

破口大小和二回路运行状态 对核供热堆自然循环断流瞬态的影响*

博金海 张佑杰 王 飞 姜胜耀

(清华大学核能技术设计研究院, 北京, 100084)

为研究一体化布置的核供热堆在发生破口失水事故中破口大小和从中间回路排出热量减少对断流过程的影响, 选用不同的破口尺寸和不同的二回路工作状态, 在 5 MW 核供热堆热工水力模拟回路 HRTL-5 上进行了实验研究。稳态运行工况的系统压力为 1.5 MPa, 在发生小破口失水事故后, 加热功率维持为额定功率的 5% 以模拟剩余发热情况。实验研究并比较了不同条件下压力、温度、循环流量、液位和失水量等重要参数的变化。这些实验数据为核供热堆的安全分析提供了实验依据。

关键词 核供热堆 失水事故 自然循环 断流 安全

5 MW 和 200 MW 核供热堆是一体化布置的自然循环反应堆, 一回路都在压力壳内, 避免了主回路破裂造成的大破口失水事故。但是, 仍有一些管路从反应堆压力壳内引出, 它们的破裂将引起小破口失水事故。对上空腔的破口和相当于注硼管破断的液面下破口失水事故已经做过实验研究, 结果表明: 反应堆失水有限, 堆芯不会裸露^[1,2]。注硼管在堆内引出口位于堆芯顶部以上稍低于换热器入口处, 正常工况时, 处于液面以下。注硼管在堆外破断将引起主回路失水。液位降至低于主换热器入口上沿后将发生主回路冷却剂自然循环的断流过程, 影响堆芯的冷却和系统的稳定性。

主回路系统排出热量的减少是核供热堆可能发生的重要事故工况之一。如果丧失外部电力供应, 或意外切除一套中间回路, 或中间回路管道破口等, 都会引起这种事故。

本工作重点实验考察不同破口尺寸和二回路运行状况对事故瞬态的影响。破口直径分别取为 3.7、5.0 和 6.8 mm。实验中, 在破口事故发生后, 停止二回路循环泵的运行使得排出热量减少, 破口发生后的加热功率取额定功率的 5%。

1 实验装置及实验条件

实验在 5 MW 核供热堆热工水力学模拟实验回路上进行。该回路在设计上满足了单相流动及两相流动的主要相似准则, 与核供热堆有相同的加热棒尺寸、加热段当量直径、加热段高

* 国家“八五”科技攻关项目“低温堆综合技术研究”的子课题

收稿日期: 1996-07-30 收到修改稿日期: 1997-02-06

度、提升高度、入口阻力系数、回路阻力系数等。一回路选用去离子水作为工质,按供热堆的压力和温度条件运行,保证了单相及两相工况下热物性与原型完全相同,避免了工质模拟换算造成的不确定性。实验回路由一回路和二回路组成。一回路是实验主回路(图 1)。

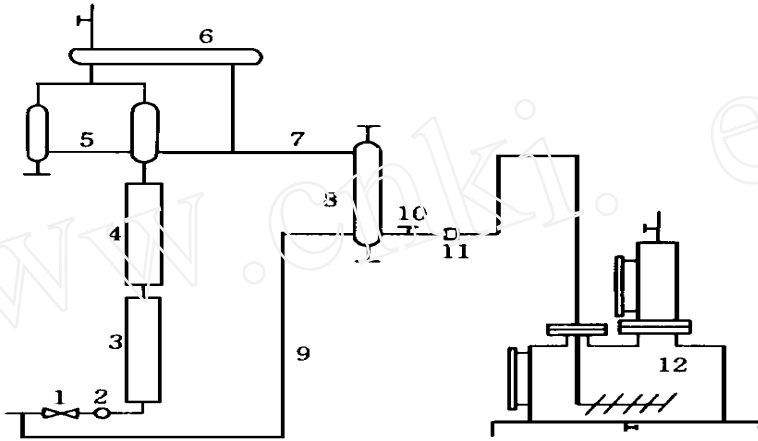


图 1 实验系统示意图

Fig 1 Schematic diagram of test system

1——节流阀; 2——流量计; 3——加热段; 4——上升段; 5——汽水分离器; 6——冷凝器;
7——上横管; 8——热交换器; 9——下降段; 10——排放阀; 11——排放孔板; 12——排放水箱

在实验回路的热交换器下部装有排放管、排放阀门。排放管上装有排放孔板,可更换不同孔径的孔板来进行排放实验。排放管通入排放水箱的下部,构成排放系统。排放水箱装有冷却水,用来冷却排放出的热水和蒸汽。

将实验回路加温、加压至与供热堆相同的稳态运行工况,即相同的热流密度、压力状态和过冷度,使密度、比容、粘度、比热、水焓、汽焓、汽化潜热、表面张力系数等流体的物性与原型相同。实验系统稳态运行工况为热流密度 $2.06 \times 10^5 \text{ W/m}^2$, 系统压力 1.5 MPa , 加热段进口与出口温度分别为 $146 \text{ }^\circ\text{C}$ 和 $186 \text{ }^\circ\text{C}$ 。调整二回路流量来维持系统能量平衡,稳定后即进行破口失水实验。在实验过程中实时记录失水量、加热元件壁温、空泡份额、系统压力、加热段进出口温度、液位等参数。

2 破口孔径的影响

根据破口面积与堆内蒸发面积之比的相似条件和实际需要,进行了破口直径分别为 3.7、5.0 和 6.8 mm 的实验。破口大小对过程影响的结果示于图 2。从图 2 可以看出以下几点:

- 1) 破口孔径越大压力下降越快;
- 2) 破口孔径越大失水量越多;
- 3) 换热器入口管径为 100 mm、液位低于 100 mm 时,自然循环发生中断,孔径越大,自然循环中断发生得越早,这是在孔径大时失水量较多的必然结果;
- 4) 破口后自然循环流量很快降至零,随后虽有少量脉冲状波动,但无显著变化;对于破口

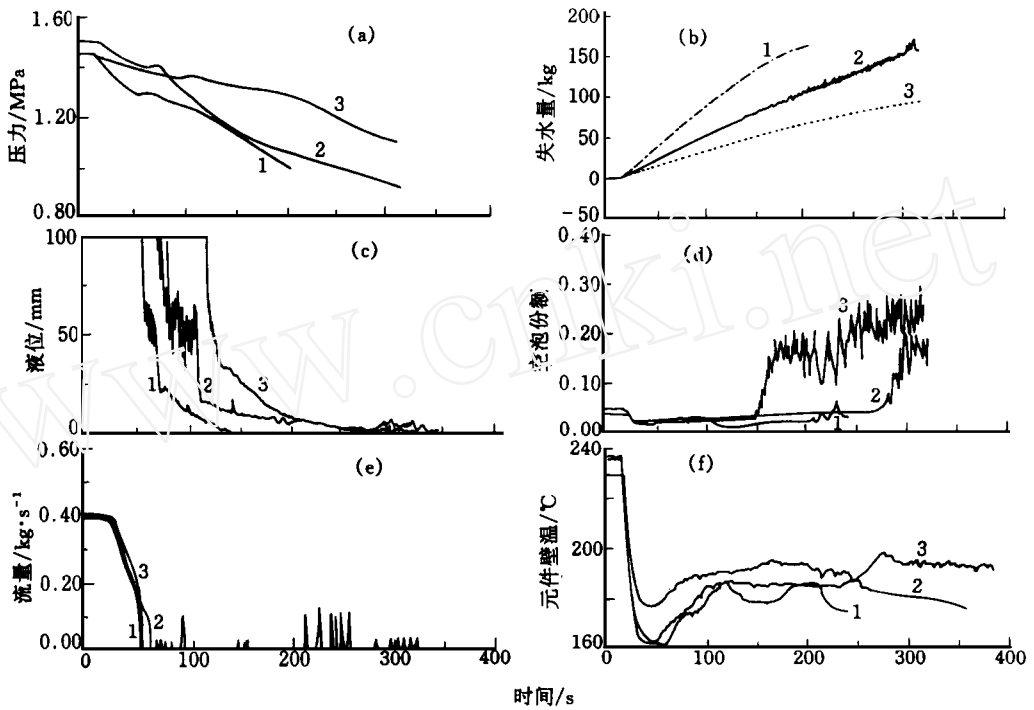


图 2 液面下破口事故中的瞬态变化

Fig 2 Parameter transient curves of LOCA below coolant level

(a)——压力; (b)——失水量; (c)——换热器入口液位; (d)——空泡份额; (e)——循环流量; (f)——元件壁温
 5% 额定功率; 二回路运行; 破口直径(mm): 1——6.8; 2——5.0; 3——3.7 TP

直径 6.8 mm 的较大破口, 发生中断的时间较早, 约 170 s 时完全中断, 对 3.7 mm 的较小破口, 约 450 s 时自然循环方完全中断, 元件棒壁面温度变化趋势没有显著差异;

5) 中断过程中, 热段的空泡份额不大, 对较小破口, 剩余功率的作用相对稍大, 使得上升段的空泡份额较大。

3 二回路状态的影响

为了研究破口事故发生后二回路也出现故障不能运行时对事故瞬态的影响, 比较了二回路 2 种状态: 破口发生后二回路继续运行; 破口发生后停止循环泵的运行。破口直径取为 3.7 mm, 破口发生后维持 5% 额定功率。

2 种回路状态下的系统压力、失水量、换热器入口管液位、空泡份额、循环流量和元件棒壁面温度的变化曲线示于图 3。从图中可以看出以下几点。

1) 二回路停止运行时系统压力下降较慢, 这是由于在停止运行时减慢了系统内的能量向二回路传递的速度所致。

2) 二回路停止运行时失水量较大些, 这与压力变化是相对应的, 因为破口位置压力较高时, 失水率则相应较高。

3) 换热器入口管液位的变化差别不大。二回路停止运行时, 因失水量增加较快, 使得出现

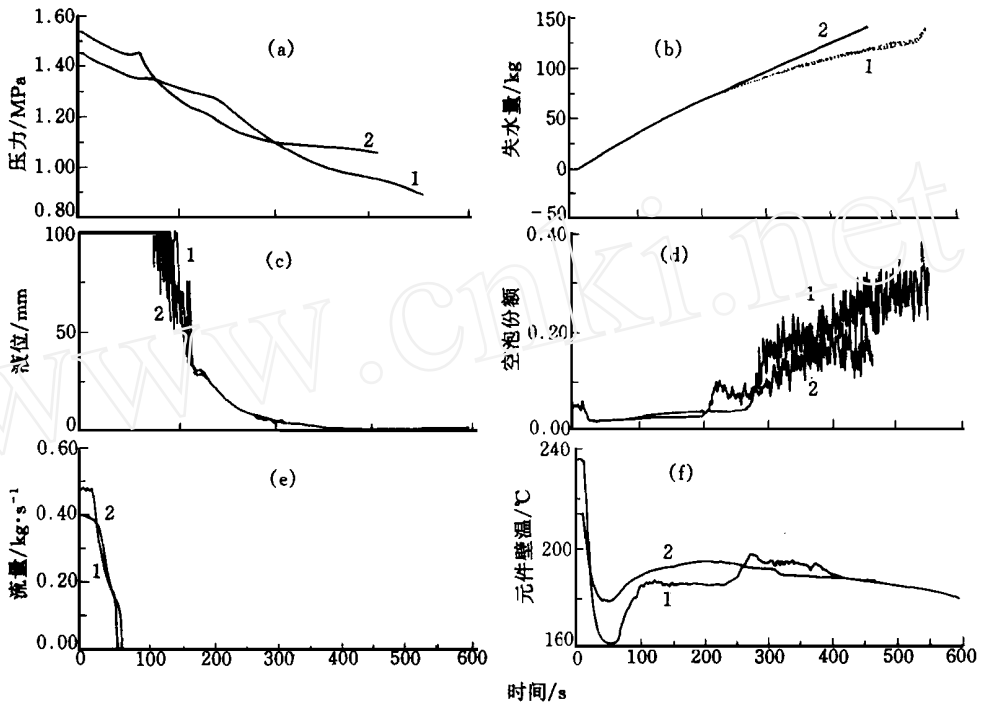


图 3 二回路处于不同状态时液面下破口事故中的参量变化

Fig 3 Parameter curves of LOCA on different secondary loop state

(a)——压力; (b)——失水量; (c)——换热器入口液位; (d)——空泡份额; (e)——循环流量; (f)——元件壁温
5% 额定功率; 破口直径(mm): 3.7; 二回路状态: 1——运行; 2——关闭

自然循环中断的时间稍早, 液位波动较为激烈。

4) 空泡份额的变化在总的趋势上是一致的, 但二回路停止运行后期的空泡份额稍小, 这是因为此时压力下降速度较慢, 闪蒸的激烈程度较差。

5) 循环流量的变化差异不大, 这与空泡份额的影响是一致的。

6) 加热元件壁温变化趋势相同, 二回路停止运行时的温度稍高些。这是因为: 向二回路传热速度减慢使得流体温度较高; 闪蒸激烈程度较差影响了元件棒的向外传热。

4 结论

1) 破口孔径较大时, 压力下降较快, 失水量较多, 出现自然循环断流的时间较早, 孔径大小影响较明显。

2) 二回路停止运行时, 压力下降稍慢, 失水量稍多, 出现自然循环断流的时间稍早。但影响不太显著。

3) 对于所研究的几种情况, 破口失水事故发生后循环流量很快降至零。元件棒表面温度随着加热功率的降低而降低, 但在循环流量降至零后又有回升, 升幅为 20—40 K。元件棒表面温度不会超过事故发生前的稳态运行时的温度值, 元件棒不会烧毁。

参 考 文 献

- 1 博金海, 姜胜耀, 姚梅生, 等. 上空腔小破口失水事故模拟实验. 核动力工程, 1990, 11(5): 57.
- 2 Ma Changwen, Bo Jinhai, Jia Haijun. Loss of Coolant Experiment for the Test Nuclear Heating Reactor. Tsinghua Science and Technology, 1996, 1(1): 32.

INFLUENCES OF BREAK SIZE AND OPERATING STATE OF SECONDARY LOOP ON FLOW BREAK BY NUCLEAR HEATING REACTOR LOSS OF COOLANT ACCIDENT

Bo Jinhai Zhang Youjie Wang Fei Jiang Shengyao

(Institute of Nuclear Energy Technology, Tsinghua University, Beijing, 100084)

ABSTRACT

The main loops of 5 MW nuclear heating reactor and 200 MW nuclear heating reactor are integral natural circulation systems. In case of loss of coolant accident (LOCA), while the water level reaches the upper edge of the inlet of the heat exchanger, the flow break occurs. It has influence on cooling core and stability of the main loop. Some tests for different break area and different state of the secondary loop are described and their results are discussed in the paper. Tests are carried out on the thermohydraulics test system HRTL-5 of the nuclear heating reactor. The system pressure is 1.5 MPa, the heating power under the accident is kept 5% of the steady state power. Results show the influences of the break area and the state of the secondary loop on the natural circulation break process, and that the temperature of the heated element isn't too high and the element couldn't be burn out.

Key words Nuclear heating reactor LOCA Natural circulation Flow break Safety