

压水堆堆芯核设计软件包 TORCH V2.0 的验证与确认

张斌, 李庆, 蔡云, 刘琨, 秦雪, 王诗倩, 吉文浩, 郭锐, 赵晨, 彭星杰

(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, 四川 成都 610213)

摘要: TORCH V2.0 是由中国核动力研究设计院自主研发的压水堆堆芯核设计软件包, 该软件包基于确定论两步法计算策略进行堆芯中子学计算, 即组件均匀化计算和堆芯少群计算的模式。本文采用包括大亚湾、岭澳、方家山、秦山、海南昌江、福清等核电厂部分循环启动物理试验数据及核电厂运行数据对 TORCH V2.0 软件包进行验证与确认研究, 对比的主要参数包括启动物理试验中的临界硼浓度、控制棒积分价值、硼微分价值及等温温度系数和核电厂运行过程中的临界硼浓度、组件径向功率、热点因子及焓升因子。数值结果表明: 针对主流的方形栅格压水堆核电厂, TORCH V2.0 软件包具有可靠的压水堆堆芯计算能力; 对于启动物理试验和电厂运行过程中的主要参数, TORCH V2.0 软件包具有较高计算精度, 符合堆芯核设计验收准则。

关键词: 堆芯核设计; 启动物理试验; 核电厂运行数据; 验证与确认

中图分类号: TL329.2

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2022)11-2415-07

doi: 10.7538/yzk.2021.youxian.0873

Validation and Verification for Nuclear Design Software Package TORCH V2.0 of Pressurized Water Reactor

ZHANG Bin, LI Qing, CAI Yun, LIU Kun, QIN Xue, WANG Shiqian,

JI Wenhao, GUO Rui, ZHAO Chen, PENG Xingjie

(Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory,

Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610213, China)

Abstract: A conventional two-step approach of a transport calculation and a nodal diffusion calculation, such as CASMO/SIMULATE, APOLLO/SMART, was used in the light water reactor core design for decades. A new PWR core nuclear design software package named TORCH V2.0 was developed by Nuclear Power Institute of China (NPIC), and many advanced methodologies were implemented in TORCH V2.0 to enhance accuracy and performance. Based on the two-step calculation scheme, TORCH V2.0 mainly contains lattice physics code for assembly homogenization, link calculation code for few-group constant parameterization and core simulation code for few-group core calculation. The one-step direct heterogeneous calculation code KYLIN V2.0 based on fine-group structure was employed. KYLIN V2.0 was used to generate the homoge-

nized parameters, including homogenized cross-section, diffusion coefficients, discontinuity factors and so on. Considering the fact that a certain state required by the reactor core calculation may be different from the ones provided by KYLIN V2.0, a process was required to provide a table between those neutronics few-group constants and state parameters based on the discrete points provided by lattice calculations. The code named PACFAC was used to provide the table for the core simulation code CORCA-3D. The neutron diffusion equation would be calculated for core fuel management in CORCA-3D. The calculation modules of each code were already verified against various benchmark problems, whereas the work presented in this paper focuses on the verification and validation (V&V) of linked code system TORCH V2.0 for the core design of pressurized water reactors (PWRs). The measured values of reactor startup physics test and nuclear power plant operation from six PWR NPPs (Daya Bay NPP, Ling'ao NPP, Fangjiashan NPP, Qinshan NPP, Hainan Changjiang NPP, Fuqing NPP) were utilized to do the comparison and analysis for V&V. Part of the reactor startup physics tests and a total of 85 cycles of 14 NPP units were simulated by TORCH V2.0. However, the content of the reactor startup physics tests varies in different cycles. Compared parameters of reactor startup physics test contain critical boron concentration, control rod integral value, boron differential value and isothermal temperature coefficient. Compared parameters of nuclear power plant operation contain critical boron concentration, assembly-wise power distribution, hot spot factor and nuclear enthalpy rise factor. With the exception of very few results of critical boron concentration for some deep operation cycles, all the results of compared parameters are in good accordance with the measured values, which are agreed with the industrial acceptance criteria. The results show that the software TORCH V2.0 has reliable calculation ability and is applicable to the PWR nuclear power engineering design which is based on square fuel assembly. In the future, the uncertainty analysis of TORCH V2.0 would be carried out for the comprehensive verification and validation.

Key words: core nuclear design; startup physics test; nuclear power plant operation data; validation and verification

长期以来,由于我国严重依赖进口的核电关键软件,阻碍了我国核电软件自主化进程,也阻挡了我国核电技术“走出去”的战略方针。为此,我国各研究院所、高校集中力量开发核电软件。如上海核工程研究设计院的 XSEC/3D-5^[1]、中国核动力研究设计院与西安交通大学联合开发的 TPFAP/CMFP^[2-3]、上海交通大学的 GLORY^[4]、中国核工业集团有限公司的 TORCH V2.0 软件包、中国广核集团有限公司的 PINE/COCO^[5] 和国家电投核电技术软件中心的 COSINE^[6] 等。

TORCH V2.0 是由中国核动力研究设计院自主研发的压水堆堆芯核设计软件包,主要

包含先进中子学栅格计算软件 KYLIN V2.0^[7]、组件堆芯接口软件 PACFAC 和堆芯中子学计算软件 CORCA-3D^[8]。TORCH V2.0 软件包主要采用基于确定论两步法计算策略进行堆芯中子学计算。本文简要介绍 TORCH V2.0 软件包所采用的主要理论模型及程序特点,并通过各核电厂启动物理实验数据及核电厂运行数据对 TORCH V2.0 软件包进行验证与确认研究。

1 TORCH V2.0 软件介绍

1.1 先进中子学栅格计算软件 KYLIN V2.0 先进中子学栅格计算软件 KYLIN V2.0

的计算流程图如图 1 所示,该程序主要用于二维问题的中子学模拟计算分析,并为堆芯三维中子学软件提供组件均匀化少群参数。KYLIN V2.0 程序可选用 45 群或 190 群多群截面库^[9]进行计算;采用子群方法^[10]进行共振自屏蔽效应处理,进而求解共振核素的有效共振截面;采用特征线方法^[11]进行复杂结构几何的中子输运计算,并基于广义粗网有限差分(GCMFD)加速方法^[12]加速中子输运计算;采用基于改进的预估-校正方法(PPC)^[13]进行燃耗计算,采用切比雪夫方法^[14]求解点燃耗方程;同时,为方便用户使用,程序还包含复杂结构几何的组件图形化建模工具和后处理显示工具。



图 1 KYLIN V2.0 程序主要计算流程图

Fig. 1 Main calculation flow chart of KYLIN V2.0 code

KYLIN V2.0 软件主要具有如下特点:

1) 能准确描述多种不同几何结构(包括棒束型、板型)栅格或组件的几何形状、网格划分、材料分布等,并为用户提供较清晰、便捷的输入处理方式;2) 能准确读取栅格(组件)计算所必需的输入参数,包括多群常数库、各区域温度、重要核素共振有效温度等;3) 能进行复杂几何共

振问题的准确处理,同时还可考虑燃料芯体温度、多共振核素干涉作用等因素的影响;4) 能采用较精细的能群结构求解多种类型栅格(组件)的精细能谱和均匀化截面参数;5) 能处理铀系、钚系等重核燃耗链以及精细的裂变产物链,并进行重要可燃毒物(如硼、钆等)的详细空间燃耗计算;6) 能进行一步法二维非均匀多组件计算以及续算和变工况等再启动计算;7) 能输出主要的计算结果,如无限增殖因数、相对功率分布、重要核素核子密度等。

1.2 组件堆芯接口软件 PACFAC

PACFAC 软件主要对由 KYLIN V2.0 生成的均匀化少群参数进行参数化,为堆芯计算程序提供可由堆芯状态确定计算参数的少群常数库^[15-16]。PACFAC 软件主要包含少群常数参数化计算模型和截面参数反算模型,前者主要是少群截面、形状因子等参数在进行插值关系建立时各多项式参数的计算模型,后者主要是少群常数在堆芯中的计算模型。截面参数反算模型与插值关系中的多项式参数密切相关。

PACFAC 软件的截面参数化公式如下:

$$\Sigma^{\text{actual}} = \sum_{i=1}^n N_i^{\text{actual}} \sigma_i(\text{DM, Bu, FT, } \dots) + \Sigma^{\text{pis}}(\text{DM, } \dots) + \Delta \Sigma_{\text{rod}}(\text{DM, } \dots) \quad (1)$$

其中: Σ^{actual} 为堆芯实际截面; N_i 为核素 i 的核子密度;DM、Bu、FT分别为慢化剂密度、燃耗深度和燃料有效温度; σ 为微观截面; Σ^{pis} 为伪核素对宏观截面的贡献分量,是由堆芯燃耗链的核素种类少于组件计算燃耗链中的核素数量引入的截面分项; $\Delta \Sigma_{\text{rod}}$ 为控制棒的存在对截面的贡献分量。

1.3 三维堆芯计算软件 CORCA-3D

三维堆芯计算软件 CORCA-3D 的主要计算流程图如图 2 所示,主要用于三维稳态堆芯的中子学计算,是堆芯燃料管理的核心计算软件之一。CORCA-3D 软件的主要功能是基于组件均匀化少群截面进行堆芯少群扩散计算^[17]和重要铀系核素、裂变产物及可燃毒物的燃耗计算^[13]。CORCA-3D 软件采用单通道模型^[18]考虑热工水力反馈效应,具备功率重构^[19]功能,能计算碘和氙的平衡浓度。作为压水堆堆芯核设计软件,CORCA-3D 软件具备读取多

个堆芯数据库进行换料堆芯建模计算的功能,同时具备反应性系数计算、变参数计算、硼浓度/控制棒棒位临界搜索、控制棒微分/积分价值计算等核设计全部功能。

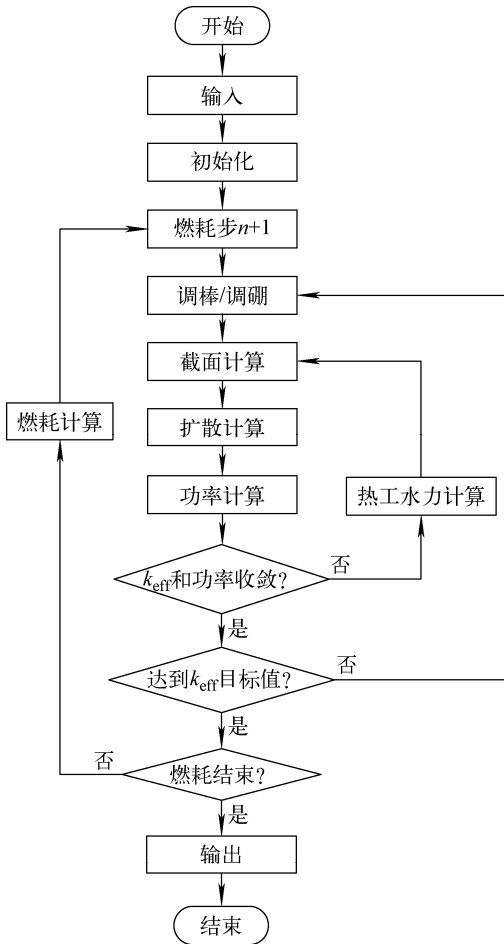


图2 CORCA-3D软件主要计算流程图

Fig. 2 Main calculation flow chart of CORCA-3D code

CORCA-3D软件主要具有如下特点:1) 能根据组件的当前信息和历史信息(包括燃耗深度、硼浓度、燃料有效温度、慢化剂密度、氚浓度、控制棒状态等),从组件堆芯接口软件PACFAC提供的均匀化少群常数库计算堆芯各节块的少群截面参数;2) 能快速、精确地求解堆芯少群(两群、四群)扩散方程;3) 能进行矩形组件几何功率重构计算,得到栅元尺度的精细功率分布;4) 能求解堆芯单通道热工-水力方程,计算堆内冷却剂的焓场分布;5) 能精确求解堆芯重要核素的燃耗方程,模拟重要核素(如铀系核

素、可燃毒物)在堆内的积累、消耗过程;6) 能计算氚的平衡浓度;7) 能搜索硼浓度或控制棒棒位使堆芯 k_{eff} 达到目标值;8) 可在任意燃耗时刻改变硼浓度、相对功率、控制棒棒位等参数进行计算。

2 数值验证

本文采用包括大亚湾、岭澳、方家山、秦山、海南昌江、福清等核电站部分循环启动物理试验数据及核电站运行数据对TORCH V2.0软件包进行验证与确认研究,实测数据的具体来源列于表1。

表1 实测数据具体来源

Table 1 Source of measured data

核电站	机组	运行数据 所属循环	启动物理试验 数据所属循环
大亚湾	1号机组	9~20	9,12,15,17
	2号机组	9~20	9,12,15,17
岭澳	1号机组	5~16	
	2号机组	5~15	
方家山	1号机组	1~4	1~4
	2号机组	1~4	1~4
秦山	1号机组	1~15	1~15
	3号机组	1~8	1~8
海南昌江	1号机组	1~4	1~4
	2号机组	1~3	1~3
福清	1号机组	1~4	1~2
	2号机组	1~3	1~2
	3号机组	1~3	1
	4号机组	1~2	

2.1 启动物理试验

利用TORCH V2.0软件包对启动物理试验中涉及的临界硼浓度、控制棒积分价值、硼微分价值及等温温度系数进行了验证与确认,结果如图3所示。启动物理试验中控制棒全提状态(ARO)及插棒状态的临界硼浓度绝对误差分别在 ± 50 ppm和插棒状态准则范围内;控制棒积分价值相对误差在 $\pm 10\%$ 以内;硼微分价值绝对误差在 1.0 pcm/ppm以内;等温温度系数绝对误差在 ± 3.6 pcm/ $^{\circ}\text{C}$ 以

内。以上结果表明, TORCH V2.0 软件包对各核电厂各循环启动物理试验数据的计算精度较高,符合验收准则。

2.2 核电厂运行数据

利用 TORCH V2.0 软件包对核电厂运行涉及的临界硼浓度、组件径向功率、热点因子及焓升因子进行了验证与确认,结果如图 4 所示。

临界硼浓度绝对误差除极少数点外,均在 ± 50 ppm 以内;组件径向功率大于 0.9 的相对误差在 $\pm 5\%$ 以内,小于 0.9 的相对误差在 8% 以内;热点因子相对误差在 $\pm 8\%$ 以内;焓升因子相对误差在 $\pm 5\%$ 以内。以上结果表明, TORCH V2.0 软件包对各核电厂各循环运行数据的计算精度较高,符合验收准则。

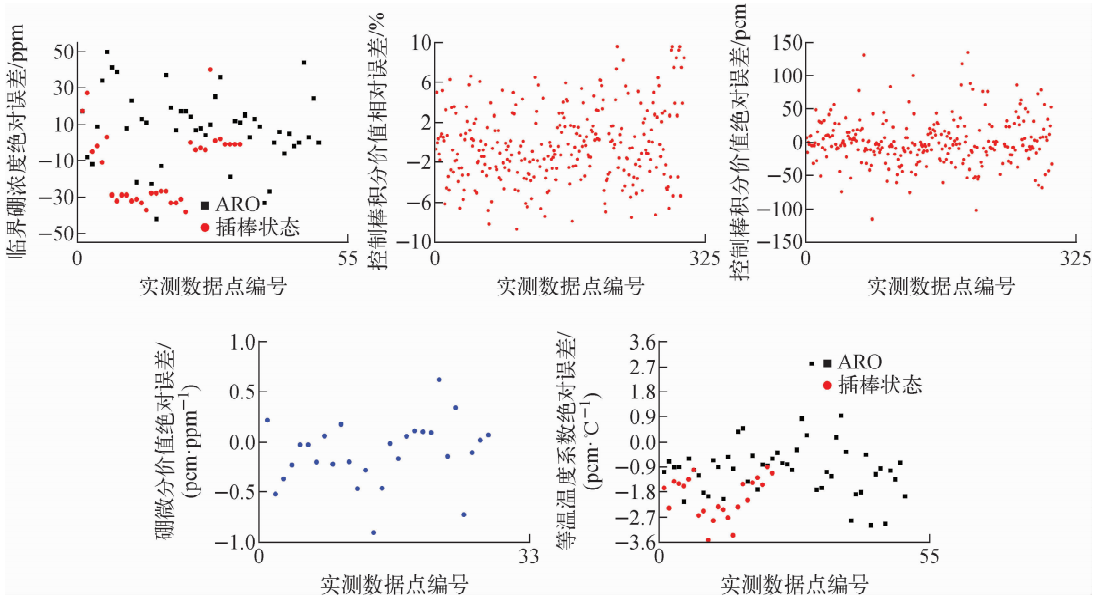


图 3 启动物理试验各对比参数的结果

Fig. 3 Results of compared parameters of reactor startup physics test

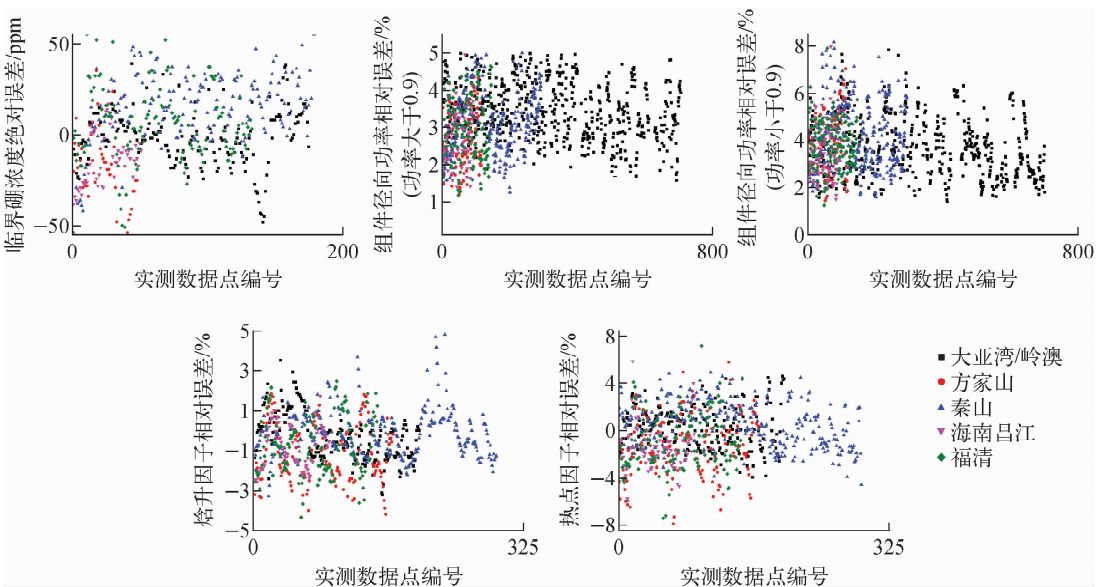


图 4 核电厂运行参数的对比结果

Fig. 4 Comparison result of nuclear power plant operation parameters

3 结论

本文对压水堆堆芯核设计软件包 TORCH V2.0 的主要组成软件和各软件所采用的主要理论模型及程序特点进行了简要介绍,采用大亚湾、岭澳、方家山、秦山、海南昌江、福清等核电厂启动物理实验数据及运行数据对 TORCH V2.0 软件包进行了验证与确认研究,得到如下主要结论:针对主流的方形栅格压水堆核电厂, TORCH V2.0 软件包具有可靠的压水堆堆芯计算能力;对于启动物理试验和核电厂运行过程中的主要参数, TORCH V2.0 软件包具有较高计算精度,符合堆芯核设计验收准则。

核设计软件完整的验证与确认研究需要给出程序明确的不确定度,后续将围绕直接测量参数和非直接测量参数重点开展相关研究。

参考文献:

[1] 谢少林,沈炜,朱鑫官,等. 堆芯三维燃料管理软件包 XSEC/3D-5 的接口技术及应用[J]. 核科学与工程,1997,17(1):78-83.
XIE Shaolin, SHEN Wei, ZHU Xinguan, et al. Interface methodology and usage of in-core three-dimensional fuel management program XSEC/3D-5[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 1997, 17(1): 78-83(in Chinese).

[2] 章宗耀,程和平,季永成,等. 轻水堆物理组件计算程序[J]. 核动力工程,1991,12(3):41-45.
ZHANG Zongyao, CHENG Heping, JI Yongcheng, et al. The codes of assembly calculation for light water reactor nuclear design[J]. Nuclear Power Engineering, 1991, 12(3): 41-45(in Chinese).

[3] 章宗耀,包有红. 粗网法堆芯燃料管理计算模型[J]. 核科学与工程,1985,5(2):154-159.
ZHANG Zongyao, BAO Youhong. A model of the in-core management calculations by coarse mesh method[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 1985, 5(2): 154-159(in Chinese).

[4] 黄灏,王涛,蒋校丰,等. 压水堆堆芯燃料管理计算软件包 GLORY 的研制[J]. 核科学与工程,2008,28(4):326-329.
HUANG Hao, WANG Tao, JIANG Xiaofeng, et al. Development of PWR in-core fuel management code system—GLORY[J]. Chinese Journal

of Nuclear Science and Engineering, 2008, 28(4): 326-329(in Chinese).

- [5] 卢皓亮,莫锟,李文淮,等. 自主化堆芯三维核设计软件 COCO 研发[J]. 原子能科学技术,2013,47(增刊):327-330.
LU Haoliang, MO Kun, LI Wenhui, et al. Development of self-reliant three-dimensional core nuclear design code COCO[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2013, 47(Suppl.): 327-330(in Chinese).
- [6] 葛炜,杨燕华,刘飒,等. 大型先进压水堆核电站关键设计软件自主化与 COSINE 软件包研发[J]. 中国能源,2016,38(7):39-44.
GE Wei, YANG Yanhua, LIU Sa, et al. Self-reliance of key software for large advanced PWR nuclear power plant and the development of program COSINE[J]. Energy of Chinese, 2016, 38(7): 39-44(in Chinese).
- [7] 柴晓明,涂晓兰,郭凤晨,等. 先进中子学栅格程序 KYIN-2 的开发与初步验证[J]. 强激光与粒子束,2017,29(1):94-100.
CHAI Xiaoming, TU Xiaolan, GUO Fengchen, et al. Development and preliminary V&V for advanced neutron transport lattice code KYLIN-2[J]. High Power Laser and Particle Beams, 2017, 29(1): 94-100(in Chinese).
- [8] 蒋朱敏,赵文博,王金雨,等. 中子时空动力学计算程序 CORCA-K 的进展[J]. 强激光与粒子束,2017,29(6):134-138.
JIANG Zhumin, ZHAO Wenbo, WANG Jinyu, et al. Progress of the CORCA-K space-time neutronics simulation code[J]. High Power Laser and Particle Beams, 2017, 29(6): 134-138(in Chinese).
- [9] STAMMLER R. HELIOS methods[R]. Studsvik: Scandpower, 2001.
- [10] PENG S, JIANG X, ZHANG S, et al. Sub-group method with resonance interference factor table[J]. Annals of Nuclear Energy, 2013, 59: 176-187.
- [11] 柴晓明,涂晓兰,芦韡,等. 先进中子学栅格程序 KYLIN-2 中特征线方法模块的开发与验证[J]. 核动力工程,2016,37(4):154-159.
CHAI Xiaoming, TU Xiaolan, LU Wei, et al. Development and verification and validation of MOC module in advanced neutronics lattice code KYLIN-2[J]. Nuclear Power Engineering,

- 2016, 37(4): 154-159(in Chinese).
- [12] WANG D A, XIAO S C. A linear prolongation approach to stabilizing CMFD[J]. Nuclear Science and Engineering, 2018, 190(1): 45-55.
- [13] STAMMLER R J, ABBATE M J. Methods of steady-state reactor physics in nuclear design [M]. London: Academic Press, 1983.
- [14] OH H S, YANG W S. Comparison of matrix exponential methods for fuel burnup calculations [J]. Journal of the Korean Nuclear Society, 1999, 31(2): 172-181.
- [15] 黄灏, 张少泓, 李志勇. 基于查表方式的组件均匀化参数表达方式研究[J]. 核科学与工程, 2008, 28(3): 199-203.
- HUANG Hao, ZHANG Shaohong, LI Zhiyong. Developing a fuel assembly homogenized parameter representation method based on tabulation [J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 2008, 28(3): 199-203(in Chinese).
- [16] 赵伟, 刘旭东. 燃料组件截面参数处理程序 FITLINK[J]. 核动力工程, 1995, 16(3): 259-263.
- ZHAO Wei, LIU Xudong. Treatment program of fuel assembly cross section parameter—FITLINK[J]. Nuclear Power Engineering, 1995, 16(3): 259-263(in Chinese).
- [17] LAWRENCE R D, DORNING J J. A nodal Green's function method for multidimensional neutron diffusion calculation[J]. Nuclear Science and Engineering, 1980, 76(2): 218-231.
- [18] 俞冀阳, 贾宝山. 反应堆热工水力学[M]. 北京: 清华大学出版社, 2011.
- [19] REMPE K R, SMITH K S, HENRY A F. SIMULATE-3 pin power reconstruction: Methodology and benchmarking[J]. Nuclear Science and Engineering, 1998, 103: 334-342.