

池式研究堆自然循环能力试验及数值模拟

黄洪文, 刘汉刚, 杨晓斌, 钱达志, 徐显启, 黄文, 张 旻

(中国工程物理研究院 核物理与化学研究所, 四川 绵阳 621900)

摘要: 自然循环能力是表征反应堆固有安全性能的重要参数, 为了分析某池式研究堆非能动安全性, 判断自然循环运行工况载热能力, 针对堆芯结构特征开发了自然循环能力分析程序, 完成了燃料元件出入口水温实测等验证试验。分析结果表明, 堆芯自然循环流量计算结果与试验值符合良好, 相对偏差小于 1.6%; 反应堆自然循环能力随堆池水温度升高而降低, 当池水温度为 40 °C 时, 反应堆自然循环能力为 710 kW, 表明反应堆具有良好的非能动安全性。

关键词: 自然循环能力; 池式研究堆; 热工水力程序

中图分类号: TL33

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2012)S0-0206-05

Natural Circulation Capacity Experiment and Numerical Simulation for Pool-Type Research Reactor

HUANG Hong-wen, LIU Han-gang, YANG Xiao-bin, QIAN Da-zhi,
XU Xian-qi, HUANG Wen, ZHANG Yang

(Institute of Nuclear Physics and Chemistry, China Academy of Engineering Physics, Mianyang 621900, China)

Abstract: The natural circulation capacity is the important parameter that characterizes the safety capability of a nuclear reactor. In order to analysis the passive safety of a pool-type research reactor, and determine the extreme levels of heat-carrying capacity under natural circulation condition, according to the special core structure, a method was proposed to carry out natural circulation experiment, and a software was developed to analysis the natural circulation capability. The calculation results of core flow satisfy experimental values well, and the relative deviation is less than 1.6%. Under the condition the pool water temperature is 40 °C, the natural circulation capacity of the reactor is no less than 710 kW according to the calculation result of the code. It indicates that this pool reactor has good passive safety ability.

Key words: natural circulation capacity; pool-type research reactor; thermal-hydraulic code

福岛核电站事故发生后, 反应堆安全问题又一次成为公众关注的焦点, 也是影响核行业

发展的关键所在。在提高反应堆固有安全性方面, 一系列非能动措施得到了广泛应用, 其中,

增强反应堆自然循环能力是一个主要方向。池式研究堆自然循环能力如何,需做出明确的判断,对堆芯冷却方式的确定、反应堆池水管理、安全分析和事故决策具有重要意义。自然循环能力试验通常在堆外热工台阶^[1]上进行,采用缩小试验装置的几何尺寸和加热功率的规模,根据一定的准则关系式,实现原型和试验装置的数据转换^[2-6],该方法需设计加工堆芯及回路系统,投资较大,同时,电加热方式与堆芯功率实际分布存在差异,在一定程度上影响试验结果。反应堆自然循环能力数值模拟方面,国内外通常使用一些系统分析程序,如RELAP5、RETRAN-02等大型商用软件^[7-8],对于低温常压研究堆,商用程序存在冷却水热物性参数不够精确、建模方式不够精细、计算时间较长等问题,大多采用独立开发的专用程序,田文喜等^[9]开发了CARR计算程序,Kaminaga等^[10]开发了JRR-3M自然循环能力程序。本文针对池式研究堆堆芯结构特征,开展实堆的自然循环能力试验研究,开发自然循环能力的理论分析程序进行数值模拟,以验证反应堆自然循环能力是否达到设计要求,并分析自然循环运行工况载热能力的极限水平。

1 数值模拟

1.1 基本方程

针对燃料组件结构特征及单相自然循环,提出如下假设:1)流动是一维流动,流动方向为空间坐标 s 的正方向;2)流动截面上物理参数均匀分布;3)燃料元件冷却流道之间无质量和能量交换;4)忽略轴向燃料元件和冷却剂导热;5)忽略系统散热损失;6)燃料元件冷却流道为垂直上升的通道。得到自然循环基本方程如下。

连续方程:

$$\frac{\partial \rho}{\partial t_1} + \frac{1}{A} \cdot \frac{\partial w}{\partial s} = 0 \quad (1)$$

动量方程:

$$\frac{\partial p}{\partial s} + \frac{1}{A} \cdot \frac{\partial w}{\partial t_1} + \frac{\partial}{\partial s} \left(\frac{w^2}{\rho A^2} \right) + \frac{U \tau_w}{A} + \rho g \cos \theta = 0 \quad (2)$$

能量方程:

$$\frac{\partial}{\partial \tau} (\rho c_p A t) + \frac{\partial}{\partial s} (c_p w t) = q_1 \quad (3)$$

对于池式研究堆自然循环在闭合回路内,自然循环依靠热段(向上流动)和冷段(向下流动)中流体密度差所产生的驱动压头来实现流动循环。在稳态工况下,循环路径动压与阻压相等,上述基本方程可简化如下。

$$w_i = w_{i+1} = w \quad (4)$$

动量守恒:

$$p_{i+1} = p_i - \left[w^2 \left(\frac{1}{\rho_{i+1} A_{i+1}^2} - \frac{1}{\rho_i A_i^2} \right) \right] - \frac{w^2 f_i \Delta z_i}{2 \rho A^2 D_e} - \sum_j \frac{w^2 f_j}{2 \rho_j A_j^2} - \rho g \Delta z_i \quad (5)$$

能量守恒:

$$h_{i+1} = h_i + \frac{q_{1,i} \Delta z_i}{w} \quad (6)$$

式中: ρ 为冷却水密度,kg/m³; p 为冷却水压力,Pa; U 为流道润周长,m; θ 为流动方向与垂直方向的夹角; t_1 为时间,s; τ_w 为壁面切应力,Pa; h 为冷却水焓,J/kg; w 为冷却水质量流量,kg/s; q_1 为单位高度功率,W; t 为冷却水温度,°C; D_e 为流道当量水力直径,m; A 为流道流动面积,m²; g 为重力加速度,m/s²; f 为摩擦阻力系数。

1.2 主要关系式

1) 摩擦系数

对于不同的流速、流动形式和冷却剂流道几何形状, f 会有变化。根据雷诺数合理的选择 f 。

层流(雷诺数小于2 500) f ^[11]取为:

$$f = 96/Re \quad (7)$$

紊流(雷诺数大于2 500) f 采用Colebrook关系:

$$\frac{1}{\sqrt{f}} = -2.0 \lg \left(\frac{\epsilon/d}{3.71} + \frac{2.51}{Re \sqrt{f}} \right) \quad (8)$$

2) 自然对流换热关系式

米海耶夫关系式^[11]为:

$$Nu_t = \begin{cases} 0.60 (Gr Pr)_t^{1/4} \left(\frac{Pr_t}{Pr_w} \right)^{1/4} \\ 10^3 \leq Gr Pr \leq 10^9 \\ 0.15 (Gr Pr)_t^{1/3} \left(\frac{Pr_t}{Pr_w} \right)^{1/4} \\ 6 \times 10^{10} \leq Gr Pr \end{cases} \quad (9)$$

3) 临界热流密度关系式

对于矩形窄流道的临界热流密度计算,通常采用Sudo关系式^[12-14],该关系式以Sudo等进行的大量板型元件CHF试验研究为基础,

综合国际上其他同类试验数据分析整理而成、适用广泛且相对保守的关系式,并为日本 JRR-3M 设计所采用。Sudo 临界热流密度关系式主要由式(10)~(12)组成:

$$q_{\text{CHF1}}^* = \frac{0.7A \sqrt{S/\lambda}}{A_H \left[1 + \left(\rho_{\text{gs}}/\rho_{\text{ls}} \right)^{\frac{1}{4}} \right]^2} \quad (10)$$

$$q_{\text{CHF2}}^* = 0.005 |G^*|^{0.611} \quad (11)$$

$$q_{\text{CHF3}}^* = \frac{A}{A_H} \cdot \frac{\Delta h_i}{h_{\text{fg}}} G^* \quad (12)$$

式中引入 3 个无量纲参数如下。

无量纲临界热流密度为:

$$q^* = q_{\text{CHF}} / [h_{\text{fg}} \sqrt{\lambda \rho_{\text{gs}} (\rho_{\text{ls}} - \rho_{\text{gs}}) g}]$$

无量纲质量流速为:

$$G^* = G / \sqrt{\lambda \rho_{\text{gs}} (\rho_{\text{ls}} - \rho_{\text{gs}}) g}$$

特征长度为:

$$\lambda = \sqrt{\frac{\sigma}{g (\rho_{\text{ls}} - \rho_{\text{gs}})}}$$

自然循环为单向、上升流,结合 3 个无量纲数,分别计算式(10)~(12),取最小值即可得到最小临界热流密度 q_{CHF} 。

2 试验方法

2.1 堆芯特征

反应堆一回路冷却系统由反应堆水池、主泵、换热器以及相应的管道和阀门组成,额定功率运行时,一回路冷却剂在主循环水泵的驱动下,由堆芯上部进入,被核燃料元件加热后,由堆芯下联箱进入一回路管道,经过主换热器返回到反应堆水池。设计上,反应堆功率在 200 kW 以下运行时,打开下联箱上安装的自然循环阀,形成了以堆芯、下联箱、自然循环阀及反应堆水池组成的自然循环回路,燃料元件依靠池水的自然循环进行冷却。

2.2 测量方法

由于实堆测量条件所限,不能直接测量燃料元件热点壁面温度,试验中测量了各种功率水平下平均燃料元件和最热燃料元件冷却水的入口、出口温度,根据式(13)得出自然循环流量,与开发的自然循环能力稳态程序计算值进行对比分析,获得反应堆燃料元件表面轴向温度分布、冷却剂温度分布、冷却剂压力分布、最小偏离泡核沸腾比(MDNBR)分布等参数。

反应堆功率 Q 为:

$$Q = c_p \omega \Delta t \quad (13)$$

其中: ω 为自然循环流量,kg/s; Δt 为燃料元件冷却水出入口温差, $^{\circ}\text{C}$; c_p 为冷却水的比定压热容,J/(kg $\cdot^{\circ}\text{C}$)。

2.3 温度测点

在堆内布置 6 个温度测点,分别测量自然循环阀入口冷却水温度(1 个测点)、热通道冷却水出口温度(1 个测点)、平均通道冷却剂出口温度(2 个测点)、活性区上部 200 mm 处冷却水温度(1 个测点)和跟随燃料组件(1 个测点)上部温度。其中热通道和平均通道的具体位置由已完成的物理试验测量的径向核焓升因子确定,测点紧靠燃料元件活性区出口,避免堆池冷水影响测量结果。试验的温度传感器采用镍铬-镍硅特 1 级热电偶组件,型号为 WRN-2312T。

3 试验结果与分析

3.1 测量结果

试验测量了反应堆功率为 50、100、150、175 和 200 kW 条件下各通道出入口水温,在每个功率台阶下稳定运行约 30 min,数据采样频率为 1 Hz。从图 1 可看出,试验过程中燃料元件入口水温保持恒定(19.92 \pm 0.01) $^{\circ}\text{C}$;在每个功率台阶平均通道出口水温和热通道出口水温稳定性好,温度波动小于 0.13 $^{\circ}\text{C}$,两组平均通道出口水温具有良好的一致性,偏差小于 0.10 $^{\circ}\text{C}$,热通道出口水温明显高于平均通道出口水温;安全棒和堆芯上部出口水温测点距燃料组件出口位置较远,测量值随功率提高而呈上升趋势,但数据波动较大,这表明活性区上部

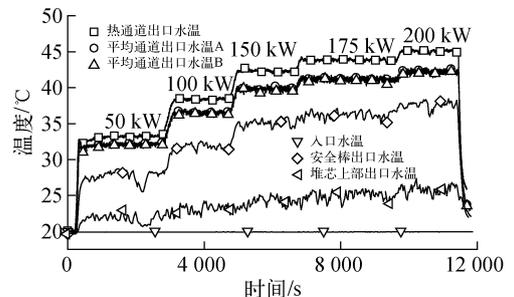


图 1 自然循环能力试验各功率下冷却水温度
Fig. 1 Coolant temperatures at reactor powers in natural circulation capacity experiment

200 mm 左右为冷热水交混区。

3.2 数据分析

1) 自然循环流量

根据试验测量的各功率台阶平均通道进出口温差,采用式(13)计算反应堆自然循环流量;同时,采用开发的池式研究堆自然循环能力分析软件计算了自然循环流量。试验和计算结果如图 2 所示。从图 2 可看出,在 50~200 kW 试验功率点上,自然循环流量计算值和试验结果的最大相对偏差为 1.56%。考虑到反应堆运行安全因素,未进行 200 kW 以上的自然循环能力试验,图中列出了软件计算结果,500 kW 时自然循环流量为 3.47 kg/s。

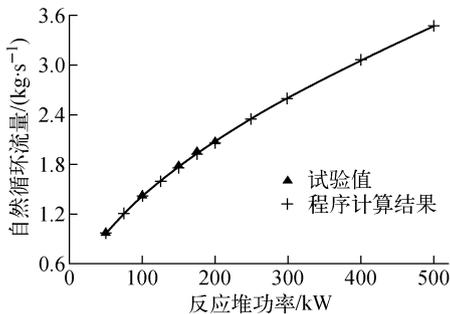


图 2 各功率下堆芯自然循环流量

Fig. 2 Results of coolant flow at reactor powers

2) 冷却水进出口温差

图 3 为各功率下平均通道和热通道进出口温差的试验值和计算值。从图中可看出,试验范围内平均通道进出口温差符合良好,最大偏差为 1.3%;而热通道进出口温差计算值远大于试验值,这是由于计算热通道和热点发热时考虑了径向核焓升因子、局部核焓升因子、工程焓升因子、计算不确定度的叠加影响,从试验数据可看到,实际情况远没有假设的那么恶劣。因此,热通道热工参数计算值偏保守。

3) 冷却水沸腾裕度

各功率下冷却水沸腾裕度示于图 4。从图 4 可看出,在保守计算条件下,860 kW 时燃料元件热点表面温度为 110 °C,小于当地饱和和水温度 117 °C,根据沸腾起始点的基本判据,堆芯内不会发生沸腾;采用 Sudo 公式计算的最小偏离泡核沸腾比为 4.6,大于该公式限值 1.5。因此,在试验环境条件下,池式研究堆自然循环

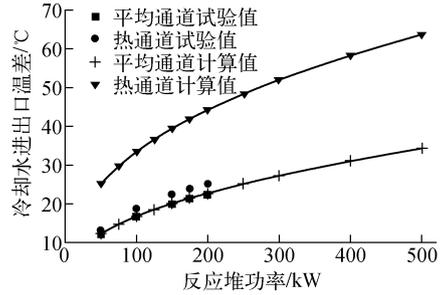


图 3 各功率下冷却水进出口温差

Fig. 3 Results of temperature differences at reactor powers

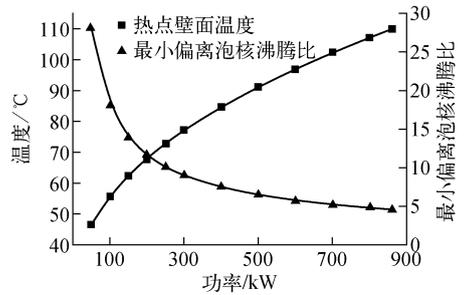


图 4 各功率下冷却水沸腾裕度

Fig. 4 Margin of boiling at reactor powers

能力可达到 860 kW。

4) 池水温度的影响

反应堆池水温度在 10~40 °C 范围内,其密度随温度的上升呈非线性降低,而自然循环流量与堆芯内外冷却水密度差密切相关,因此,不同池水温度下反应堆自然循环流量和自然循环能力不同(图 5、6)。从图可看出,在相同功率条件下,池水温度越高自然循环流量越大,自然循环能力越低。

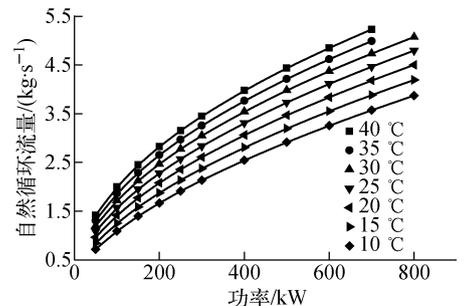


图 5 不同池水温度的反应堆自然循环流量

Fig. 5 Coolant flow at temperatures of reactor pool water

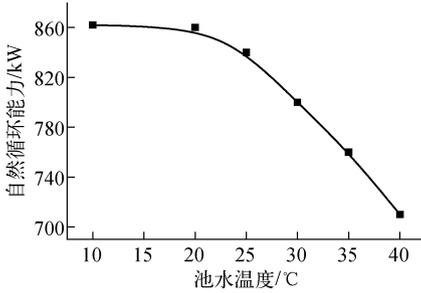


图6 不同池水温度的反应堆自然循环能力

Fig. 6 Natural circulation capacity at temperatures of reactor pool water

4 结论

程序计算的堆芯自然循环流量与试验结果符合良好,可用于池式研究堆自然循环能力分析。堆池温度为10~40℃条件下,池式研究堆自然循环能力为860~710 kW,大于运行控制功率200 kW,表明该堆具有良好的固有安全性能。

参考文献:

[1] 王飞,聂常华,黄彦平,等. 自然循环静态特性实验研究[J]. 核科学与工程, 2004, 24(2): 134-138.
WANG Fei, NIE Changhua, HUANG Yanping, et al. Experimental investigation on natural circulation static characteristics[J]. Nuclear science and Engineering, 2004, 24(2): 134-138(in Chinese).

[2] KUKITA Y, NAKAMURA H, WATANABE T, et al. ISP 26: ROSAIV LSTF cold leg small break LOCA experiment; Comparison report, Tech Rep NEA/CSNI/R(91)13[R]. Paris, France; OECD/NEA, 1992.

[3] CLEMENT P, CHATAING T, DERUAZ R. ISP 27: BETHSY small break LOCA with loss of HP injection, NEA/CSNI R(92)20[R]. Paris, France; NEA/CSNI, 1992.

[4] 卢冬华,肖泽军,陈炳德. 压水堆自然循环比例模化基本方程及相似准则数的研究[J]. 核动力工程, 2009, 30(3): 72-84.
LU Donghua, XIAO Zejun, CHEN Bingde. Investigation on basic equations and scaling criteria of PWR natural circulation[J]. Nuclear Power Engineering, 2009, 30(3): 72-84(in Chinese).

[5] 佟立丽,姚伟,杨燕华,等. 沸腾两相自然循环回路静态不稳定性的无量纲研究[J]. 核科学与工程, 2001, 21(4): 311-316.
TONG Lili, YAO Wei, YANG Yanhua, et al. Non-dimensional analysis on static bifurcation of boiling two-phase natural circulation[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 2001, 21(4): 311-316(in Chinese).

[6] REYES H L, Jr. Scaling analysis for the OSU AP600 test facility (APEX)[J]. Nuclear Engineering and Design, 1998, 186: 53-109.

[7] RAMSOM V H. RELAP/MOD2 code manual, Vol. 1: Code structure, systems models, and solution method[M]. Washington D. C.: EG&G Idaho Inc., 1985.

[8] MCFADDEN J H. RETRAN-02: A program for transient thermal-hydraulic analysis of complex fluid flow systems: Equations and numerics, EPRI-NP-1850-CCM[R]. Idaho: EPRI, 1981.

[9] 田文喜,秋穗正,王甲强,等. 中国先进研究堆稳态自然循环能力分析[J]. 核动力工程, 2007, 28(2): 13-18.
TIAN Wenxi, QIU Suizheng, WANG Jiaqiang, et al. Study on steady natural circulation capacity of CARR[J]. Nuclear Power Engineering, 2007, 28(2): 13-18(in Chinese).

[10] KAMINAGA M, IKAWA H. COOLOD-N: A computer code for the analysis of steady-state thermal-hydraulics in plate type research reactor [J]. JAERI-M, 1990, 90(21): 2 201-2 213.

[11] 俞冀阳,贾宝山. 反应堆热工水力学[M]. 北京: 清华大学出版社, 2002: 100-107.

[12] SUDO Y, KAMINAGA M. A new CHF correlation scheme proposed for vertical rectangular channels heated from both sides in nuclear research reactors [J]. Journal of Heat Transfer, 1993, 115(2): 426-434.

[13] KIMINAGA M, SUDO Y. Experimental study of the critical heat flux in a narrow vertical rectangular channel[J]. Heat Transfer-Japanese Research, 1991, 20(1): 72-85.

[14] SUDO Y. Experimental study of different in DNB heat flux between up-flow and down-flow in vertical rectangular channels[J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 1985, 22(8): 604-618.