时, 地坑反冲阀已开启, 此时 ACME RCS 的状态相当于 CAP1400 地坑安注阶段的初期。总体来看, ACME PRHR LOCA 的过程与已有非能动核电厂的 SBLOCA 过程基本一致, 其中自然循环阶段、ADS 喷放阶段和 IRWST 安注阶段最为典型。本文主要对上述典型阶段关键参数受破口位置影响的情况进行分析。

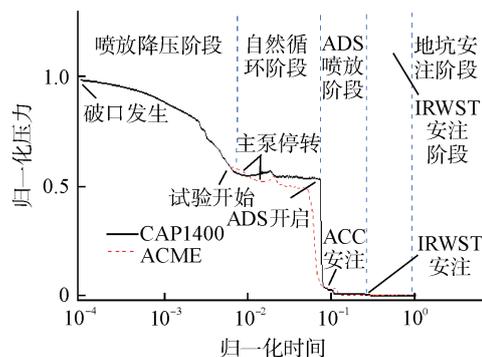


图1 CAP1400 及 ACME SBLOCA RCS 降压示意图
Fig. 1 Sketch of RCS Pressure Drop of CAP1400 and ACME during SBLOCA

3 试验测量误差

ACME 台架的测量系统包含 900 余个测点, 可覆盖所有试验关键参数。ACME LOCA 试验中, 关键试验参数均为直接测量值, 各类仪表的最大测量误差如表 3 所示。

4 主要参数破口位置敏感性分析

不同破口位置工况中 LOCA 试验各阶段关键参数随时间的变化情况如图 2~图 14 所示, 图中数据均进行了归一化处理。

4.1 自然循环阶段

在自然循环阶段, RCS 系统以饱和和自然循环状态为主, RCS 系统压力和 SG 压力分别如图 2 和图 3 所示。从试验开始到 ADS 开启前, 在经历短暂的快速降压后, RCS 达到饱和, 降压过程

表 3 ACME LOCA 试验测量误差

Tab. 3 Measurement Error of ACME LOCA Test

仪表	测量参数	最大测量误差
热电偶	温度	±1.1℃
压力变送器	压力	±0.12%
差压变送器	差压	±0.065%
差压变送器	液位	±0.065%
导波雷达液位计	混合液位	±3 mm
磁翻板液位计	CMT液位	±10 mm
差压流量计	液体流量	±1%
涡街流量计	蒸汽流量	±1%

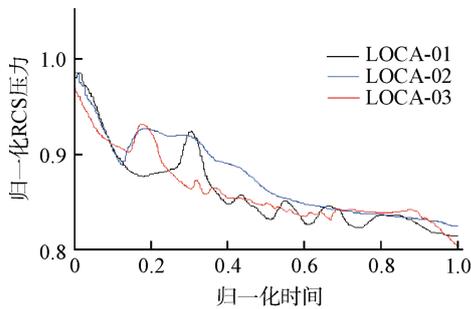


图 2 自然循环阶段 RCS 压力

Fig. 2 RCS Pressure during Natural Circulation

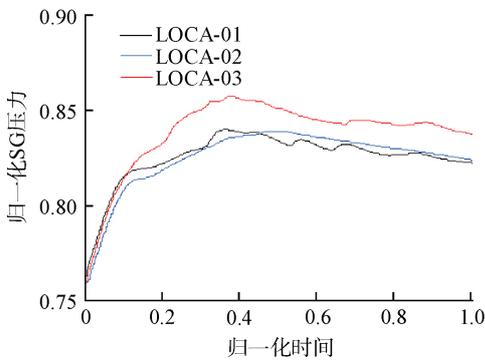


图 3 自然循环阶段 SG 压力

Fig. 3 SG Pressure during Natural Circulation

变缓。对比不同工况可知，PRHR 管线破口与冷管段同尺寸的破口降压趋势基本一致，但 PRHR 管线破口时 RCS 降压速率略慢，其中 LOCA-02 工况的降压过程最慢。这是因为在 RCS 和 PXS 系统布置中，PRHR 管线的位置要高于冷管段，破口位于 PRHR HX 前的管线上时，破口喷放以蒸汽为主，不利于降压。此外，由于堆芯衰变热更多地用于 RCS 相变，SG 换热量减少，LOCA-02 工况中的 SG 压力也略低。

自然循环阶段，PRHR 流量和 CMT 流量分

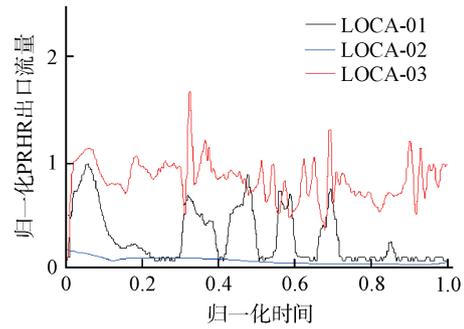


图 4 自然循环阶段 PRHR 出口流量

Fig. 4 PRHR Outlet Flow during Natural Circulation

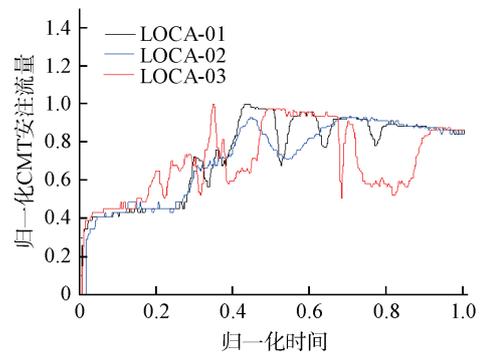


图 5 自然循环阶段 CMT 安注流量

Fig. 5 CMT SI Flow during Natural Circulation

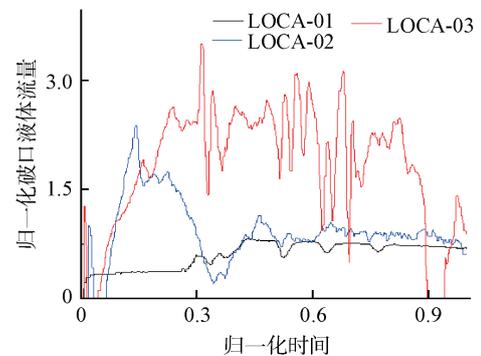


图 6 自然循环阶段破口液体喷放流量

Fig. 6 Liquid Blowdown Flow through Break during Natural Circulation

别如图 4 和图 5 所示。PRHR 管线破口时，因一回路冷却剂从破口处喷放流失，PRHR 自然循环终止。图 4 中 PRHR HX 出口流量曲线表明，破口位于冷管段或 PRHR 出口管线时，来自热管段的冷却剂会流经 PRHR HX，之后从破口处喷放流失，PRHR HX 能够提供一定的冷却作用。此外，受破口影响，LOCA-01、LOCA-03 工况中 PRHR HX 内的流动处于流量波动状态。图 5 表

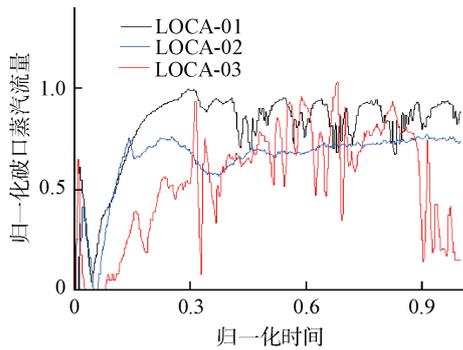


图7 自然循环阶段破口蒸汽喷放流量
Fig. 7 Steam Blowdown Flow through Break during Natural Circulation

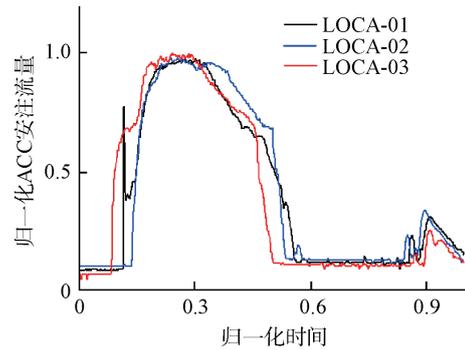


图9 ADS阶段ACC安注流量
Fig. 9 ACC SI Flow in ADS Phase

明，3种工况下CMT的安注流量基本一致，破口位置的影响并不显著。

图6和图7分别为自然循环阶段破口处的蒸汽流量和液体流量。对比可知，自然循环初期，破口流动处于过冷喷放，因此3种工况的喷放均以液体为主。降压至RCS饱和后，破口位置的影响逐步显现：LOCA-03工况中，破口喷放的冷却剂经PRHR HX冷却，液体喷放量最多，蒸汽喷放量最少；LOCA-02工况中，破口处于系统高位，在RCS饱和后，以蒸汽喷放为主，液体喷放量出现下降，直至接近冷管段破口的液体喷放量。

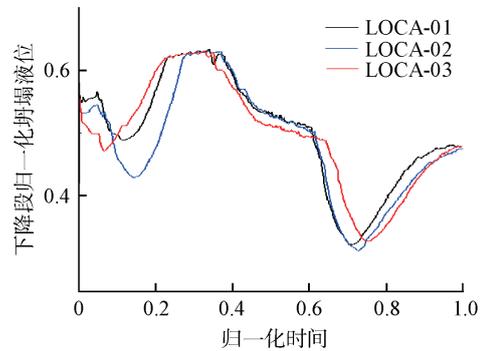


图10 ADS阶段下降段坍塌液位
Fig. 10 Collapse Level of Downcomer in ADS Phase

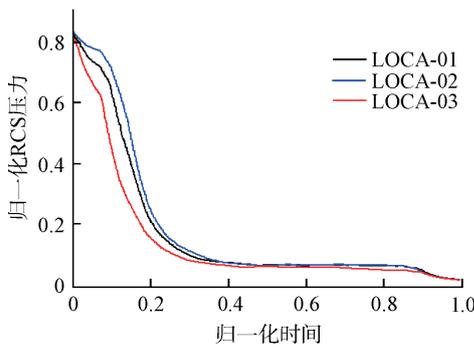


图8 ADS阶段RCS压力
Fig. 8 RCS Pressure in ADS Phase

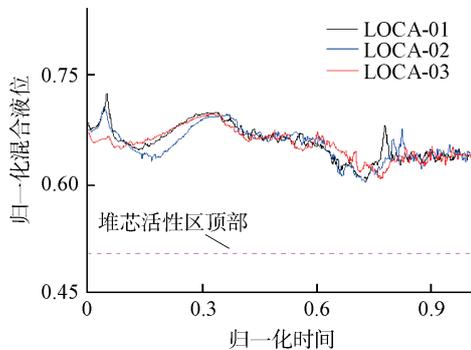


图11 ADS阶段堆芯混合液位
Fig. 11 Mixing Level of Reactor Core in ADS Phase

4.2 ADS 喷放阶段

本阶段ADS对RCS系统的压力具有决定作用，位于稳压器顶部的第1级自动降压系统打开后，RCS直接向IRWST水箱喷放，压力迅速下降，此后第2级和第3级自动降压系统相继打开。ADS4位于热管段上方，降压速率最快，用于实现RCS快速降压至常压。

图8所示RCS降压曲线表明，该阶段RCS降压过程主要由ADS主导，破口位置不同，RCS降压曲线的趋势相近，但降压速率存在差异，主要体现在ADS1~ADS3喷放期间：LOCA-02工况中，破口位于系统高位，以蒸汽喷放为主，因此其降压速率略慢于其他工况；LOCA-03工况中，破口位于PRHR出口管线，一回路冷却剂在喷放前经PRHR HX冷却，蒸汽含量较低，因此其RCS降压速率在ADS1~ADS3喷放初期略

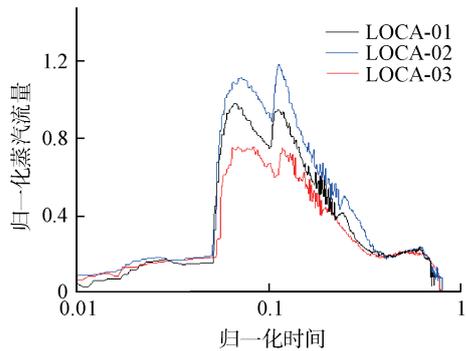


图 12 ADS1~ADS3 蒸汽流量

Fig. 12 Steam Flow through ADS1~ADS3

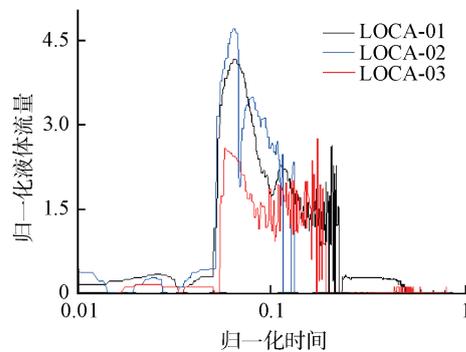


图 13 ADS1~ADS3 液体流量

Fig. 13 Liquid Flow through ADS1~ADS3

大。图 9 所示 ACC 安注流量表明，ADS 阶段 ACC 共有 2 次明显的安注流量，第 1 次为 ADS1~ADS3 阀门开启后，RCS 压力降至 4.9 MPa 以下；第 2 次为 ADS4 阀门开启，系统压力迅速下降至接近常压。从安注流量大小来看，破口位置对 ACC 安注的影响并不显著。

在 ADS 喷放阶段，除已经投入的 ACC 和 CMT 外，堆芯无额外的安注冷却水，ADS 自动卸压过程导致 RCS 内的冷却剂大量喷放，在 IRWST 安注顺利注入之前，堆芯会经历最小水位，PRV 内下降段的水位如图 10 所示。对比不同工况可知，破口位置不同时，下降段坍塌液位的变化趋势基本一致，相对于冷管段破口的坍塌液位最低值，LOCA-02 工况的最低值略小，LOCA-03 工况的最低值略大。在整个 ADS 阶段，LOCA-02 工况的下降段坍塌液位最低。

图 11 所示的堆芯混合液位表明，3 种工况下堆芯混合液位的变化趋势基本一致：即 ADS1~ADS3 启动后，ACC 投入前，堆芯首次达到低液

位；ADS4 启动后，IRWST 安注前，堆芯达到最低液位。3 种工况下，堆芯混合液位均高于堆芯活性区，堆芯在整个事故过程中均被冷却剂淹没，未发生裸露。

图 12 和图 13 分别为不同工况下 ADS1~ADS3 喷放的蒸汽流量和液体流量。试验结果表明，LOCA-02 工况的喷放流量最高，LOCA-03 的喷放流量最低，这与不同工况中该阶段 RCS 压力的变化规律是一致的。

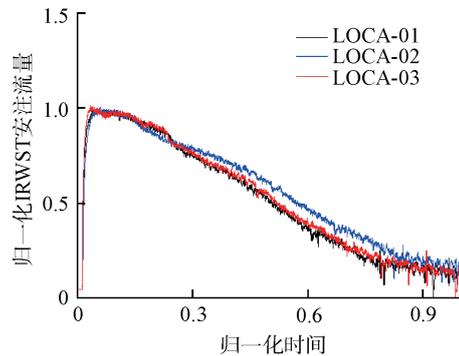


图 14 IRWST 安注流量

Fig. 14 SI Flow of IRWST

4.3 IRWST 安注阶段

IRWST 安注阶段，IRWST 以重力排水形式向 RCS 注水，两相混合物经破口和 ADS 流出 RCS，形成自然循环流动，其中 IRWST 安注流量是影响堆芯水位的关键参数。不同破口工况下，IRWST 安注流量如图 14 所示。

由图 14 可知，破口位置不同，IRWST 安注流量的变化趋势基本相同；在 IRWST 安注阶段中后期，LOCA-02 工况的安注流量要略高于 LOCA-01、LOCA-03 工况。这是因为随着 IRWST 水位降低，安注流动的驱动力会减弱，对流动阻力的敏感性增强。在 LOCA-02 工况中，PRHR HX 入口管线标高与 ADS4 标高接近，破口和 ADS4 都处于系统高点，在浮力作用下 RCS 内的蒸汽向高点积聚并流出，此时的流动阻力较 LOCA-03 工况、LOCA-01 工况的流动阻力要低，因此 LOCA-02 的安注流量略大。

5 结论

针对 ACME 上开展的 PRHR 管线破口试验，本文分析了该模拟试验的主要进程和事故阶段，

对比分析了关键参数对破口位置的敏感性, 主要结论如下:

(1) ACME PRHR 管线破口工况的事故进程与冷管段 SBLOCA 进程一致, 试验再现了非能动核电厂 PXS 在 SBLOCA 自然循环阶段、ADS 喷放阶段和 IRWST 安注阶段的主要热工水力现象。

(2) PRHR 管线不同位置破口导致 PRHR HX 失效时, PXS 系统均可以保证堆芯得到充分补水和冷却, 堆芯活性区始终处于混合液位以下。

(3) PRHR 管线破口位置对事故进程、RCS 初期降压速率、PRHR HX 流量、喷放流量、堆芯液位、IRWST 安注流量等参数具有显著影响, 对 CMT 和 ACC 安注流量影响较小。

参考文献:

- [1] WANG Y, MA J E, FANG Y T. Generation III pressurized water reactors and China's nuclear power[J]. *Journal of Zhejiang University-SCIENCE A*, 2016, 17(11): 911-922.
- [2] 常华健, 李玉全, 房芳芳, 等. CAP1400核电站非能动安全系统试验验证[J]. *中国核电*, 2018, 11(2): 172-177.
- [3] 庞博, 玉宇, 汪彬. 地震下非能动堆芯冷却系统可靠性分析[J]. *原子能科学技术*, 2018, 52(5): 896-903.
- [4] 肖三平, 陈树山, 吴昊. 非能动余热排出换热器在主给水管断裂事故下的冷却能力研究[J]. *原子能科学技术*, 2016, 50(3): 454-458.
- [5] 莫小锦, 佟立丽, 曹学武. AP1000丧失正常给水事故 PRHR冷却能力研究[J]. *科技导报*, 2012, 30(21): 26-29.
- [6] 徐财红, 史国宝. AP1000小破口失水事故中的重要热工水力现象[J]. *核电工程与技术*, 2013(2): 1-6, 25.
- [7] 杨江, 田文喜, 苏光辉, 等. AP1000冷管段小破口失水事故分析[J]. *原子能科学技术*, 2011, 45(5): 541-547.
- [8] 袁明豪, 冯雷, 周拥辉, 等. AP1000核电厂蒸汽发生器传热管破裂事故的分析研究[J]. *核安全*, 2009(4): 37-41.
- [9] 庄少欣, 孙微, 刘宇生, 等. 基于TRACE的大功率非能动核电厂自动泄压系统误启动事故计算[J]. *核科学与工程*, 2019, 39(4): 588-594.
- [10] 乔雪冬, 王昆鹏, 靖剑平, 等. AP1000核电厂直接注射管线双端断裂小破口失水事故计算[J]. *核科学与工程*, 2015, 35(2): 306-313.
- [11] REYES J N, HOCHREITER L. Scaling analysis for the OSU AP600 test facility (APEX)[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 1998, 186(1-2): 53-109.
- [12] 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.
- [13] 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.
- [14] 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.
- [15] 刘宇生, 许超, 庄少欣, 等. PXS非能动余热排出热交换器隔离阀前或阀后破口试验及分析方法评价报告: KY2019-029[R]. 北京: 环境保护部核与辐射安全中心, 2018.
- [16] 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.
- [17] 林支康. AP1000核电厂小破口失水事故RELAP5分析模式建立与应用[D]. 上海: 上海交通大学, 2012.
- [18] 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.
- [19] 陈炼, 常华健, 李玉全, 等. ACME整体性能试验设施工作压力选取方案分析[J]. *原子能科学技术*, 2011, 45(10): 1215-1220.

(责任编辑: 孙 凯)