

## 单棒垂直方形通道临界热流密度实验研究

刘 伟, 郭俊良, 张 丹, 桂 淼, 胡 迎, 刘 扬

### Experimental Study on Critical Heat Flux of Vertical Square Channel with Single Rod

Liu Wei, Guo Junliang, Zhang Dan, Gui Miao, Hu Ying, and Liu Yang

在线阅读 View online: <https://doi.org/10.13832/j.jnpe.2022.01.0042>

## 您可能感兴趣的其他文章

### Articles you may be interested in

#### 临界热流密度机理模型发展综述

Review on Development of Critical Heat Flux Mechanistic Model

核动力工程. 2021, 42(3): 211-218

#### 基于高斯过程回归的临界热流密度预测

Prediction of Critical Heat Flux Based on Gaussian Process Regression

核动力工程. 2019, 40(5): 46-50

#### 压力容器-保温层流道变形条件下临界热流密度试验研究

Experimental Study on Critical Heat Flux in Deformed Flow Channel between Pressure Vessel and Insulation

核动力工程. 2020, 41(6): 52-57

#### SA508钢表面临界热流密度强化试验研究

Experimental Study on Enhancement of Pool Boiling Critical Heat Flux on SA508 Carbon Steel with Cold Spray Coating

核动力工程. 2020, 41(5): 30-34

#### 棒束通道定位格架沸腾临界特性数值研究

Numerical Study on Boiling Critical Characteristics of Rod Beam Channel Positioning Lattice

核动力工程. 2018, 39(6): 5-10

#### 2×2棒束内超临界水传热特性实验研究

Experimental Study on Heat Transfer of Supercritical Water in 2×2 Rod Bundles

核动力工程. 2019, 40(5): 6-12



关注微信公众号, 获得更多资讯信息

文章编号: 0258-0926(2022)01-0042-06; doi:10.13832/j.jnpe.2022.01.0042

# 单棒垂直方形通道临界热流密度实验研究

刘伟<sup>1</sup>, 郭俊良<sup>2</sup>, 张丹<sup>1</sup>, 桂淼<sup>2</sup>, 胡迎<sup>1</sup>, 刘扬<sup>2</sup>

1. 中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室, 成都, 610213;
2. 西安交通大学核科学与技术学院, 西安, 710049

**摘要:** 采用 R134a 作为流体工质, 对单棒垂直方形通道临界热流密度 (CHF) 进行了实验研究。流道横截面为 19 mm×19 mm 的方形通道, 内置外径为 9.5 mm 的单根加热棒, 用来模拟压水堆中典型栅元通道。实验工况通过流体模化方法覆盖了压水堆典型运行工况。实验结果表明, R134a 在方形通道内的 CHF 参数趋势与圆管中水的 CHF 参数趋势相同, R134a 可以替代水作为模化工质; 通过对圆管 Bowring 关系式和 Katto & Ohno 关系式进行冷壁因子修正, 可用于预测带有冷壁的方形通道的 CHF; Katto 的流体模化方法适用于带有冷壁的方形通道。

**关键词:** 临界热流密度; 方形通道; 实验研究  
**中图分类号:** TL334 **文献标志码:** A

## Experimental Study on Critical Heat Flux of Vertical Square Channel with Single Rod

Liu Wei<sup>1</sup>, Guo Junliang<sup>2</sup>, Zhang Dan<sup>1</sup>, Gui Miao<sup>2</sup>, Hu Ying<sup>1</sup>, Liu Yang<sup>2</sup>

1. Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610213, China;
2. School of Nuclear Science and Technology, Xi'an Jiaotong University, Xi'an, 710049, China

**Abstract:** The critical heat flux (CHF) of vertical square channel with single rod is experimentally studied by using R134a as the working fluid. A square channel with a flow channel cross section of 19 mm×19 mm and a single heating rod with an outer diameter of 9.5 mm are used to simulate the typical cell channel in PWR. The experimental conditions cover the typical operating conditions of PWR by fluid modeling method. The experimental results show that the CHF parameter trend of R134a in the square channel is the same as that of water in the circular tube, and R134a can replace water as a modeling fluid; After corrected with cold wall factor, the circular tube Bowring relation and Katto & Ohno relation can be used to predict CHF in square channel with cold wall; Katto's fluid modeling method is suitable for square channel with cold wall.

**Key words:** Critical heat flux(CHF), Square channel, Experimental study

## 0 引言

在工业应用中, 要求核反应堆尽可能运行在高热流密度下, 以追求尽可能高的传热效率。然而, 在接近临界热流密度点时, 成核点急剧增多, 产气率急剧增加, 迅速在加热面构成气膜, 蒸汽

以连续气柱形式相互重叠离开加热面, 阻塞液体冷却加热面, 导致传热系数陡降, 壁温飞升, 传热恶化。这种现象称为沸腾临界, 此时的热流密度称为临界热流密度 (CHF)。CHF 的准确预测对核反应堆起着至关重要的作用, 其既是一个重

收稿日期: 2020-10-17; 修回日期: 2020-11-20

作者简介: 刘伟 (1989—), 男, 博士, 主要从事反应堆热工水力与安全分析研究, E-mail: liuwei0958@126.com

要的安全运行保障参数，也是一个重要的设计限制因素。

CHF 可分为偏离核态沸腾 (DNB) 型和干涸 (Dryout) 型<sup>[1]2</sup>类。Dryout 型 CHF 主要发生在高含汽率下的沸水堆 (BWR) 或重水堆 (PHWR) 中。对于压水堆 (PWR) 而言，工业界更关注的是 DNB 型 CHF。从 20 世纪 50 年代至今，针对圆管已经进行了大量的 CHF 实验研究<sup>[1]</sup>，同时也开发了众多圆管 CHF 经验关系式，如 Katto & Ohno<sup>[2]</sup>关系式、Bowring<sup>[3]</sup>关系式、Hall & Mudawar<sup>[4]</sup>关系式和 Alekseev<sup>[5]</sup>关系式等。而对于单棒方形通道的实验研究相对较少，CHF 参数趋势尚不明确。韩国的 Lee<sup>[6]</sup>等人开展了单棒方形通道的 CHF 实验研究，但实验压力和质量流速较低，不适用于 PWR 典型运行工况。因此，有必要开展覆盖 PWR 典型运行工况的单棒方形通道 CHF 实验研究。

由于水的汽化潜热大、沸点高，直接在水中进行 CHF 实验成本高、实验参数范围小<sup>[7]</sup>。R134a 因汽化潜热小、沸点低同时对臭氧没有破坏而被广泛用作代替水的模化工质<sup>[8]</sup>。Pioro<sup>[9]</sup>的研究结果表明，模化方法对高压和高质量流速下圆管 CHF 有较高的预测准确性。因此，本研究以 R134a 为流体力工质，对单棒垂直方形通道开展 CHF 实验研究，丰富单棒垂直方形通道的 CHF 数据库，同时给出单棒垂直方形通道的 CHF 预

测方法。

## 1 实验装置与工况

### 1.1 实验装置

本研究实验装置如图 1 所示，主要由主回路系统、冷却回路系统以及实验段 3 部分组成。主回路系统由 R134a 储存罐、磁力泵、稳压器以及预热器组成，通过调节泵驱动频率、稳压器内氮气压力及预热器加热功率来获得实验所需的工况参数。冷却回路系统由套管式冷凝器、冷却泵以及冷却塔组成，用于对实验段出口的 R134a 工质进行冷却。

实验段整体结构为单棒方形通道，加热段长度、定位格架位置等信息如图 2 所示。实验段横截面如图 3 所示。

为了模拟堆芯典型栅元通道，采用外径为 9.5 mm 的 Iconel690 加热棒，与实堆燃料棒外径相同。方形通道的内边长为 19 mm，其水力当量直径 ( $D_e$ ) 为 10.97 mm，与典型栅元通道的水力直径相近。入口处的定位格架采用简单支撑格架，格架不带交混翼，仅起到定位的作用。最靠近实验段出口的格架距出口 522 mm (约  $48D_e$ )，高度与 PWR 5×5 CHF 实验格架相同，格架带有 4 个交混翼片。最大功率为 25 kW 的直流电源通过加热棒上下两端的铜极板对其进行加热。在加热棒出口位置处布置了 6 个 K 型铠装热电偶监

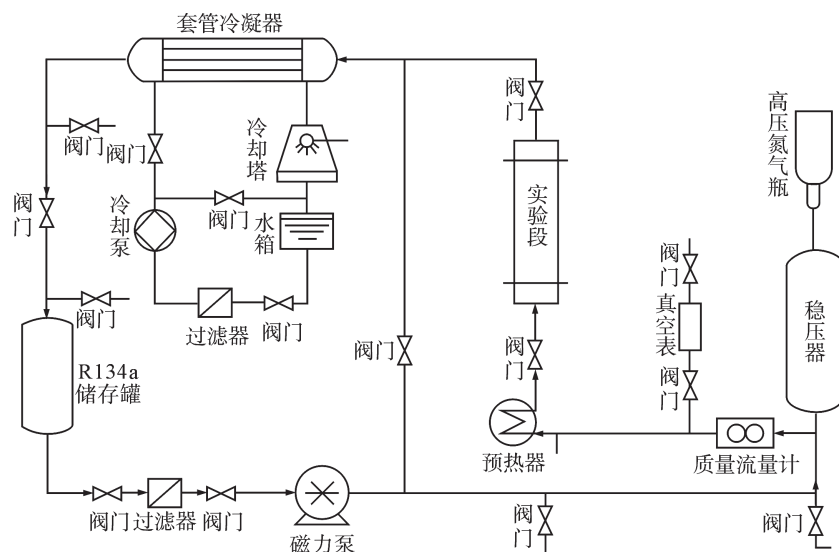


图 1 R134a CHF 实验装置

Fig. 1 R134a CHF Experimental Apparatus

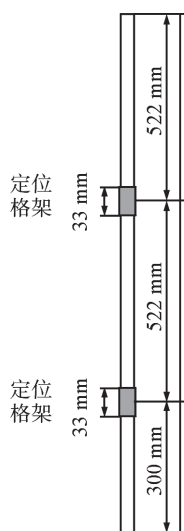


图2 单棒布置示意图

Fig. 2 Schematic Diagram of Single Rod Arrangement

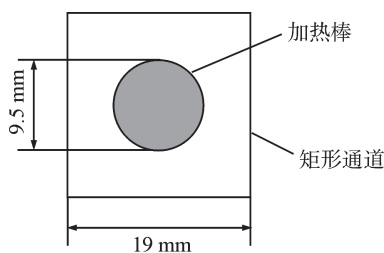


图3 实验段横截面示意图

Fig. 3 Schematic Diagram of Cross-section of Experimental Section

测 CHF 的发生。

## 1.2 实验工况

R134a 实验矩阵的设计采用了 Katto 的流体模化方法。实验工况（压力、质量流速、入口过冷度）通过模化准则进行转换，如表 1 所示。

本研究选取了压水堆中的典型参数范围，采用模化法得到 R134a 实验矩阵及与之对应水的参数，如表 2 所示。

## 1.3 实验方法和不确定性分析

在进行 CHF 实验之前进行热平衡测试，测试结果表明，在单相工况下，功率大于 8 kW 时，热损失在 2% 以内。

在进行 CHF 实验时，保持入口参数不变，逐步提高加热功率。发生 CHF 时壁温达到 150℃ 或者壁温飞升速率超过 50℃/s 触发切功率保护。数据采集系统采样频率为 10 Hz。

表 1 Katto 模化方法

Tab. 1 Modeling Method of Katto

类型	准则
几何相似	$\left(\frac{L_h}{D_h}\right)_{R134a} = \left(\frac{L_h}{D_h}\right)_{Water}$
水力学相似	$\left(\frac{\rho_l}{\rho_g}\right)_{R134a} = \left(\frac{\rho_l}{\rho_g}\right)_{Water}$
热力学相似	$\left(\frac{\Delta h_{in}}{h_{fg}}\right)_{R134a} = \left(\frac{\Delta h_{in}}{h_{fg}}\right)_{Water}$
韦伯数 ( $We$ ) 相同	$\left(\frac{G\sqrt{D}}{\sqrt{\rho_l\sigma}}\right)_{R134a} = \left(\frac{G\sqrt{D}}{\sqrt{\rho_l\sigma}}\right)_{Water}$

$L_h$ —加热高度； $D_h$ —热当量直径； $\Delta h_{in}$ —入口焓升； $h_{fg}$ —汽化潜热； $G$ —质量流速； $\sigma$ —表面张力； $\rho_l$ 和 $\rho_g$ —液相和气相密度； $D$ —管道直径

表 2 实验工况

Tab. 2 Experimental Conditions

参数	R134a	水
压力/MPa	1.8、2.1、2.7、4	10.9、12.5、14.1、15.6
质量流速/[ $\text{kg} \cdot (\text{m}^2 \cdot \text{s})^{-1}$ ]	600~2100	800~3000
入口过冷度( $\Delta T_{in}$ )/℃	10~40	利用 $\Delta h_{in}/h_{fg}$ 相等模化

通过误差传递函数计算得到实验测量的临界热流密度不确定度为 $\pm 5.1\%$ ，结果如表 3 所示。

表 3 本实验的不确定度

Tab. 3 Uncertainty of Experiment

参数	不确定度/%
长度、直径、厚度	$\pm 0.1$ 、 $\pm 0.5$ 、 $\pm 3.0$
压力	$\pm 0.7$
温度	$\pm 1.3$
质量流速	$\pm 1.7$
功率	$\pm 2.2$
热流密度	$\pm 5.1$

## 2 实验结果与讨论

### 2.1 CHF 参数趋势分析

一般来说，DNB 通常被认为是一种局部现象，与局部的压力 ( $P$ )、临界含汽率 ( $x$ ) 和  $G$  密切相关。对于均匀加热的单棒来说，CHF 通常发生在加热段末端，通过热平衡方程可以计算得到出口的临界含汽率。

CHF 随临界含汽率的总体变化趋势如图 4 所示，可以看出，CHF 随临界含汽率的增加而降低，这与水的参数趋势是相同的。

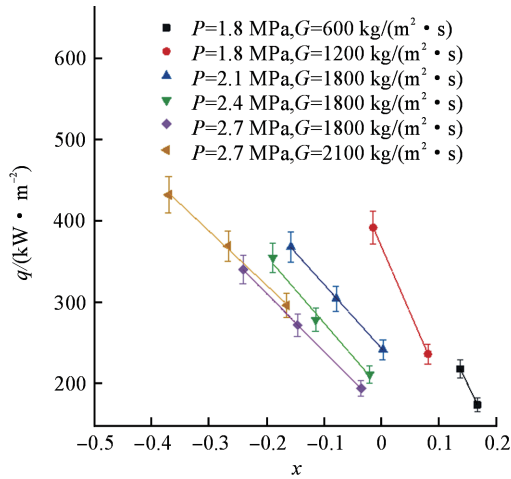


图 4 CHF 随临界含汽率的变化趋势  
Fig. 4 Variation Trend of CHF with Critical Steam Content  
q—CHF, 下同

图 5~图 7 展示了 CHF 随压力、入口过冷度和质量流速的变化趋势。在本实验中，相同的入口过冷度和质量流速下，CHF 随压力的增加而降低，这是由于随着压力的增加  $h_{fg}$  和  $\sigma$  降低引起的。入口过冷度对 CHF 的影响近似为线性，入口温度越低，CHF 越大。相同压力和入口过冷度下，考虑到 CHF 测量的不确定度，CHF 随质量流速的增大而近似线性增大。上述 CHF 变化趋势与圆管中水的参数变化趋势一致。

## 2.2 与 CHF 关系式的对比

### 2.2.1 与 Katto & Ohno 关系式对比 Katto &

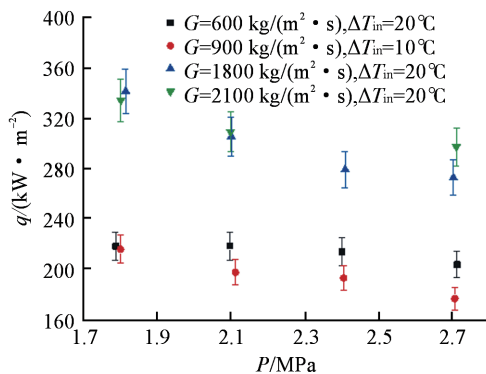


图 5 CHF 随压力的变化趋势  
Fig. 5 Variation Trend of CHF with Pressure

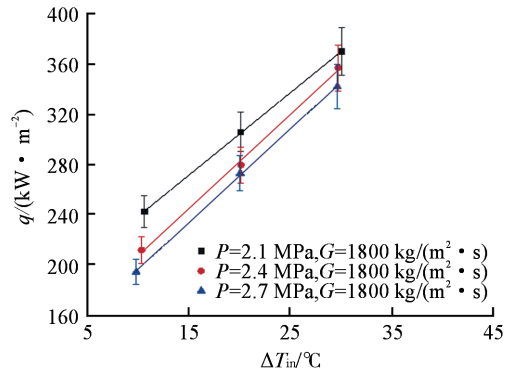


图 6 CHF 随入口过冷度的变化趋势  
Fig. 6 Variation Trend of CHF with Inlet Undercooling

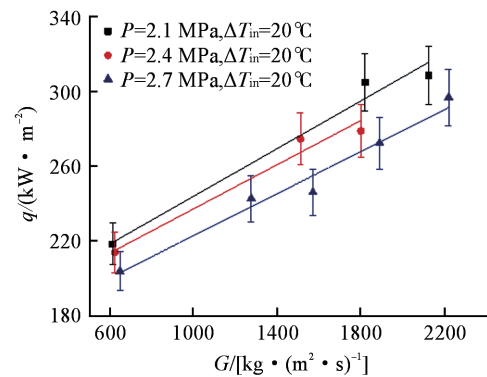


图 7 CHF 随质量流速的变化趋势  
Fig. 7 Variation Trend of CHF with Mass Flow Rate

Ohno 提出了基于入口条件的均匀加热圆管 CHF 关系式。此关系式是无量纲形式的，因此，可用于不同的流体。参数适用范围：管长 0.01~8.8 m，管径 0.001~0.08 m，长径比 5~880，密度比 0.0003~0.41，质量流速为 10.5~8800 kg/(m²·s)。

由于 Katto & Ohno 关系式是根据圆管 CHF 实验结果开发而来的，并没有考虑冷壁效应。而本实验段的方形通道存在很大的冷壁效应 ( $D_e = 10.97$  mm,  $D_h = 38.90$  mm)，因此，应在圆管 CHF 关系式的基础上考虑冷壁效应的修正。采用经典的 W-3 关系式<sup>[10]</sup>中的冷壁修正因子对 Katto & Ohno 关系式进行修正。

冷壁因子 ( $F_c$ ) 的计算式为：

$$F_c = 1 - \left(1 - \frac{D_c}{D_h}\right) \left[ 13.76 - 1.372e^{1.78x} - 5.15 \left(\frac{G}{10^6}\right)^{-0.0555} - 0.017969 \left(\frac{P}{10^3}\right)^{0.14} - 12.6D_h^{0.107} \right] \quad (1)$$

由于式 (1) 是根据水的实验数据得到的，所以  $F_c$  中的  $P$ 、 $G$  等均须用表 1 中的模化方法转



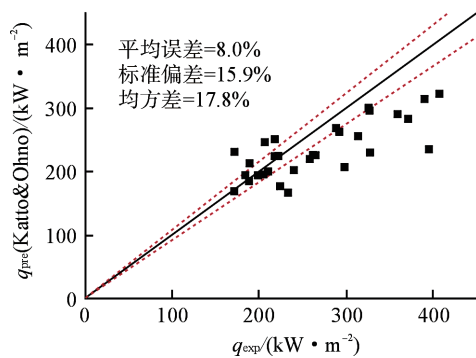


图8 Katto & Ohno 关系式预测值与实验值的对比  
Fig. 8 Comparison between Predicted Value and Experimental Value of Katto & Ohno Relation

$q_{pre}$ —CHF 预测值;  $q_{exp}$ —CHF 实验值

化为等效水的相应参数。

CHF 预测值与实验值的对比结果见图8。

从图8可以看出,修正后的 Katto & Ohno 关系式预测准确性较高,平均误差为 8.0%,标准偏差为 15.9%,均方差为 17.8%。如果不采用冷壁因子修正,其平均误差为 49.2%,标准偏差为 5.0%,均方差为 49.4%。结果表明,将 Katto & Ohno 关系式进行冷壁效应修正后,可以很好地预测单棒方形通道的 CHF。

**2.2.2 与 Bowring 关系式对比** Bowring 关系式是一个在工业界内被广泛使用的圆管 CHF 关系式,是基于水的 CHF 实验数据开发的,参数适用范围为:压力 0.2~19.0 MPa,质量流速 136~18600 kg/(m<sup>2</sup>·s),管径 2~45 mm,管长 0.15~3.7 m。

同理,采用式(1)对 Bowring 关系式进行修正,利用表1中的模化方法将本实验结果转化为等效水的 CHF 值,并与修正后的 Bowring 关系式的计算值对比,结果如图9所示。

从图9可以看出,修正后 Bowring 关系式的预测准确性较高,平均误差为 5.4%,标准偏差为 16.2%,均方差为 17.0%。

通过以上2种 CHF 关系式的预测结果可以看出,Katto 的模化方法可以模化具有冷壁的单棒方形通道的 CHF。

### 3 结论

本文对单棒垂直方形通道中的 R134a 进行

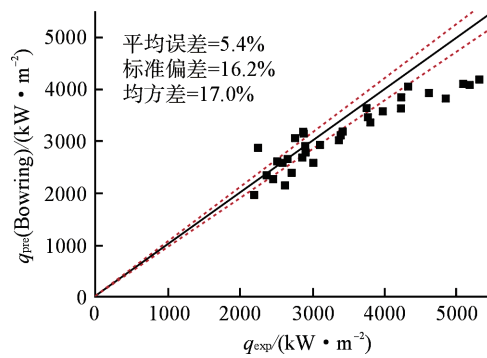


图9 Bowring 关系式预测值与实验值的对比  
Fig. 9 Comparison between Predicted Value and Experimental Value of Bowring Relation

了 CHF 实验研究,分析了 CHF 参数变化趋势,给出了考虑冷壁效应后的 2 种 CHF 预测方法。结论如下:

(1) R134a 是一种很好的模化工质,其 CHF 参数趋势与圆管中水的参数趋势相同。在本实验工况范围内,CHF 随压力的升高而减小,随入口过冷度的增大而线性增大,随质量流速的增大近似线性增大。

(2) CHF 预测结果与实验结果的对比表明,进行冷壁修正后的 Katto & Ohno 关系式和 Bowring 关系式可以较好地预测带有冷壁的单棒方形通道 CHF。

(3) Katto 的模化方法不仅适用于圆管,对于带有冷壁的单棒方形通道中的流体模化也是适用的。

#### 参考文献:

- [1] 徐济望,贾斗南,沸腾传热和汽液两相流[M].北京:中国原子能出版社,2001:300-301.
- [2] KATTO Y, OHNO H. An improved version of the generalized correlation of critical heat flux for the forced convective boiling in uniformly heated vertical tubes[J]. International Journal of Heat and Mass Transfer, 1984(27): 1641-1648.
- [3] BOWRING R W. A simple but accurate round tube, uniform heat flux, dryout correlation over pressure range 0.7-17 MN/m<sup>2</sup> (100-2500 psia): AEEW-R-789[R]. Winfrith, England: UK Atomic Energy Authority, 1972.
- [4] HALL D D, MUDAWAR I. Critical heat flux for water flow in tubes-II subcooled CHF correlations[J]. International Journal of Heat and Mass Transfer,

- 2000(43): 2606-2640.
- [5] ALEKSEEV G V, ZENKEVITCH B A, PESKOV O L, et al. Burn-out heat fluxes under forced water flow[C]. England: Third United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, 1964.
- [6] LEE K L, BANG I C, CHANG S H. The characteristic and visualization of critical flux of R-134a flowing in a vertical annular geometry with spacer grids[J]. [International Journal of Heat and Mass Transfer](#), 2008, 51(1-2): 91-103.
- [7] LIU Y, LIU W, SHAN J Q, et al. A mechanistic bubble crowding model for predicting critical heat flux in subchannels of a bundle[J]. [Annals of Nuclear Energy](#), 2020(137): 107085.
- [8] CHENG X, ERBACHER F J, MULLER U. Critical heat flux in uniformly heated vertical tubes[J]. [International Journal of Heat and Mass Transfer](#), 1997(40): 2929-2939.
- [9] PIORO I L, GROENEVELD D C, CHENG S C, et al. Comparison of CHF measurements in R-134a cooled tubes and the water CHF look-up table[J]. [International Journal of Heat and Mass Transfer](#), 2001, 44(1): 73-88.
- [10] TONG L S. An evaluation of the departure from nucleate boiling in bundles of reactor fuel rods[J]. [Nuclear Science and Engineering](#), 1986, 33(1): 7-15.

(责任编辑: 马 蓉)