



核科学与工程

绕丝交混模型对钠冷快堆组件子通道分析的影响

方闻韬, 佟立丽, 曹学武

(上海交通大学 机械与动力工程学院, 上海 200240)

摘要: 钠冷快堆燃料棒表面缠绕的绕丝能够强化通道间的冷却剂横向流动, 降低组件盒内温度分布的不均匀性, 提升反应堆安全性。现有的子通道程序通过采用不同类型的绕丝交混模型, 模拟了绕丝对组件盒内各类参数计算结果的影响。为了研究不同绕丝交混模型对钠冷快堆组件盒内流动与传热模拟的影响, 基于 Mikityuk 对流传热模型以及 Cheng-Todreas 流动压降模型, 分别采用强迫横流模型以及带绕丝湍流交混模型建立了子通道分析方法, 并与美国 ORNL 开展的 FFM-2A 实验数据以及其他子通道程序针对该实验的分析结果进行了对比验证。结果表明在低流量条件下两种模型均能较好模拟带绕丝组件的流动与传热情况; 在高流量条件下使用强迫横流模型分析结果与实验符合较好, 使用带绕丝湍流交混模型的分析结果高估了靠近中心通道的出口冷却剂温度。

关键词: 钠冷快堆; 绕丝组件盒; 绕丝交混模型; 子通道分析; 反应堆热工水力

中图分类号: TL364

文献标志码: A

doi: 10.11884/HPLPB202335.230051

Influence of wire wrap mixing model on sub-channel analysis of sodium-cooled fast reactor assembly

Fang Wentao, Tong Lili, Cao Xuewu

(School of Mechanical Engineering, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China)

Abstract: The wire wrap on the surface of the fuel rods of the sodium cooled fast reactor can strengthen the transverse flow of the coolant between the channels, reduce the unevenness of the temperature distribution in the assembly box, and improve the safety of the reactor. Different types of wire-wrap mixing models are used in sub-channel codes to simulate the effect of wire wrap on simulation results in an assembly. To study the influence of different wire-wrap mixing model on the simulation result of flow and heat transfer, based on the Mikityuk convective heat transfer model and the Cheng-Todreas flow pressure drop model, sub-channel analysis method has been established with the forced cross flow model and the wire-wrapped turbulent mixing model respectively. The results are compared with the data of FFM-2A experiment carried out by ORNL and results of other sub-channel codes. It is found that in the case of low flow rate, the two methods' simulation result fits the flow and heat transfer of the wire-wrapped assembly well. And in the case of high flow rate, the method of the forced cross flow model is consistent with the experimental results, while the method of the wire wrapped turbulent mixing model overestimates the temperature at the outlet of channel center.

Key words: sodium-cooled fast reactor, wire-wrapped assembly, wire wrap mixing model, sub-channel analysis, reactor thermal-hydraulics

钠冷快堆燃料棒表面的绕丝在增大轴向流动压降的同时加强了冷却剂的横向流动, 绕丝交混模型的选取会影响子通道分析程序对流场参数计算的准确性。钠冷快堆组件盒子通道分析程序考虑燃料表面绕丝影响的方法大致分为三类。ASFRE-III^[1]、MATRA-LMR^[2]和 ATHAS-LMR^[3]等程序采用了分布式阻力模型^[1], 通过考虑冷却剂的绕轴流动产生的摩擦阻力来模拟绕丝效应。ANTEO+^[4]和 SPLICA^[5]等程序认为绕丝对横向流动的影响体现在强

* 收稿日期: 2023-03-10; 修订日期: 2023-07-01
基金项目: 国家自然科学基金项目 (U1967202)
联系方式: 方闻韬, 120020910365@sjtu.edu.cn。
通信作者: 佟立丽, lltong@sjtu.edu.cn。

化了冷却剂交混,因此将绕丝交混与湍流交混合并,使用带绕丝湍流交混模型考虑绕丝和湍流交混的综合影响;Orrible^[6]和COBRA III C^[7]等程序考虑了绕丝导致的冷却剂在相邻通道之间的单向流动,使用基于半经验关系式的强迫横流模型模拟绕丝的影响。除使用上述三类方法,也有子通道程序仅使用普通的湍流交混模型,如SUBAC^[8]和COBRA-LM^[9]等。第二类方法将绕丝的影响分散到整个流动区域,忽略了绕丝引起的周期性的流动与传热不均匀,第三类方法考虑了实际流动情况下绕丝导致的冷却剂单向流动,在理论上更具有合理性。因此,需要进一步评估绕丝交混处理方法对钠冷快堆组件子通道分析的影响。本文建立了钠冷快堆组件盒内的子通道分析方法,分别采用强迫横流模型和带绕丝湍流交混模型对美国ORNL开展的FFM-2A实验进行了计算,并与其他子通道程序分析结果进行了对比分析。

1 子通道分析模型

子通道分析方法通过将冷却剂流道划分为多层的控制体,针对控制体内流体建立守恒方程,加入补充方程如传热模型、流动压降模型等,使方程组封闭后求解控制体内参数。

1.1 守恒方程

本文所用子通道分析方法包含四个守恒方程。

连续性方程

$$A \frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial \dot{m}}{\partial z} = \sum w \quad (1)$$

式中: A 为通道流通面积, m^2 ; ρ 为冷却剂密度, kg/m^3 ; t 为时间, s ; \dot{m} 为冷却剂轴向质量流量, kg/s ; z 为冷却剂轴向流动的长度, m ; w 为单位轴向流动距离上的冷却剂净横向流量, $\text{kg}/(\text{m}\cdot\text{s})$ 。

能量守恒方程

$$A \frac{\partial \rho H_c}{\partial t} + \frac{\partial \dot{m} H_c}{\partial z} = \sum q_1 + \sum ks \Delta T + \sum w H_c + \sum w' \Delta H_c \quad (2)$$

式中: H_c 为冷却剂比焓, J/kg ; q_1 为每个控制体接触的燃料的总发热功率, W/m ; k 为冷却剂横向换热系数, $\text{W}/(\text{m}^2 \text{K})$; s 为相邻燃料棒的间隙宽度, m ; ΔT 为相邻通道冷却剂温度差, K ; w' 为单位轴向流动距离上的湍流交混流量, $\text{kg}/(\text{m}\cdot\text{s})$; ΔH_c 为相邻通道冷却剂比焓差, J/kg 。

轴向动量守恒方程

$$\frac{\partial \dot{m}}{\partial t} + \frac{\partial \dot{m} u}{\partial z} = -A \frac{\partial p}{\partial z} - A \rho g \cos \theta - A \frac{\rho^2 u^2}{2} \left(\frac{f \phi^2}{D_h} + \frac{K_G}{\Delta z} \right) - \sum w u^* + \sum w' \Delta u \quad (3)$$

式中: u 为冷却剂轴向流动速度, m/s ; p 为冷却剂压力, Pa ; g 为重力加速度, m/s^2 ; θ 为轴向通道与重力方向的夹角; f 为单相摩擦阻力系数; D_h 为通道水力直径, m ; K_G 为格架阻力系数; u^* 为冷却剂横向净流出的通道内的冷却剂轴向流动速度, m/s ; Δu 为相邻通道冷却剂轴向流动速度差, m/s 。

径向动量守恒方程

$$\frac{\partial w}{\partial t} + \frac{\partial w u}{\partial z} = \frac{s}{l} \Delta p - \frac{K_t w |w|}{2s l \rho} \quad (4)$$

式中: l 为相邻通道横截面中心距离, m ; K_t 为横流阻力系数。

1.2 对流传热模型

能量守恒方程中燃料与冷却剂之间的对流传热项计算时需要通过对流传热系数 h , 可通过流体努塞尔数 Nu 确定。采用 Mikityuk 模型^[10] 计算冷却剂与燃料对流传热

$$Nu = 0.047 \left(1 - e^{-3.8(P/D-1)} \right) \left(Pe^{0.77} + 250 \right) \quad (5)$$

式中: Nu 为冷却剂努塞尔数; P/D 为燃料棒栅距与直径之比; Pe 为佩克莱特数。该模型的适用范围为 $1.1 < P/D < 1.95$, $30 < Pe < 5000$ 。

1.3 轴向流动压降模型

动量守恒方程中采用达西公式计算流动压降, 重点在于单相摩擦阻力系数 f 的选取。采用 Cheng-Todreas 模型^[11] 计算流动压降, 该模型给出了绕丝棒束通道内湍流流动、过渡流动以及层流流动条件下的摩擦阻力系数计算关系式

$$f_l = \frac{C_f}{Re}, \text{层流区} \quad (6)$$

$$f_t = \frac{C_f}{Re^{0.18}}, \text{湍流区} \quad (7)$$

$$f_m = f_l(1 - \Psi)^{1/3} + f_t\Psi^{1/3}, \text{过渡区} \quad (8)$$

$$\Psi = \frac{\lg Re - \lg Re_l}{\lg Re_t - \lg Re_l} \quad (9)$$

式中: f_l 、 f_t 和 f_m 代表层流、湍流和过渡情况下的摩擦系数; C_f 为考虑通道形貌以及通道位置的无量纲数, Re 为流体雷诺数, Re_l 为层流与过渡流分界的雷诺数, Re_t 为过渡流与湍流过渡分界的雷诺数。该模型适用于 $7 < N_f < 271$, $1.0 < P/D < 1.42$, $8.0 < H/D < 52.0$ 的情况。 N_f 为六边形组件盒内的燃料棒数目; H/D 为绕丝螺距与燃料棒直径之比。

1.4 绕丝棒束内交混模型

1.4.1 光滑通道湍流交混及强迫横流

相邻通道间由于湍流扩散效应而发生湍流交混现象, 引起冷却剂的双向流动, 通道内的质量流量不发生改变, 仅能量与动量在通道之间转移, 由湍流引起的横向质量流量可以表达为

$$w' = \beta sG \quad (10)$$

式中: β 为湍流交混系数; G 为相邻两个通道的平均冷却剂质量流速, $\text{kg}/(\text{m}^2 \cdot \text{s})$ 。

在进行子通道分析时, 采用了 Castellana 模型^[12], 该模型适用于 $P/D=1.334$ 的无绕丝光滑通道内的流动情况。该模型的表达式如下

$$\beta = 0.027Re^{-0.1} \quad (11)$$

大部分湍流交混模型都基于光滑棒束通道的实验结果, 但在绕丝棒束中, 相邻通道间的冷却剂混合强度由于绕丝的存在而显著增强, 为了在模拟时体现此类流动特征的影响, Wantland^[6] 根据绕丝与燃料棒的几何关系提出了绕丝引起的强迫横流速度模型

$$v = \frac{\pi(D + D_w)}{H} \frac{C_w(1 + \cos 3\varphi)}{2} u \quad (12)$$

式中: C_w 为经验常数, φ 为绕丝位置与相邻燃料棒质心连线的夹角, 如图 1 所示。该模型假设绕丝棒束通道内的部分冷却剂会沿绕丝从通道一侧流向另一侧, 流动速率与轴向流速和绕丝几何特征正相关, 且当 φ 绝对值大于 30° 时不再适用。

Pramuditya 使用该关系式对 Namekawa 的 37 棒组件盒实验进行了子通道模拟^[13], 指出 C_w 取值在 1 附近时模拟结果较好。COBRA III C 中首次引入强迫横流模型时提出, 可以将绕丝引起的冷却剂强迫横流连续变化的效果等效为固定宽度的脉冲, 如图 1 所示。参考上述结论, 使用了如式(10)所示的强迫横流模型, 可得

$$w = \frac{\pi(D + D_w)}{H} s\rho u \quad (13)$$

1.4.2 带绕丝湍流交混模型

一些研究使用了模拟真实快堆流道的装置进行了实验, 提出了考虑绕丝的湍流交混模型, 例如 Zhukov 模型^[14] 和 Cheng-Todreas 模型^[11]。Cheng-Todreas 交混模型将快堆冷却剂通道分为两个区域, 并定义了内部通道的无量纲有效涡流扩散率 ε_{11}^* 和边缘通道混合参数 C_{1L} ^[15]。由绕丝引起的横向流动的速度可表达为这类参数与垂直方向流动速度的乘积

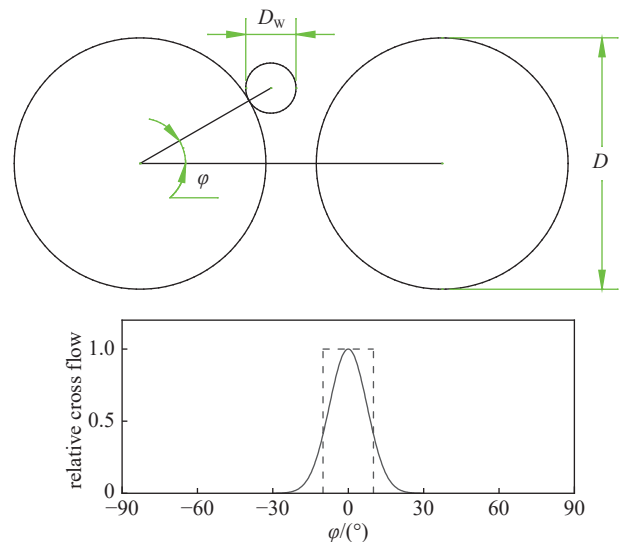


Fig. 1 Influence of relative positions of fuel rods and wrapping wires on lateral flow

图 1 燃料棒与绕丝相对位置对横向流动的影响

$$\varepsilon = \varepsilon_{1\eta}^* V_1 \eta \tag{14}$$

$$V_{T|_{\text{gap}}} = C_{1L} V_2 \tag{15}$$

式中： ε 为有效涡流扩散率， η 为子通道中心距， V_1 和 V_2 为中央通道和边缘通道的轴向流速， $V_{T|_{\text{gap}}}$ 为相邻通道接触面的横向流动速度，无量纲数 $\varepsilon_{1\eta}^*$ 和 C_{1L} 的物理含义均为横向流速与轴向流速的比值，通过实验获得的两个参数的经验公式如下

$$\varepsilon_{1\eta}^* = C_m \left(\frac{A_{r1}}{A'_1} \right)^{\frac{1}{2}} \tan \theta_w \tag{16}$$

$$C_{1L} = C_s \left(\frac{A_{r2}}{A'_2} \right)^{\frac{1}{2}} \tan \theta_w \tag{17}$$

式中： C_m 和 C_s 为中央通道间和边通道间与通道形貌和流动状态相关的参数； A_{r1} 和 A_{r2} 为绕丝投影面积， m^2 ； A'_1 和 A'_2 为中央通道和边通道的流通面积， m^2 ； θ_w 为绕丝螺旋角。

2 结果对比

为了得到两种绕丝处理方式对子通道程序模拟结果的影响，选取橡树岭国家实验室开展的 FFM-2A^[16] 实验的两个典型工况进行子通道分析。FFM-2A 实验使用包含 19 根电加热棒的燃料组件模拟钠在带绕丝燃料棒组件盒内的流动，并在不同流量和功率条件下进行了一系列稳态实验。选取冷却剂流量为 12.692 m^3/h 及总加热功率 322.3 kW 的高流量工况、以及冷却剂流量为 0.168 m^3/h 及总加热功率 5.17 kW 的低流量工况。实验给出的子通道编号如图 2 所示，计算时通道间隙编号如图 3 所示，其中编号小于 42 的间隙位于两个中央通道之间，编号大于 43 的间隙位于边通道与中央通道或角通道之间。

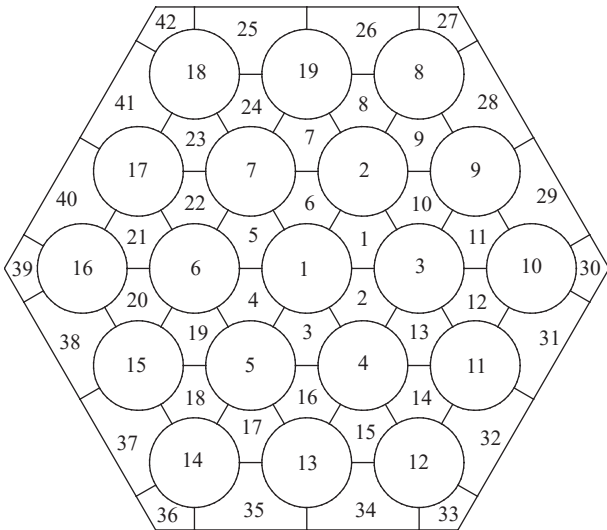


Fig. 2 Numbering of sub-channels and rods
图 2 子通道与燃料棒编号

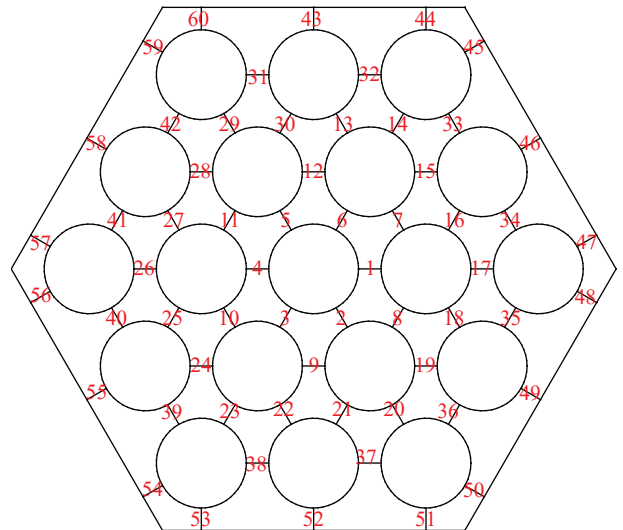


Fig. 3 Numbering of gaps
图 3 通道间隙编号

分别使用强迫横流模型、带绕丝湍流交混模型以及不考虑绕丝影响时，对高流量实验进行了模拟，得到出口处测量的温度上升值与平均温度上升值之比，如图 4 所示。从图中可以看出，考虑湍流交混模型后模拟结果相比不考虑时的情况与实验更接近，靠近中心通道的相对温度预测偏差降低 0.04 以上，总体平均预测偏差降低 0.008 以上。

为了深入理解强迫横流模型对子通道模拟的影响，图 5 给出了轴向高度分别为绕丝螺距六分之一以及六分之四时所有通道间隙单位长度的横向流量占总轴向流量的百分比，正值代表从小编号通道流向大编号通道。从图中可以看出，编号 42 及以前的间隙横向流动由于交替受到两侧燃料棒绕丝的作用，流动方向沿高度每上升二分之一螺距就发生反向；编号大于等于 43 的间隙内由于只包含一根燃料棒的绕丝，无论位于何种高度都只有一个方向上的横向流动，即组件盒边缘的横向流量与绕丝旋向一致。

将强迫横流模型与使用带绕丝湍流交混模型的模拟结果与实验值进行对比，同时与子通道程序 MATRA-

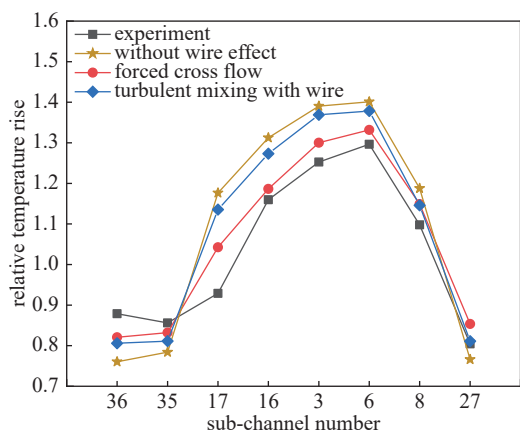


Fig. 4 Influence of models on outlet temperature prediction

图 4 绕丝交混模型对出口温度预测的影响

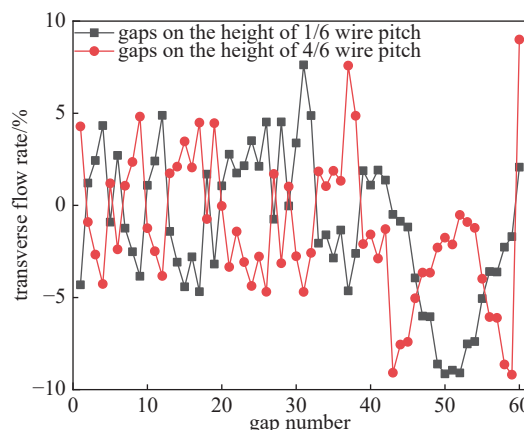


Fig. 5 Comparison of cross flow rate of channel gap

图 5 通道间隙横向流量对比

LMR^[2]、ANTEO^[4]和SUBAC^[8]的计算结果进行了横向对比,结果如图6所示。从图中可以看出,本文模拟高流量实验时强迫横流模型模拟结果与实验结果对比的平均偏差为0.030,与ANTEO+的0.032相近,最大处偏差为0.114,且可以较好模拟实验中对称的3号、6号子通道的温度差异,而带绕丝湍流交混模型的模拟平均偏差为0.092,最大处偏差为0.224。模拟低流量实验时,两种方法的模拟结果平均偏差分别为0.019和0.022,最大偏差分别为0.027和0.028,总体结果差距较小。

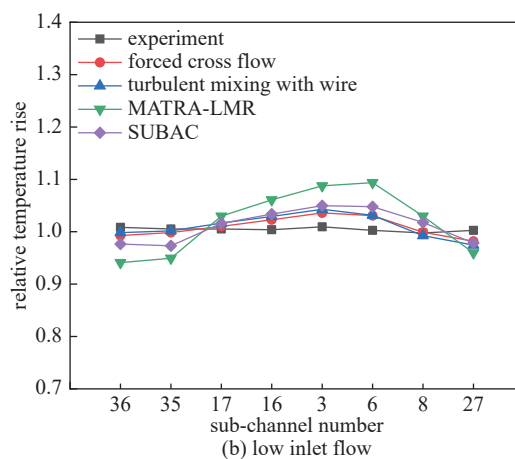
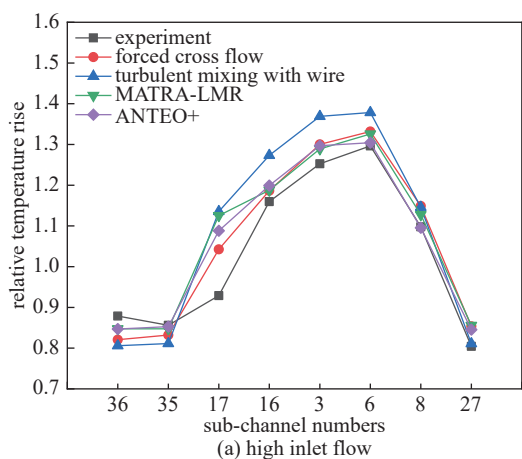


Fig. 6 Comparison of simulation results with other sub-channel codes

图 6 模拟结果与其他子通道程序对比

3 结论

本文基于两种不同的绕丝交混模型分别建立了子通道分析方法,对FFM-2A实验中高低流量工况分别进行了计算,通过对比使用两种绕丝交混模型以及不考虑绕丝情况下的模拟结果,发现考虑绕丝对冷却剂交混的影响后通道间的换热显著强于未考虑绕丝的模拟结果。在低流量条件下,使用两类模型的模拟结果均与实验结果符合较好;在高流量条件下,使用强迫横流模型的模拟结果与实验结果之间的偏差低于使用带绕丝湍流交混模型时存在的偏差,后者对于组件盒出口中心温度的模拟结果存在明显的高估。同时,强迫横流模型由于考虑了通道间的单方向流动,还能够反映绕丝导致的局部温度不均匀。

参考文献:

- [1] Ninokata H, Efthimiadis A, Todreas N E. Distributed resistance modeling of wire-wrapped rod bundles[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 1987, 104(1): 93-102.
- [2] Jeong H Y, Ha K S, Chang W P, et al. Modeling of flow blockage in a liquid metal-cooled reactor subassembly with a subchannel analysis code[J]. *Nuclear Technology*, 2005, 149(1): 71-87.
- [3] 陈选相, 吴攀, 单建强. 钠冷快堆分析程序ATHAS-LMR的子通道模型[J]. *原子能科学技术*, 2012, 46(6): 695-700. (Chen Xuanxiang, Wu Pan, Shan Jianqiang. Subchannel model of analysis code ATHAS-LMR for LMFBR[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2012, 46(6): 695-700)

- [4] Lodi F, Grasso G, Mattioli D, et al. ANTEO+: A subchannel code for thermal-hydraulic analysis of liquid metal cooled systems[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2016, 301: 128-152.
- [5] 吴宗芸, 刘天才, 吴明宇. 基于双区域模型的钠冷快堆组件子通道分析程序的开发与验证[J]. 原子能科学技术, 2022, 56(4): 672-683. (Wu Zongyun, Liu Tiancai, Wu Mingyu. Development and validation of subchannel analysis program based on two-region model for sodium cooled fast reactor assembly[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2022, 56(4): 672-683)
- [6] Wantland J L. ORRIBLE—A computer program for flow and temperature distribution in 19-ROD LMFBR fuel subassemblies[J]. *Nuclear Technology*, 1974, 24(2): 168-175.
- [7] Rowe D S. COBRA IIIC: digital computer program for steady state and transient thermal-hydraulic analysis of rod bundle nuclear fuel elements[R]. Richland, WA, USA: Battelle Pacific Northwest Labs. , 1973.
- [8] Sun R L, Zhang D L, Liang Y, et al. Development of a subchannel analysis code for SFR wire-wrapped fuel assemblies[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2018, 104: 327-341.
- [9] Liu X J, Scarpelli N. Development of a sub-channel code for liquid metal cooled fuel assembly[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 77: 425-435.
- [10] Mikityuk K. Heat transfer to liquid metal: review of data and correlations for tube bundles[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2009, 239(4): 680-687.
- [11] Cheng S K, Todreas N E. Hydrodynamic models and correlations for bare and wire-wrapped hexagonal rod bundles—bundle friction factors, subchannel friction factors and mixing parameters[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 1986, 92(2): 227-251.
- [12] Castellana F S, Adams W T, Casterline J E. Single-phase subchannel mixing in a simulated nuclear fuel assembly[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 1974, 26(2): 242-249.
- [13] Pramuditya S, Takahashi M. Thermal-hydraulic analysis of wire-wrapped SFR test subassemblies by subchannel analysis method[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2013, 54: 109-119.
- [14] Bogoslovskaya G P, Zhukov A V, Sorokin A P. Models and characteristics of interchannel exchange in pin bundles cooled by liquid metal[R]. Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 2000.
- [15] Zheng S G. Constitutive correlations for wire-wrapped subchannel analysis under forced and mixed convection conditions[D]. Cambridge: Massachusetts Institute of Technology, 1984.
- [16] Fontana M H, MacPherson R, Gnadt P, et al. Temperature distribution in a 19-rod simulated LMFBR fuel assembly in a hexagonal duct (fuel failure mockup bundle 2A): Record of experimental data[J]. ORNL-TM-4113, 1973.