

矩形狭缝流道临界流研究

黄波, 张波涛, 孙运达, 龚圣捷
(上海交通大学核科学与工程学院, 200240, 上海)

摘要: 针对核电厂破前漏(LBB)分析中冷却剂通过管道贯穿裂纹的泄漏率问题,采用流道尺寸为 80 mm(长)×10 mm(宽)×0.6 mm(间隙)的矩形狭缝实验件开展临界流实验,研究不同上游压力和温度对临界流量的影响,上游压力范围为 4~12 MPa,过冷度范围为 10~125 ℃。针对实验中发现的热力学不平衡现象,通过加入 Richter 的闪蒸过热度预测公式来改进 Henry-Fauske 临界流模型的计算。结果表明:临界流量随上游压力和过冷度的增大而增大;上游过冷度较小的工况下,热力学不平衡现象比较明显,闪蒸起始位置会随着上游流体过冷度的减小向上游方向移动,对临界流量影响较大;改进的 Henry-Fauske 模型可以预测不同上游条件下的闪蒸起始位置,从而很好地估计临界流量大小,计算值与实验数据误差在±10%以内。

关键词: LBB 分析;临界流;热力学不平衡;Henry-Fauske 模型

中图分类号: TK12 **文献标志码:** A

DOI: 10.7652/xjtuxb202005004 **文章编号:** 0253-987X(2020)05-0026-06



Investigation on the Critical Flow Through a Rectangular Narrow Slit

HUANG Bo, ZHANG Botao, SUN Yunda, GONG Shengjie
(School of Nuclear Science and Engineering, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China)

Abstract: Critical flow experiments through a rectangular narrow slit were conducted based on the leakage rate of the coolant through crack in the LBB analysis of nuclear power plant pipe system. The test section with a structure size of 80 mm × 10 mm × 0.6 mm was used to investigate the influences of upstream pressure and temperature on the critical flowrate, within the upstream pressure range of 4-12 MPa and subcooling range of 10-125 ℃. The Henry-Fauske critical flow calculation model was modified by introducing Richter's flashing superheat prediction formula because of the observed thermodynamic non-equilibrium in experiments. Results show that the critical flowrate increases with the upstream pressure and subcooling. In addition, the thermodynamic non-equilibrium is more obvious for the cases with lower upstream subcooling. The location of the flashing inception moves to the upstream with the decrease of upstream subcooling and has a great impact on critical flowrate, which can be predicted by the modified Henry-Fauske model. The predicted results of the critical flowrate by the improved model show a good agreement with the experimental data with an error of ±10%.

Keywords: LBB analysis; critical flow; thermodynamic non-equilibrium; Henry-Fauske model

历史上,核电厂采用反应堆输热管线的瞬时双端剪切断裂(DEGB)作为安全设计依据。因此,为

了保障安全,在核电厂系统中设置了管道防甩击装置和液体喷射屏蔽系统等,从而大大增加了系统复杂度。事实证明,DEGB 发生概率极低,管道失效的形式更多是材料内部缺陷导致裂纹逐渐生长,然后贯穿管壁形成破口进而造成冷却剂的泄漏,即破前漏(LBB)。LBB 分析为核电站安全设计提供了一种新的方法,从设计上避免了 DEGB 的发生,从而使系统设计得到简化,建造成本降低,提高了核电站的安全性和经济性。房永刚等全面地论述了 LBB 分析在国内外核电站中的应用发展情况^[1],国外较早地开展了相关的工作,积累了丰富的实验数据和理论分析经验,并已经形成了较为成熟的设计规范文件^[2-3],然而国内对于 LBB 分析的研究工作尚处于起步阶段,系统性地开展更深入的研究对于我国核工业发展具有重要意义。

冷却剂通过主管道贯穿裂纹泄漏率的准确预测是 LBB 分析中重要的一环,泄漏率与上游流体温度和压力、裂纹的形貌和结构尺寸均有关系。LBB 是一种典型的临界流物理问题,在高温高压核电系统中,过冷的高温高压水经过管道贯穿裂纹泄漏出去,管道内外存在巨大压差,而且真实裂纹形貌复杂,在形阻和摩擦作用下水快速降压,闪蒸形成两相流动,此时出口背压对流动没有影响,冷却剂通过裂纹的泄漏形成两相临界流动,出口压力即为临界压力,泄漏量即为临界流量。国内外有很多学者开展了相关研究,陈听宽等采用不同长径比的锐边入口直管实验件开展了两相临界流动实验,管道内径为 4 mm,研究了上游压力、过冷度和长径比对临界流量的影响^[4]。陈玉宙等使用喷嘴(内径为 1.41 mm、长度为 4.35 mm)进行临界流实验,进口压力范围为 0.4~22 MPa,干度范围为-3.5~0.98,研究了入口温度、压力、干度等参数对临界流的影响趋势和基本规律,并对现有的临界流物理模型进行了评价^[5]。Yang 等采用菱形孔和小直径圆管模拟裂纹,实验温度和压力分别高达 23 MPa 和 400 °C,覆盖超临界工况,进行了临界泄漏的实验研究^[6]。Zhang 等使用神经网络和遗传算法改进 LBB 泄漏率预测关系式,结果表明神经网络表现出比现有商业软件更高的精度,并讨论了热工水力特性和裂纹形态的影响^[7]。殷海峰等开发了 LBB 泄漏率计算程序 CLR,针对美国 NRC 相关技术文件中的实验数据进行计算,程序与国内早期引进的商用软件 PICEP 计算结果吻合较好,与相关文件中实验结果误差在±50%以内^[8]。Park 等利用相关模型编制了核电厂管道

周向裂纹泄漏率估算程序,以裂纹形态参数为随机变量,考察了泄漏率的统计行为^[9]。

目前国内已开展的临界流实验研究主要为圆管形状的实验件,通道截面尺寸较大。这类实验件加工简单,便于开展实验,但结构和尺寸与真实裂纹存在较大差异,不适用于 LBB 分析程序的开发验证。本文采用矩形狭缝结构流动开展临界流动实验,模拟真实裂纹的泄漏,获得了临界流实验数据,并开发了相应的计算模型,可为 LBB 分析技术的发展奠定基础。

1 实验研究

1.1 实验系统

实验在上海交通大学核科学与工程学院超临界水开式实验回路上进行,回路设计压力为 30 MPa,设计温度为 550 °C,系统最大流量可达 10 t/h,实验系统如图 1 所示。柱塞泵驱动水箱中去离子水在系统中流动并且升压,蓄能器吸收柱塞泵带来的回路压力波动,保证回路系统压力正常,设置旁通支路调节系统流量分配,流经实验支路的水经过加热器升温到达工况所需的温度,系统压力由旁通支路以及实验支路的电磁调节阀开度进行精确控制,以获得实验工况压力。从实验段流出的水直接排放到连通大气的水箱中,然后由离心泵驱动经过换热器降温回到大水箱完成循环。实验工况参考压水堆核电站实际运行中一回路冷却剂参数,上游压力范围设计为 4~12 MPa,每隔 1 MPa 记录一次数据,温度范围为 186~265 °C,其中只针对过冷工况进行实验,过冷度范围为 10~125 °C。

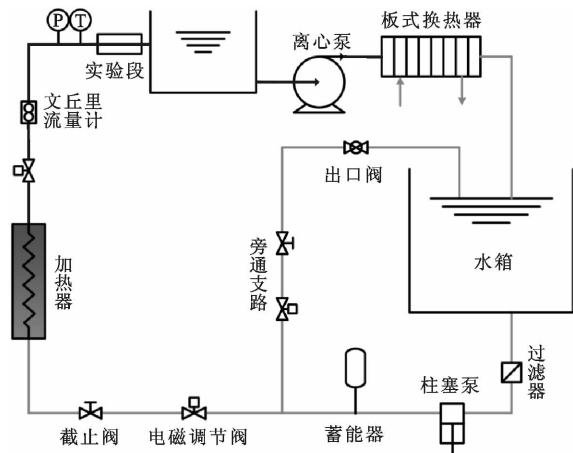


图 1 实验装置图

1.2 实验件与数据测量

核工艺管道的真实裂纹形状复杂且不规则,一

般裂纹张开位移(COD)相比于裂纹的长度和深度很小,为了研究裂纹临界流的物理机理和开发相应的数学模型,采用矩形等截面的狭缝结构作为实验对象进行研究,如图2所示。裂纹深度简化为矩形狭缝流动长度 L ,裂纹长度简化为流道宽度 w ,COD即为间隙 d 。采用线切割工艺在80 mm(长)×40 mm(宽)×40 mm(高)的不锈钢块上加工出狭缝流道,流道的物理尺寸为80 mm(长)×10 mm(宽)×0.6 mm(间隙),流道表面粗糙度为 $6\text{ }\mu\text{m}$ 。实验件两端通过法兰压紧并与实验回路连接,实验件与上下游流道的连接以及相关尺寸如图3所示。

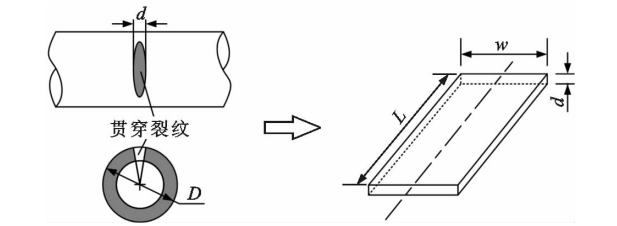


图2 实验件简化图

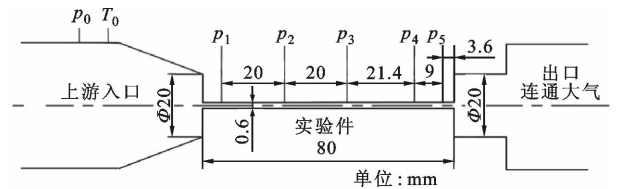


图3 实验件连接和测点布置

实验件入口处设置温度和压力测点来测量实验件上游温度 T_0 和压力 p_0 ,同时在流道沿流动方向布置有5个压力测点(测点布置如图3所示)来监测流动过程中沿程的压力变化,流量大小由回路中的文丘里流量计测量。实验数据使用NI系统进行采集记录,在每个稳态工况下,记录1 min的实验数据。实验进行前,对实验系统中的压力表、热电偶、流量计进行标定,压力测量精度为 $\pm 0.2\%$,温度测量精度为 $\pm 0.1\text{ }^\circ\text{C}$,文丘里流量计测量精度为 $\pm 0.6\%$ 。

2 实验结果

2.1 冷态标定

正式实验前进行了冷态标定实验,采用不同压力的常温水流过实验件,获得压力分布情况,图4展示了 p_0 为4.35 MPa时的标定结果,其中 $L'=l_i/L$ 为压力测点距离入口的归一化长度。由沿程压力测点拟合得到单相压力分布曲线,向上游外推与 p_0 的差值即为入口形阻压降 Δp_e ,再由该工况下测量得到的流量 G 计算入口形阻压降系数 K ,计算公式为

$$\Delta p_e = K \frac{G^2 v_0}{2} \tag{1}$$

冷态标定结果如表1所示,入口形阻压降系数只与实验件结构尺寸有关,在不同压力条件下具有很好的一致性,平均值为1.65。

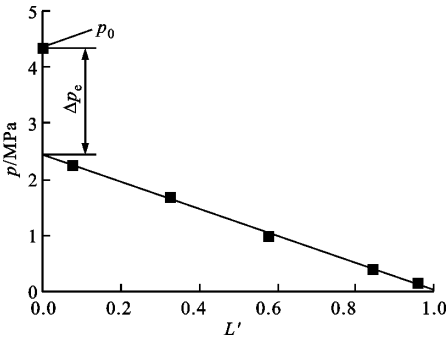


图4 冷态标定压力分布

表1 冷态标定结果

$T_0/^\circ\text{C}$	p_0/MPa	$G/(10^4\text{ kg}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{s}^{-1})$	K
20.1	2.34	3.3	1.66
20.5	2.72	3.6	1.65
21.6	3.44	4.1	1.65
21.6	4.35	4.8	1.65
21.6	5.07	5.3	1.65
21.5	6.05	5.9	1.64
21.6	6.82	6.4	1.64
21.6	7.43	6.7	1.65

2.2 临界流动

伯努利方程是不可压单相流体的流动方程,对于本实验系统,上游高压水流经实验件时,如果不发生临界流动,则满足伯努利方程,根据伯努利方程可计算流量为

$$G^2 = \frac{2\rho(p_0 - p_b)}{K + \lambda L/D} \tag{2}$$

式中: p_b 是大气压; D 是流道当量直径; λ 是单相摩擦阻力系数,John建议狭缝流道的 λ 采用如下公式^[10]计算

$$\lambda = (3.39\log \frac{D}{2\epsilon} - 0.866)^{-2} \tag{3}$$

根据流道沿程的压力分布曲线,向下游外推获得流道出口的压力要远大于出口背压(大气压),可见背压对于流量没有影响,实验工况均为临界流工况。将实验测量的 G_e 与式(2)计算的 G_s 进行比较,结果如图5所示,可见实验流量远小于伯努利方程计算结果。因此,伯努利方程不适用于临界流流量的计算,也进一步验证了实验工况均为临界流工况。

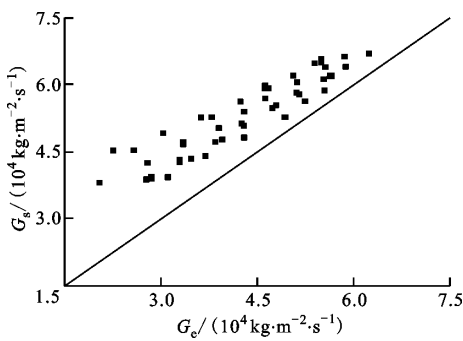


图 5 流量的伯努利方程计算结果与实验值对比

2.3 热态工况结果

图 6 为流体上游压力和温度对临界流流量的影响。从图中可以看出,在 T_0 相同的条件下,随着 p_0 的增大, G 也会逐渐增大。这是由于 p_0 越大,驱动流动的压力就越大。在相同 p_0 下,临界流流量随着上游流体温度的升高,流量逐渐减小。当高压流体在狭缝中流动时,流体的压力在形阻和摩擦作用下逐渐降低并产生蒸汽,流动变为两相流,流动摩擦压降大大增加。因此,上游流体过冷度越小(即流体温度越高),越接近饱和状态,汽化就会越早发生,蒸汽占据的份额越多,流量也会越小。在上游过冷度较小的情况下,流量随温度变化会更剧烈。Chun 等采用过冷水进行低压(0.5~2 MPa)、小直径圆管($D=3.4\sim7.15$ mm)、长通道($L=100\sim400$ mm)的临界流动实验时,也发现了同样的实验现象^[11]。

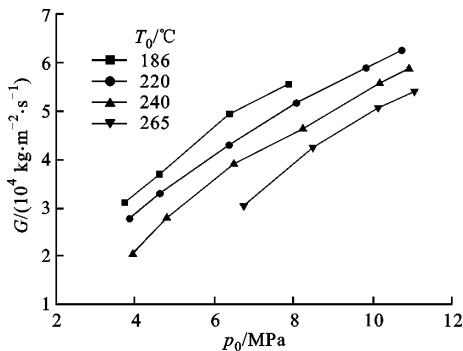


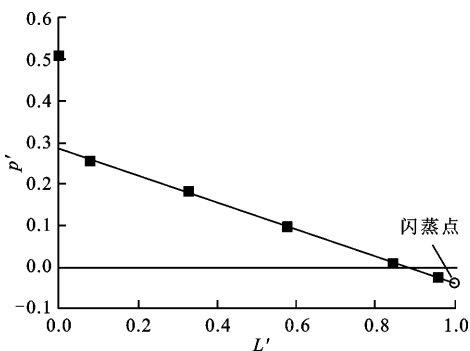
图 6 临界流流量随上游参数的变化

图 7 展示了 p_0 为 6.6 MPa 时不同 T_0 下实验件沿程的压力分布情况,为便于展示工质的热力学状态,对压力进行归一化

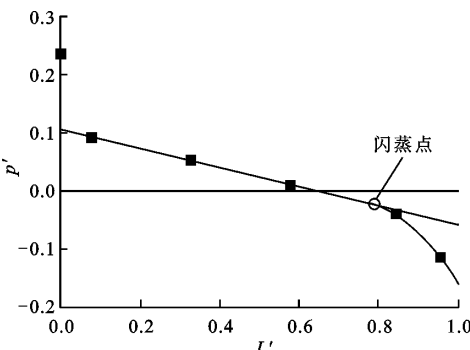
$$p' = \frac{p_i - p_{\text{sat}}(T_0)}{p_0} \tag{4}$$

$p' > 0$ 表示流体过冷, p' 越大过冷度越大; $p' = 0$ 表示饱和状态; $p' < 0$ 表示流体过热或者两相。

从图 7 中可以看出:流体在流动过程起初 p' 随 L' 呈现线性关系变化,保持很好的单相流动特征,对



(a) $T_0 = 240$ °C



(b) $T_0 = 265$ °C

图 7 不同上游温度下的压力分布

于上游过冷度相对较大的工况,流体会保持单相流动状态直到出口位置,如图 7a 所示,然后由于流动面积突然改变而在出口发生闪蒸,但在此之前即使 $p' < 0$,流动仍然是单相的,说明此时液体处于过热状态;对于上游更加接近饱和的工况,流体很快降压到饱和点,然后 p' 继续减小一定程度后开始逐渐偏移单相流动特征直线,如图 7b 所示,表明此时已经是两相流动过程,单相到两相的转折点是在 $p' < 0$ 时出现的,即流体在达到饱和时并没有开始汽化,而是继续降压达到一定过热度后才开始闪蒸变为两相,相同的上游压力条件下,闪蒸位置会随着上游过冷度的降低而向流道上游逐渐移动。Fraser 等开展的长管内低压(最高 0.47 MPa)饱和水和过冷水临界两相流动实验研究结果也表明,闪蒸点的位置对临界流量有显著影响,在靠近出口位置闪蒸的工况流量往往比较大^[12],与本实验观察到的结果一致,这也解释了上文提到的在过冷度较小时流量随上游温度变化更加剧烈的原因。

3 计算模型

目前针对上游过冷的临界流动实验流量预测使用最广泛的模型是 Henry-Fauske 热力非平衡模型,该模型假设:①流动过程中两相处于热力学不平

衡状态;②相间滑移可以忽略,滑速比近似为1,按均相流处理;③蒸汽膨胀近似为等熵过程,基于两相流动的质量、动量和能量守恒方程推导获得。该模型临界流量计算式^[13-14]为

$$G^2 = - \left[x \frac{v_g}{np} + (1-x) \frac{dv_l}{dp} + (v_g - v_l) \frac{dx}{dp} \right]_e^{-1} \quad (5)$$

式中 n 是蒸汽等熵膨胀系数。Henry 和 Fauske 用不平衡系数 N 表示液体闪蒸过程中热力学不平衡效应对相间质量传递的影响

$$\frac{dx_e}{dp} = N \frac{dx_E}{dp} = -N \left[\frac{(1-x) ds_f/dp + x ds_g/dp}{s_g - s_f} \right]_E \quad (6)$$

式中: x_e 是出口位置真实含气率; x_E 是热力学平衡含气率,当 $x_E \leq 0.05$ 时, $N = 20x_E$, 当 $x_E > 0.05$ 时, $N = 1$ 。

对于具有锐边入口的管道, Henry 认为含气率沿管长方向呈指数形式规律变化

$$x_e = Nx_E \{1 - \exp[-0.0523(L/D - 12)]\} \quad (7)$$

式中 $L/D = 12$ 是相变转折点位置。但是,通过本实验发现,闪蒸位置并不是固定不变的,同一实验结构下会随着上游参数不同而变化,应该根据压降关系实际求解出闪蒸位置进行计算,而国内基于 Henry-Fauske 已开发的相关泄漏率计算程序仍按照长径比为 12 计算^[15-16], 本文针对该问题进行改进。此外,由于闪蒸过程是不平衡过程,流体压力降低到该温度对应的饱和压力时并不会马上汽化,而是在一定的过热度条件下才发生汽化, Richter 使用的闪蒸汽化过热度计算公式^[17]如下

$$\Delta T_{Fi} = T_0 - T_{sat}(p_{Fi}) = \frac{v_{lg}}{s_{lg}} \frac{4\sigma}{d_0} \quad (8)$$

式中: p_{Fi} 是闪蒸点温度对应饱和压力; σ 是表面张力; v_{lg} 和 s_{lg} 分别是汽液两相比容和熵的差值; d_0 是闪蒸点气泡初始直径,取 $25 \mu\text{m}$ 。闪蒸点之前流动都是单相状态,压降公式为

$$p_0 - p_{Fi} = \Delta p_e + \Delta p_{f1} \quad (9)$$

式中 Δp_e 用式(1)计算,单相摩擦压降为

$$\Delta p_{f1} = \lambda \frac{l_f}{D} \frac{G^2 v_l}{2} \quad (10)$$

代入式(9)可以计算得到闪蒸位置 l_f , 然后替换式(7)原模型的闪蒸位置。使用式(5)计算临界流量还需要出口位置的临界压力,采用系统压降公式进行计算,系统从上游的 p_0 到出口达到临界压力 p_e , 总压降计算公式为

$$\Delta p_{\text{total}} = p_0 - p_e = \Delta p_e + \Delta p_a + \Delta p_{f1} + \Delta p_{f2} \quad (11)$$

式中由于闪蒸相变引起的加速压降 Δp_a 为

$$\Delta p_a = G^2 \{ [v_l + x_e(v_g - v_l)] - v_0 \} \quad (12)$$

两相摩擦压降 Δp_{f2} 使用均相流条件下的压降公式计算

$$\Delta p_{f2} = \Phi_{lo}^2 \lambda \frac{L - l_f}{D} \frac{G^2 v_l}{2} \quad (13)$$

式中 Φ_{lo}^2 是两相压降全液相折算系数

$$\Phi_{lo}^2 = \left[1 + x \left(\frac{v_g}{v_l} - 1 \right) \right] \left[1 + x \left(\frac{\mu_l}{\mu_g} - 1 \right) \right]^{-1/4} \quad (14)$$

采用 MATLAB 对改进的模型进行编程,对出口位置的临界压力和系统临界流量双重迭代计算,结果如图 8 所示,改进后的 Henry-Fauske 模型计算得到的临界质量流量与实验测量结果的误差在 $\pm 10\%$ 以内,具有很好的预测精度。

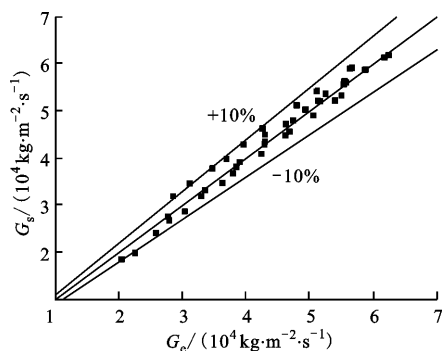


图 8 改进的 Henry-Fauske 模型计算结果与实验值对比

4 结 论

本文采用狭缝流道结构实验件(80 mm(长)×10 mm(宽)×0.6 mm(间隙))在不同的上游流体压力、温度情况下,开展了上游过冷条件下的临界流实验研究,然后根据实验观察到的热力学不平衡现象改进 Henry-Fauske 模型的计算,得到如下结论。

(1)在本实验条件下,所有工况均发生了临界流动,上游参数对临界流量有直接的影响,临界流量随上游压力增大而增大,上游温度越高流量越小。

(2)上游过冷度较低时,流动过程会出现闪蒸现象,表现出热力学不平衡,闪蒸位置随着上游过冷度的降低而向流道上游移动,并导致流量急剧下降。

(3)通过加入 Richter 闪蒸过热度的计算公式而改进的 Henry-Fauske 临界流模型,能够根据上游不同条件计算闪蒸起始点位置,采用改进模型计算的临界流量结果具有较好的预测精度,与实验结果的误差在 $\pm 10\%$ 以内。

参考文献:

- [1] 房永刚,王庆,苏岩,等. LBB和BP在核电厂高能管道上应用的差异性研究[J]. 核安全, 2017, 16(4): 61-65.
FANG Yonggang, WANG Qing, SU Yan, et al. Study on differences of LBB and BP concepts applied to high energy pipe of nuclear power plant[J]. Nuclear Safety, 2017, 16(4): 61-65.
- [2] BENIUSSA K, HEDNER G, CAKMAK E, et al. European safety practices on the application of leak before break (LBB) concept; EUR18549 [R]. Luxembourg; European Commission, 2000.
- [3] SCOTT P M, OLSON R J, WILKOWSKI G M. Development of technical basis for leak-before-break evaluation procedures; NUREG/CR-6765 [R]. Washington, USA: US NRC, 2002.
- [4] 陈听宽,徐进良,罗毓珊. 两相临界流实验研究[J]. 工程热物理学报, 2002, 23(5): 623-626.
CHEN Tingkuan, XU Jinliang, LUO Yushan. Experimental study on two-phase critical flow [J]. Journal of Engineering Thermophysics, 2002, 23(5): 623-626.
- [5] 陈玉宙,杨春生,张曙明,等. 基于喷嘴临界流实验对现有物理模型的评价[J]. 原子能科学技术, 2009, 43(6): 485-490.
CHEN Yuzhou, YANG Chunsheng, ZHANG Shuming, et al. Evaluation of existing physical models on critical flow based on experiment with a nozzle [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2009, 43(6): 485-490.
- [6] YANG Z, BI Q, ZHU G, et al. Leak rates of high pressure steam-water across simulation crack [J]. Experimental Thermal and Fluid Science, 2014, 59: 118-126.
- [7] ZHANG J, CHEN R H, WANG M J, et al. Prediction of LBB leakage for various conditions by genetic neural network and genetic algorithms [J]. Nuclear Engineering and Design, 2017, 325: 33-43.
- [8] 殷海峰,梁兵兵,徐宁. 管道泄漏率计算模型研究和程序开发[J]. 核技术, 2013, 36(4): 90-93.
YIN Haifeng, LIANG Bingbing, XU Ning. Development of leak rate calculation model and code in piping [J]. Nuclear Techniques, 2013, 36(4): 90-93.
- [9] PARK J H, CHO Y K, KIM S H, et al. Estimation of leak rate through circumferential cracks in pipes in nuclear power plants [J]. Nuclear Engineering and Technology, 2015, 47(3): 332-339.
- [10] JOHN H, REIMANN J, WESTPHAL F, et al. Critical two-phase flow through rough slits [J]. International Journal of Multiphase Flow, 1988, 14(2): 155-174.
- [11] CHUN M H, PARK C K, PARK J W. An experimental investigation of critical flow rates of subcooled water through short pipes with small diameters [J]. International Communications in Heat & Mass Transfer, 1996, 23(8): 1053-1064.
- [12] FRASER D W H, ABDELMESSIH A H. A study of the effects of the location of flashing inception on maximum and minimum critical two-phase flow rates; part I Experimental [J]. Nuclear Engineering and Design, 2002, 211(1): 1-11.
- [13] HENRY R E. The two-phase critical discharge of initially saturated or subcooled liquid [J]. Nuclear Science and Engineering, 1970, 41(3): 336-342.
- [14] HENRY R E, FAUSKE H K. The two-phase critical flow of one-component mixtures in nozzles, orifices, and short tubes [J]. Journal of Heat Transfer, 1971, 93(2): 179-187.
- [15] 乔红威,李琦,刘志伟,等. LBB设计中管道贯穿裂纹张开位移及泄漏率计算研究[J]. 核技术, 2013, 36(4): 94-100.
QIAO Hongwei, LI Qi, LIU Zhiwei, et al. Research on crack-opening displacement and leak rate prediction of the through-wall crack in LBB design [J]. Nuclear Techniques, 2013, 36(4): 94-100.
- [16] 吴万军,谢海,兰彬,等. 管道裂纹泄漏率计算软件开发[J]. 核动力工程, 2015, 36(4): 65-68.
WU Wanjun, XIE Hai, LAN Bin, et al. Development of computer code on pipe crack leakage [J]. Nuclear Power Engineering, 2015, 36(4): 65-68.
- [17] RICHTER H J. Separated two-phase flow model: application to critical two-phase flow [J]. International Journal of Multiphase Flow, 1983, 9(5): 511-530.

(编辑 荆树蓉)