

中国工程试验堆堆芯入口流量 分配特性实验研究

眭曦, 王盛, 杨祖毛, 闫晓

(中国核动力研究设计院 反应堆工程研究所, 四川 成都 610041)

摘要:堆芯入口流量分配研究是新型反应堆设计过程中一项重要的工程验证实验,其结果能为反应堆的热工水力及安全分析提供数据支撑。本文对中国工程试验堆(CENTER),采用缩比模型开展了堆芯入口流量分配特性实验研究,在不同工况下获得了模拟燃料组件、铍/铝组件、钴靶组件及控制棒导向管内的流量分配因子。实验结果表明:在本文研究的工况范围中,堆芯中大部分冷却剂流过模拟燃料组件,同类型模拟组件间的流量分配较均匀,最大流量相对偏差在 $\pm 4\%$ 以内。实验入口总流量对流量分配特性几乎没有影响。

关键词:中国工程试验堆;流量分配;流量分配因子;实验研究

中图分类号:TL334

文献标志码:A

文章编号:1000-6931(2020)02-0257-07

doi:10.7538/yzk.2019.youxian.0105

Experimental Investigation of Flow Distribution Characteristic at Core Inlet in CENTER

SUI Xi, WANG Sheng, YANG Zumao, YAN Xiao

(Reactor Engineering Research Sub-institute, Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610041, China)

Abstract: Flow distribution investigation at core inlet is an important engineering validation experiment during the design process of a new type nuclear reactor. It can provide experimental data for thermal-hydraulics and safety analysis of nuclear reactor. A flow distribution characteristic experimental investigation at core inlet in China Engineering Test Reactor (CENTER) was carried out based on a scaled-down model. Flow distribution factors under different working conditions among simulating fuel assembly, beryllium/aluminum assembly, and cobalt target assembly and control rod guide tube simulators were obtained. Experiment results show that under the working conditions in this paper, large amount of coolant flows through simulating fuel assembly and the flow distribution factors among the same kind assemblies are homogeneous, and the max relative deviation is within $\pm 4\%$. The total inlet flow in the experiment has little influence on flow distribution characteristic.

收稿日期:2019-03-01;修回日期:2019-05-05

作者简介:眭曦(1982—),男,四川成都人,副研究员,博士,从事反应堆流体力学研究

网络出版时间:2019-06-05;网络出版地址:<http://kns.cnki.net/kcms/detail/11.2044.TL.20190604.1416.020.html>

Key words: China Engineering Test Reactor; flow distribution; flow distribution factor; experimental investigation

反应堆堆芯入口流量分配特性研究是新型反应堆研发设计过程中的一项重要内容。通过相应研究,能获得进入不同燃料组件入口的冷却剂流量,进而获得燃料组件出口的冷却剂温度,为流量、功率及温度的协同设计以及反应堆的安全评估提供数据支撑。

20世纪60年代,美国西屋公司针对Yankee核电站反应堆首次开展了堆芯入口流量分配实验研究,并基于安装在模拟燃料组件入口的毕托管测量得到了每组模拟燃料组件入口的流速,进一步获得了无量纲的流量分配因子^[1]。实验结果表明,四环路对称运行工况下堆芯入口流量分配不均匀性在±18%之间。在此基础上,为降低堆内构件结构上的改进对水力学设计不确定性的影响,西屋公司进一步采用大比例模型针对改进型的Yankee核电站反应堆开展了流量分配实验研究,并基于孔板流量计获得了堆芯入口流量分配特性,验证了堆内构件设计的合理性^[2]。除美国外,韩国、法国等也分别针对Yonguag核电站反应堆、APR+反应堆以及EPR反应堆开展了堆芯入口流量分配特性实验及数值模拟研究^[3-7]。

我国在反应堆堆芯入口流量分配方面的研究起步较晚。20世纪80年代,上海核工程研究设计院首次针对秦山核电站反应堆开展了相关的实验研究,分析了两种不同结构流量分配板的均流效果,实验结果表明采用实心比为0.7的流量分配板时堆芯入口流量分配得更加均匀^[8]。中国核动力研究设计院及中国原子能科学研究院等分别针对秦山二期反应堆、中国先进研究堆、CNP1000反应堆、中国实验快堆以及CAP1400反应堆开展了堆芯入口流量分配实验研究^[9-13]。在上述研究中,除中国实验快堆是实堆测量外,其余相关实验研究均采用了简化模型,并通过安装于模拟燃料组件入口的特制流量计对堆芯入口流量进行了测量,获得了无量纲的流量分配因子,验证了反应堆内构件设计的合理性及热工水力的安全性。

本文针对中国工程试验堆(CENTER),采用缩比模型开展堆芯入口流量分配特性实验研

究,获得全堆芯模拟燃料组件及典型位置处的模拟铍/铝组件、钴靶组件和控制棒导向管内的流量分配因子。相关研究可为CENTER的研发设计提供参考与指导。

1 实验模型、装置及方法

1.1 实验模型

相对于传统的商用压水堆,CENTER在环路数、堆芯布置、组件结构形式及冷却剂流程设计上均有很大不同:1) CENTER一回路采用单环路运行方式;2) 反应堆整个堆芯包含燃料组件、铍/铝组件、钴靶组件及控制棒导向管等多种部件;3) 堆芯中的各种组件包括控制棒导向管等均采用闭式正六边形的外形结构;4) 当反应堆处于正常运行工况时,冷却剂从位于反应堆上部的入口管流入,经流量分配器后再进入堆芯,其中大部分的冷却剂从燃料组件中流过,以带走裂变能量,剩余冷却剂经铍/铝组件、钴靶组件、控制棒导向管及其他旁通流道流出堆芯,再经反应堆下部的出口管流出。CENTER冷却剂流程如图1所示。

为能在流量分配实验中准确反应原型反应堆中冷却剂的流动特性,并综合考虑实验装置

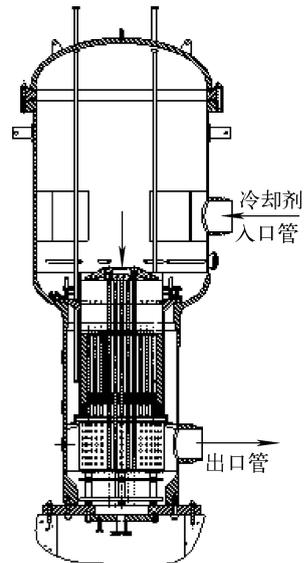


图1 CENTER冷却剂流程

Fig. 1 Coolant flow in CENTER

规模、实验本体装配难度及特制流量计研制等因素,确定了采用1:2的缩比实验模型。同时在模型设计过程中对原型反应堆的部分结构进行简化,考虑到中子测量管及温度测量管数量少,位于吊篮组件外部,且为细长结构,对吊篮内组件间的流量分配影响可忽略不计,因此实验模型中取消了相应结构。对于控制棒驱动机构,考虑到驱动杆大部分位于反应堆上部的大空腔死水区域,对流量分配的影响很小,因此实验模型中忽略控制棒驱动杆,仅保留导向管,并通过阻力特性匹配的方式来模拟控制棒。通过上述简化,可在不影响实验结果的基础上降低加工和装配难度。对于原型反应堆中的各种组件,考虑到其结构复杂,如果完全按照原型进行缩比,会极大提高加工难度和经费,延长实验周期。因此,在模型实验中采用简化结构的模拟组件代替原型组件。在模拟组件设计过程中,采用阻力系数相似的模拟准则,即确保模拟组件与原型组件在额定工况下阻力系数相同,通过改变模拟组件内部阻力调节孔板的开孔直径来调节阻力系数。另外,模拟组件入口处布置特制流量计用于流量测量。为确保模拟组件能准确地反映原型组件的水力学特性,对于每组模拟组件都需开展单独的阻力特性标定实验,确保其额定工况下阻力系数与原型组件阻力系数的相对偏差在±2%以内。模拟组件额定工况下的阻力系数列于表1。对于特制流量计也需进行标定,以获得其仪表系数。考虑到原型反应堆中组件的总数多达300余组,如果在实验研究中同时测量每一组模拟组件的流量,势

必会给仪表布置及引线带来较大困难。经综合考虑,在CENTER堆芯入口流量分配实验中,选取了40组模拟燃料组件、典型位置处40组模拟铍/铝组件、18组模拟控制棒导向管及4组模拟钴靶组件进行流量测量。

表1 模拟组件额定工况下的阻力系数
Table 1 Resistance coefficient of simulating assembly under rated condition

组件类型	阻力系数
模拟燃料组件	8.36
模拟铍/铝组件	5.100
模拟控制棒导向管	1.366
模拟钴靶组件	2.744

1.2 实验装置

CENTER堆芯入口流量分配实验在常温、低压(温度小于35℃,压力为0.5~1MPa)环境下开展,实验装置如图2所示。回路主要参数列于表2。为满足实验流量的需求,采用两回路并联的方式开展实验研究。实验回路主要由主泵、补水泵、冷却器、稳压器、文丘里流量计、温度变送器及相关的阀门和管道构成。在实验研究中补水系统将水箱的水通过补水泵补充到每个主泵的入口管,对回路和实验模型充水,同时配合稳压器在回路运行时保证主泵入口压力。每条回路流量计均布置在主泵入口段,回路运行时测量反应堆入口管流量。回路和模型设有排气管,在需排气时开启排气阀。回路两台主泵均采用变频器进行控制,主泵的

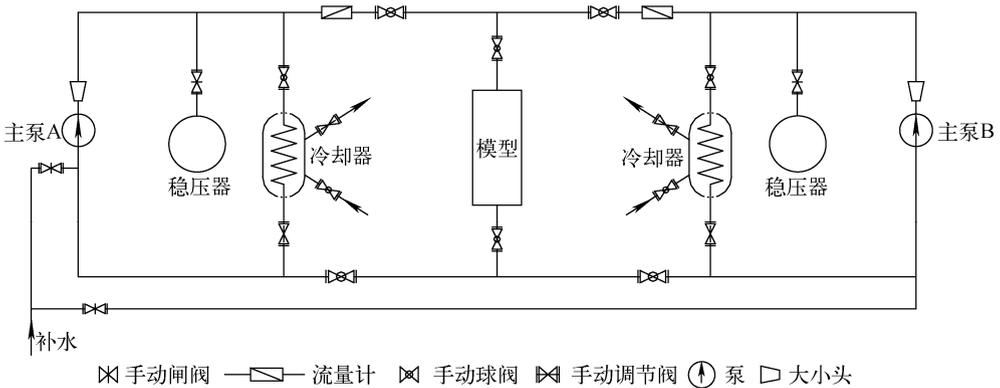


图2 实验装置示意图
Fig. 2 Schematic of test rig

启停及回路流量的调节均可通过改变变频器的频率来实现。在主泵出入口管之间并联1台冷却器(换热器),通过二次水流量调节阀可调节冷却水流量,控制回路温度。在主泵出入口管上,装有压力测点用于监控主泵出入口压力。在实验模型入口主管道上装有一体化铂电阻温度计测量回路水温。为保证模拟组件入口特制流量计测量的可靠性,在实验模型入口处安装专用过滤装置以控制水质。实验中所用的仪器、仪表列于表3,所有仪表在使用前均经过专

门机构标定,满足计量需求。

表2 实验装置设计参数

Table 2 Design parameter of test rig

参数	参数值
回路设计压力, MPa	1.2
回路设计温度, °C	50
主泵额定扬程, m	100
主泵额定流量, m ³ /h	600

表3 实验用仪表

Table 3 Instrument used in test

仪表名称	量程	精度	布置位置
压力变送器	0~2 MPa	0.2	主泵出入口
温度变送器	0~100 °C	0.5	实验模型入口
文丘里流量计	150~650 m ³ /h	0.5	主泵入口
特制流量计1	6.5~30 m ³ /h	0.5	模拟燃料组件入口
特制流量计2	0.5~1.5 m ³ /h	0.5	模拟铍/铝组件入口
特制流量计3	0.6~2.4 m ³ /h	0.5	模拟钴靶及控制棒导向管入口

1.3 实验方法及数据处理

实验开始时,启动数据采集系统,便于回路参数的监测,同时启动补水泵向回路中注入去离子水,并开启主泵便于回路的排气。当回路中的空气完全排出后,关闭排气阀门,并通过调节主泵频率的方式调节回路流量至预定工况。当回路流量稳定2 min后,启动数据采集系统,对实验模型入口的温度、压力数据及模拟组件入口的流量数据进行采集。采集完毕后,调节回路流量至下一工况点,重复上述步骤,直至完成所有工况点的实验。

实验中在相同工况下分别测量了模拟燃料组件、铍/铝组件、钴靶组件及控制棒导向管的内部流量。由于原型反应堆中不同类型组件流量的差别较大,在实验数据处理时,针对同一类型的组件,给出其归一化的流量分配因子。以模拟燃料组件为例,其流量分配因子的计算方法如下:

$$\eta_{i,f} = \frac{Q_{i,f}}{\sum_{i=1}^{n_f} Q_{i,f}} \quad (1)$$

其中: η 为流量分配因子; Q 为通过单个模拟燃

料组件的流量; n 为测量到流量的模拟燃料组件的数量;下标 i 表示第 i 个模拟燃料组件, f 表示模拟燃料组件。

实验中还给出了不同类型模拟组件的流量份额。以模拟燃料组件为例,其流量份额 α_f 为:

$$\alpha_f = \frac{Q_{t,f}}{Q_{t,f} + Q_{t,ba} + Q_{t,c} + Q_{t,co}} \quad (2)$$

其中,下标 t 表示流经某一类型模拟组件的总流量,ba表示模拟铍/铝组件,c表示模拟控制棒导向管,co表示模拟钴靶组件。

考虑到在实验中并未针对所有模拟燃料组件均安装特制流量计进行流量测量,同时实验中还有部分特制流量计损坏,因此本文采用式(3)的方法计算通过某一类型模拟组件的总流量。以模拟燃料组件为例,其总流量为:

$$Q_{t,f} = \left(\frac{1}{n_f} \sum_{i=1}^{n_f} Q_{i,f} \right) \times N_f \quad (3)$$

其中, N_f 为模拟燃料组件总数。

1.4 实验工况及不确定度分析

本文分别在高流量及低流量工况下开展了流量分配特性实验研究,其中高流量工况分别在1 000 m³/h(额定工况)、900 m³/h及800 m³/h

流量下开展实验,低流量工况在 $350\text{ m}^3/\text{h}$ 流量下开展实验。

在测量不确定度方面,本文关注流量分配因子,决定流量分配因子的参数为流量,因此流量分配因子不确定度主要来自于流量的不确定度。流量的不确定度主要来自于流量计的不确定度及数据采集系统的不确定度。通过流量的标准不确定度,取置信概率 $P=0.95$ 、包含因子 $k=2$,可计算得到流量分配因子的扩展不确定度。本文中流量分配因子的最大扩展不确定度为 $0.004\ 26$ 。

2 实验结果分析

2.1 额定工况下的流量分配特性

图3示出额定工况下模拟燃料组件、铍/铝

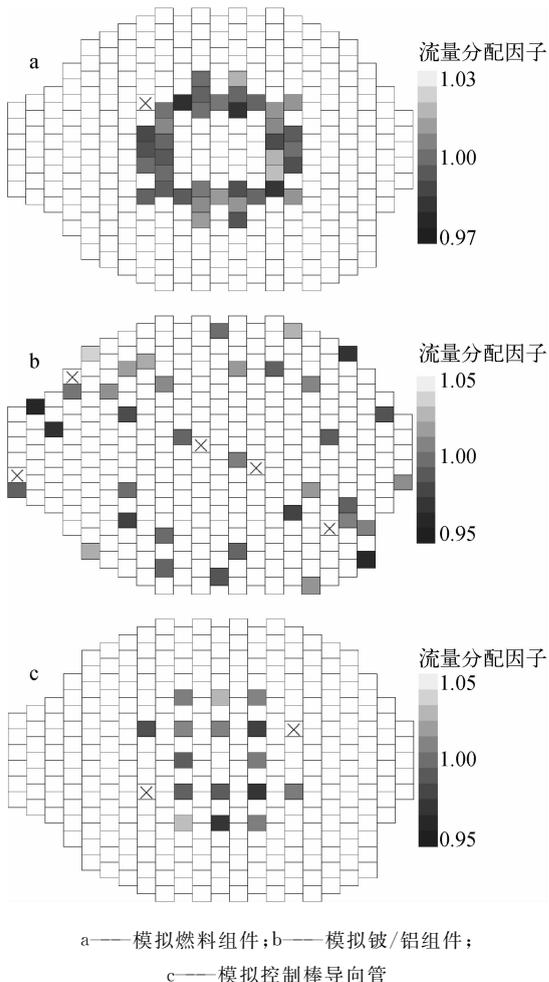


图3 额定工况下的流量分配因子

Fig. 3 Flow distribution factor under rated condition

组件及控制棒导向管的流量分配因子。由图3a可看出:对于40组模拟燃料组件,共获得39组有效流量数据(图中的“×”表示该位置处的特制流量计失效,未测得相关流量数据);模拟燃料组件间的流量分配非常均匀,流量分配因子在 $0.98\sim 1.02$ 之间。对于模拟铍/铝组件,共获得35组典型位置处的流量分配因子。从图3b可看出,模拟铍/铝组件间的流量分配也较均匀,流量分配因子在 $0.96\sim 1.04$ 之间。对于模拟控制棒导向管,共获得16组有效的流量数据,其流量分配因子也较均匀,在 $0.97\sim 1.03$ 之间。对于模拟钴靶组件,由于其数量较少,仅布置了4个流量测点,获得3个有效数据,因此本文中不再给出其流量分配因子图,其流量分配因子在 $0.99\sim 1.02$ 之间。

从额定工况下的流量分配特性实验可看出,相对于传统商用压水堆,CENTER的同类型组件间的流量分配较为均匀,最大相对偏差不超过 $\pm 4\%$ 。造成该现象的主要原因为:1) CENTER为单环路运行,堆芯上游流场较均匀,冷却剂经反应堆入口均流装置后直接进入堆芯上部的大空腔,相对于传统商用压水堆有较为充裕的充分发展段;2) CENTER采用了闭式的组件结构,而目前绝大多数商用压水堆采用开式栅格棒束组件,堆芯区存在冷却剂强烈的横向交混现象,由于闭式组件的堆芯没有冷却剂的横向交混,在恒定堆芯压降下,CENTER中冷却剂在进入各类组件入口时即分配较为均匀,以匹配堆芯的阻力特性;3) 相对于传统商用压水堆,CENTER堆芯压降很大,根据反应堆内部流道阻力特性实验研究发现,额定工况下其堆芯压降超过 500 kPa ,占整个反应堆进出口压降的 85% 以上,较大的堆芯阻力及占比能有效减小各类组件的进出口效应,提高堆芯同类型组件间流量分配的均匀性。

除流量分配因子外,本文进一步根据实验结果并通过式(3)获得通过不同类型模拟组件的总流量,并与设计值进行了对比,如图4所示。由图4可看出,CENTER中大部分的冷却剂通过模拟燃料组件内部流过,其比例达到 76% 左右,其余约 25% 的冷却剂作为旁流从模拟铍/铝组件、控制棒导向管及钴靶组件流出。由图4还可发现,实验获得的不同模拟组件的

总流量份额与设计值吻合较好,充分证明设计的准确性及实验的可靠性。

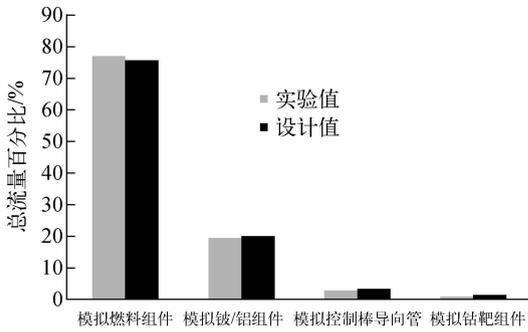


图4 额定工况下不同模拟组件的总流量百分比

Fig. 4 Total volume flow proportion of different simulating assemblies under rated condition

2.2 不同入口总流量工况下的流量分配特性

为研究入口总流量对 CENTER 中各组件入口流量分配特性的影响规律,本文在 900、800 及 350 m³/h 3 种入口总流量工况下开展实验研究,获得不同类型模拟组件间的流量分配因子。实验结果表明,在本文工况范围内,改变入口总流量对同类型模拟组件间的流量分配特性没有影响。以模拟燃料组件为例,在 4 种入口总流量工况下(含额定工况)其流量分配因子均在 0.98~1.02 之间。造成这种现象的主要原因是实验中模拟燃料组件均采用相同的结构,并进行了标定实验,确保了阻力特性的一致性。虽然实验中减小入口总流量会导致模拟燃料组件的阻力系数增加,但每组模拟燃料组件阻力系数变化趋势一致,且绝对值改变很小,因此流量分配因子不受入口总流量改变的影响。

同时,不同入口总流量下的实验结果还表明,改变入口总流量对于通过同类型模拟组件流量的百分比影响很小。以模拟燃料组件及铍/铝组件为例,本文在 1 000、900 及 800 m³/h 3 种入口总流量工况下对比了通过其内部的冷却剂流量百分比(由于 350 m³/h 工况下流量较低,有较多的模拟铍/铝组件流量计未工作,因此不进行比较),结果列于表 4。

由表 4 可看出,降低实验中的入口总流量,对通过模拟燃料组件及铍/铝组件的流量份额影响很小。总地说来,通过模拟燃料组件的流

量会随实验入口总流量的降低而减少,通过模拟铍/铝组件的流量会随实验入口总流量的降低而增多。造成这种现象的主要原因是由于不同类型模拟组件阻力特性的差别。对于模拟燃料组件,因为其设计流量很高,内部的摩擦阻力占总阻力的份额较大,由于摩擦阻力难以自模,会随流量(本实验中温度变化很小,雷诺数仅与流速相关,物性变化对其影响可忽略)的降低而增加。因此模拟燃料组件在整个流量工况范围内阻力系数变化相对较大。而模拟铍/铝组件设计流量很低,其内部流速也低,阻力特性以形状阻力为主,形状阻力易自模,因此在整个流量工况范围内阻力系数变化较小。综上所述,随流量分配实验入口总流量的降低,模拟燃料组件的阻力系数升高得相对多一些,因此其流量份额会逐渐降低。而模拟铍/铝组件的阻力系数升高得相对较少些,其流量份额会逐渐升高。

表 4 不同工况下模拟燃料及铍/铝组件的流量百分比

Table 4 Total volume flow proportion of simulating fuel and beryllium/aluminum assemblies under different conditions

入口总流量/ (m ³ ·h ⁻¹)	流量百分比/%	
	模拟燃料组件	模拟铍/铝组件
1 000	76.97	19.33
900	76.95	19.36
800	76.88	19.42

3 结论

本文针对 CENTER 开展了流量分配实验研究,获得不同入口总流量下不同类型模拟组件的流量分配特性。通过对实验数据的分析,得出以下结论。

1) 由于 CENTER 堆芯阻力较大,且采用闭式组件结构形式,其堆芯中同类型模拟组件间流量分配较均匀,模拟燃料组件、铍/铝组件、控制棒导向管及钴靶组件的流量分配因子分别在 0.98~1.02、0.96~1.04、0.97~1.03 及 0.99~1.02 之间。

2) 流经堆芯的冷却剂绝大部分经模拟燃料组件及铍/铝组件流出,这两部分的流量占入口总流量的比重分别在 76% 及 20% 左右。

3) 改变入口总流量对同类型模拟组件间

的流量分配特性几乎没有影响,对于同类型模拟组件流量份额的影响也很小。总体而言,降低实验中的总流量会造成模拟燃料组件流量份额略微降低,模拟铍/铝组件流量份额略微升高。

参考文献:

- [1] BERRINGER R T, BISHOP A A. Pressure drop, flow distribution and mixing studies for a model heterogeneous reactor vessel[C]// Yakeen Atomic Electric Company Research and Development Program. USA: Yakeen Atomic Electric Company, 1959.
- [2] HESTERONI G. Use of hydraulic models in nuclear reactor design[R]. USA: Westinghouse Electric Corporation, 1965.
- [3] LEE K B, IM I Y, LEE B J, et al. YGN 3&4 reactor flow model test[R]. Korea: Korea Atomic Research Institute, 1991.
- [4] KIM K, EUH D J, CHU I C, et al. Experimental study of the APR+ reactor core flow and pressure distributions under 4-pump running conditions[J]. Nuclear Engineering and Design, 2013, 265: 3 957-3 966.
- [5] PURAGLIESI R, ZHOU L, ZERKAK O, et al. Steady-state CFD simulations of an EPR reactor pressure vessel: A validation study based on the JUKIETTE experiments[J]. Nuclear Engineering and Design, 2016, 300: 41-56.
- [6] VICTOR P, ANNALISA M. Effect of pump-induced cold-leg swirls on the flow field in the RPV of the EPRTM: CFD investigations and comparison with experimental results[J]. Nuclear Engineering and Design, 2011, 241: 1 478-1 485.
- [7] ROHDE U, HOHNE T, KLIEM S, et al. Fluid mixing and flow distribution in a primary circuit of a nuclear pressurized water reactor: Validation of CFD codes[J]. Nuclear Engineering and Design, 2007, 237: 1 639-1 655.
- [8] 洪忠元,刘树林,局世孝,等. 秦山核电厂反应堆整体模型水力试验[J]. 核科学与工程, 1989, 9(4):319-327.
- HONG Zhongyuan, LIU Shulin, JU Shixiao, et al. The whole model hydraulic test of Qinshan Nuclear Power Plant reactor[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 1989, 9(4): 319-327(in Chinese).
- [9] 杨来生,宗桂芳,胡俊. 秦山核电二期工程反应堆水力模拟实验研究[J]. 核动力工程, 2003, 24(增刊):208-211.
- YANG Laisheng, ZONG Guifang, HU Jun. Reactor hydraulic simulation test study of Qinshan Phase II NPP project[J]. Nuclear Power Engineering, 2003, 24(Suppl.): 208-211(in Chinese).
- [10] 张曙明,李华奇,赵民富,等. 秦山核电站二期反应堆堆芯流量分配数值分析[J]. 核科学与工程, 2010, 30(4):299-307.
- ZHANG Shuming, LI Huaqi, ZHAO Minfu, et al. Numerical analysis of flow distribution at the reactor core inlet of Qinshan Phase II reactor [J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 2010, 30(4): 299-307(in Chinese).
- [11] 王盛,杨来生,方颖,等. CNP1000 反应堆旁漏流、流量分配及交混特性研究[M]//中国核动力研究设计院科学技术年报. 成都:中国核动力研究设计院, 2009:11-13.
- [12] 喻丹萍,蒋贤国,张建伟,等. 中国先进研究堆全堆芯流致振动及流量分配试验研究[J]. 原子能科学技术, 2008, 42(增刊):711-714.
- YU Danping, JIANG Xianguo, ZHANG Jianwei, et al. Experiment study for flow-induced vibration and flow distribution on full scale core of China Advanced Research Reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2008, 42(Suppl.): 711-714(in Chinese).
- [13] 刘一哲,薛秀丽,许义军,等. 中国实验快堆全堆芯流量分配计算与试验[J]. 核动力工程, 2012, 33(增刊):100-103.
- LIU Yizhe, XUE Xiuli, XU Yijun, et al. Calculation and test of core flow rate distribution of China Experimental Fast Reactor[J]. Nuclear Power Engineering, 2012, 33(Suppl.): 100-103(in Chinese).