

中国先进研究堆 ATWS 事故分析

田文喜¹, 秋穗正¹, 苏光辉¹, 贾斗南¹, 张建伟²

(1. 西安交通大学 能源与动力工程学院 核能与热能工程系, 陕西 西安 710049;

2. 中国原子能科学研究院 反应堆工程研究设计所, 北京 102413)

摘要: 针对中国先进研究堆(CARR)的具体结构和运行特点, 考虑冷却剂所有可能的流动状态以及换热形式, 利用 Fortran 程序设计语言开发 CARR 瞬态热工水力计算程序 TSACC。利用程序对 CARR 发生全厂断电事故(SBO)时控制棒故障不能下落且应急冷却泵故障不能投入运行这一严重事故工况进行了计算分析。计算结果表明: CARR 发生 SBO 时, 在应急冷却系统故障和控制棒不能插入堆芯的严重事故工况下, 堆芯功率仍能够在冷却剂密度反馈、空泡反馈及燃料多普勒反馈等作用下降低至较低的水平, 能够保证燃料元件结构的完整性, 也说明了 CARR 具有很高的固有安全性。计算结果同时发现: 在自然循环建立过程中, 堆芯冷却剂流量出现了短暂的密度波流动不稳定现象。

关键词: 中国先进研究堆; 全厂断电事故; 反应性反馈; 密度波流动不稳定

中图分类号: TL33

文献标识码: A

文章编号: 1000-6931(2007)S0-0276-06

Accident Analysis on ATWS of China Advanced Research Reactor

TIAN Wen-xi¹, QIU Sui-zheng¹, SU Guang-hui¹, JIA Dou-nan¹, ZHANG Jian-wei²

(1. State Key Laboratory on Power Engineering and Multiphase Flow, Department
of Nuclear & Thermal Power Engineering, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China;

2. Department of Reactor Engineering Research and Design,
China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract: Based on the structural and operational characteristics of China Advanced Research Reactor(CARR), a thermal-hydraulic and safety analysis code was developed with the consideration of all possible coolant flow and heat transfer status. The code was adopted to analyze the severe station blackout accident(SBO) with the failure of both the control rod(CR) and the emergency core cooling system(ECCS). Some important thermal-hydraulic parameters such as pressure, flow rate, temperature etc. in mean channel and hot channel were obtained. The computational results indicate that the core power can decay to a very low level with the reactivity feedback of the coolant density, void fraction and fuel temperature, thus the integrity of the fuel assembly/element can be ensured under such sever accident condition. The results also show the

收稿日期: 2007-05-08; 修回日期: 2007-07-06

作者简介: 田文喜(1980—), 男, 山东菏泽人, 讲师, 核反应堆热工水力与安全分析专业

high inherent safety of the CARR. Furthermore, an interesting short-lived density wave flow instability phenomenon occurs during the transient process.

Key words: China Advanced Research Reactor; station blackout accident; reactivity feedback; density wave flow instability

中国先进研究堆(CARR)是我国 21 世纪核科学可持续发展的重要基础研究设施,是一座轻水慢化和冷却、重水做反射层的池内罐式反中子阱型多用途研究堆。CARR 结构复杂,运行模式多样化。CARR 冷却剂流程如图 1 所示。在高功率运行工况下,冷却剂在主泵的驱动下从导流箱流入,向下进入堆芯,冷却堆芯后经衰变箱流出,在板式主换热器内与二次侧冷却水进行换热冷却后重新流入主泵,为强迫循环冷却;在停堆后,随着主泵和应急泵停转,流量降低到一定程度后导流箱上的自然循环瓣阀会自动开启,池水在自然循环驱动压头的作用下由滤网进入衰变箱,由下而上流经堆芯、导流箱和自然循环瓣阀后返回水池,是自然循环冷却。可见,当 CARR 正常停堆或事故停堆后冷却剂由强迫循环转化为自然循环时,存在倒流过程,可能会对 CARR 堆芯燃料元件的冷却造成不利或甚至危险。

由于研究堆的运行参数较低,对公众的潜在危害较小,相对于核动力堆,研究堆的安全分析研究一直未受到应有的重视,针对研究堆所开发的安全分析程序较少。国内外研究者曾利用商用程序 RELAP5 和小型微机程序对 IAEA 于 1980 年提出的 10 MW MTR 池式

研究堆基准问题进行了计算^[1-3],结果表明,各程序计算结果在整体趋势上与基准题保持一致,但在某些参数量的具体大小上与基准值存在较大偏差,不同程序计算值间也存在一定差别,尤其在低压运行条件下,各程序间的差别更加明显。由于研究堆种类繁多及其运行工况的多样性,目前仍没有一个通用的程序和模型选择标准用于研究堆的热工水力安全计算。

对 CARR 在各种工况下的热工水力及安全特性进行分析研究对保证其安全可靠的运行并制定合理的运行规程具有重大的工程实用价值,也是 CARR 工程项目的重要内容之一。本研究针对 CARR 的具体结构和运行特点,利用 Fortran 程序设计语言开发 CARR 瞬态热工水力计算程序 TSACC。并利用程序对 CARR 无应急冷却、未能停堆的全厂断电这一严重事故工况进行了计算分析。计算得到堆芯平均通道和热通道内冷却剂流量、压力、温度及 MDNBR 等其它参数的瞬态变化,以评价 CARR 的固有安全性。

1 程序数学模型

1.1 堆芯模型

堆芯热工水力计算采用单通道模型。采用具有 6 组缓发中子、考虑燃料多普勒效应和慢化剂密度反应性反馈的点堆中子动力学方程来描述堆芯内中子动力学行为。采用一维热传导模型来求解板状元件燃料芯块和包壳的温度场^[4]。

1.2 换热模型

考虑了所有可能的换热工况,对不同传热区域采用的换热模型如下:自然对流换热,采用霍尔曼推荐的自然对流换热的关系式^[5];单相层流换热($Re < 2500$),选用 Collier 公式^[5];单相紊流换热($Re > 2500$),选用 Petukhov 关系式^[6];过冷沸腾区传热,选用 Jens-Lottes 公式^[5];饱和沸腾区传热,选用适用范围广泛的

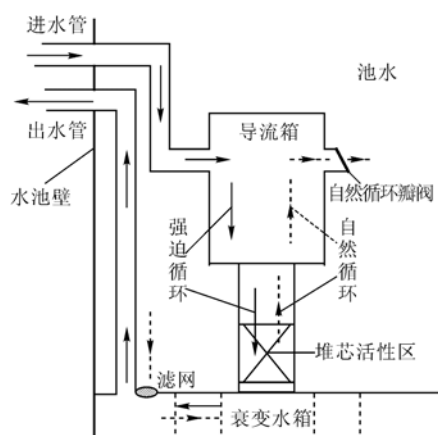


图 1 CARR 冷却剂流程图

Fig.1 Coolant flow diagram of CARR

Chen 关系式^[7];膜态沸腾换热区,采用 AECL 2003 look-up table 通过插值得出计算^[8];单相蒸汽换热区,采用 MeAdams 关系式^[9]。

1.3 阻力系数模型

单相层流($Re \leq 1000$)(达西)摩擦阻力系数 $f = C/Re$,对圆管形通道 $C = 64$;对矩形通道 $C = 96$;单相过渡区流动($1000 < Re < 2000$)摩擦阻力系数 $f = 0.048$;湍流流动摩擦阻力系数选用 Cole-Brook 关系式^[5]计算。对非等温流动,采取 Sieder-Tate 公式^[5]修正,两相流动摩擦压降倍增因子的计算选用 Chisolm 修正关系式^[7]计算。

1.4 临界热流密度 CHF 计算模型

Sudo 等^[10]针对矩形窄缝通道内的 CHF 进行了大量的研究并提出了相应的 CHF 预测关系式,被日本板状燃料元件研究堆 JRR-3M 设计采用^[11]。中国原子能科学研究院陈玉宙针对 CARR 堆芯板状元件矩形通道进行了 CHF 的实验研究。结果表明:在高流量区,Sudo公式预测 q_{CHF} 值明显偏低。通过对流体流速大于 3.6 m/s 的试验数据进行拟合,陈玉宙提出了新的 CHF 预测关系式:

$$q_{CHF} = 1.193 \times 10^6 v^{0.5} (1 + 0.03(T_s - T_f))$$

其中: v 为冷却剂流速, m/s ; T_s 为饱和温度, K ; T_f 为流体温度, K 。

该公式适用范围为冷却剂流速大于 3.6 m/s 。当 CARR 堆芯通道内冷却剂流速大于 3.6 m/s 时,本文选用该关系式,当冷却剂流速小于 3.6 m/s 时,采用 Sudo 公式。

系统设备包括主泵、板式换热器等设备的数学物理模型参见文献[12]。

2 程序编制

在建立合理的数学物理模型基础上,采用 Fortran90 程序设计语言开发了 CARR 热工水力计算程序 TSACC。程序仿真流程如图 2 所示。程序完全采用模块化结构设计,有利于程序的移植和修改完善,便于二次开发以应用于多种工况甚至其他堆型的分析计算。在计算方法的选取上,程序可随时判定每一时刻微分方程组刚性的强弱,自动选取阿当姆斯方法和吉尔方法对方程进行求解,在保证求解精度的同时,提高了计算速度。

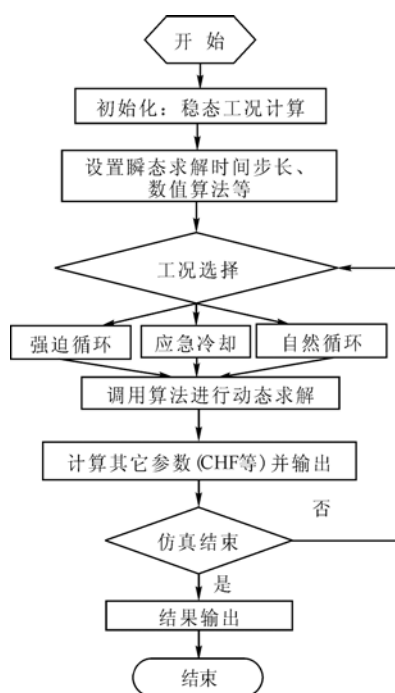


图 2 TSACC 程序仿真流程图

Fig. 2 Flow diagram of TSACC

3 计算结果与分析

无应急冷却、未能停堆的全厂断电事故序列为:反应堆满功率持续运行一段时间后在第 5 s 时发生全厂断电事故。事故发生后主循环泵立即失电惰转,二次测热阱瞬间丧失,控制棒停堆系统故障不能动作,应急堆芯冷却系统故障不能动作,当回路总流量低于 28.14 kg/s 时,自然循环瓣阀瞬间自动打开,自然循环开始建立并长期冷却堆芯。

图 3 显示了整个事故过程中冷却剂流量变化曲线。在第 5 s 时发生 SBO 事故后主泵开始失电惰转,冷却剂流量随之衰减,在第 118 s 时,当回路冷却剂的流量降低至 28.14 kg/s 时,自然循环瓣阀开启,自然循环开始建立。由于此时堆芯功率较高,自然循环建立过程中系统流量产生脉动,从脉动曲线上看是典型的密度波型流动不稳定性,流量脉动最大幅度为 $15 \sim 35 \text{ kg/s}$,脉动持续时间为 1 min ,随堆芯功率的降低,自然循环逐渐建立并趋于稳定。郭贇^[13]曾对 CARR 自然循环流动不稳定性进行了深入的研究,并给出了流动不稳定的边界。通过比较发现,本文中出现的流量脉动时的工况恰处在文献[13]所提出的不稳定区域,随堆芯

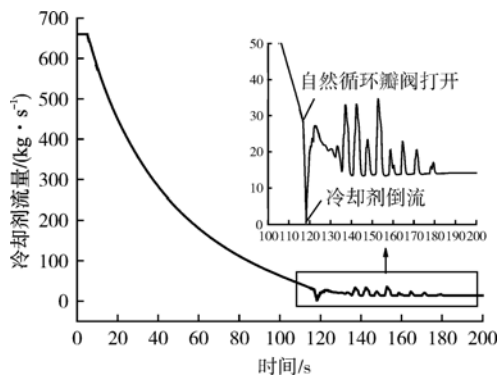


图3 一回路冷却剂流量变化曲线
Fig. 3 Mass flow rate in primary loop

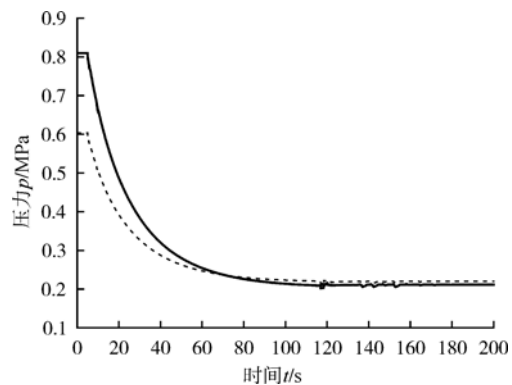


图5 堆芯进出口压力变化曲线
Fig. 5 Core inlet pressure
实线——堆芯上部;虚线——堆芯下部

功率逐渐衰减,CARR 运行工况点逐渐偏离文献[13]所给出的不稳定区域,各参数脉动振幅逐渐减小并最终趋于稳定。说明本研究的结论与文献[13]是一致的。

图4显示了堆芯功率变化曲线。第5s时全厂断电事故导致主泵停闭、冷却剂流量降低、系统温度升高。虽控制棒故障不能实现快速停堆,但堆芯功率在冷却剂和慢化剂温度、燃料多普勒效应和空泡等反应性反馈的作用下逐渐下降。在第118s时冷却剂发生倒流时,由于堆芯有大量气泡产生,引起较大的空泡负反应性反馈,堆芯功率下降较快。在自然循环建立过程中,堆芯功率呈现与流量相耦合的脉动现象,持续1min并逐步趋于稳定。

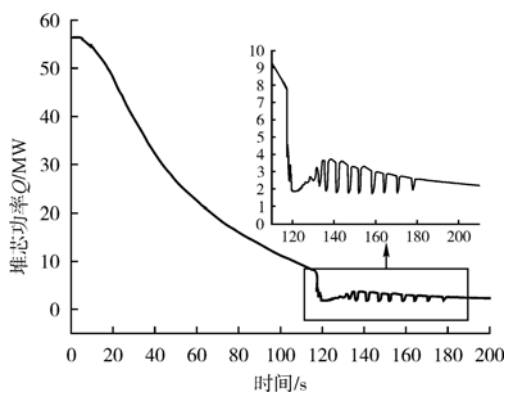


图4 堆芯总功率衰减曲线
Fig. 4 Attenuation curve of core power

图5显示了堆芯进出口压力的变化曲线。主泵停止运行后,系统压力迅速降低,第70s时,堆芯进出口压力相等。在自然循环建立过

程中,系统压力也有脉动现象。

图6显示了堆芯平均管进出口冷却剂参数变化。第5s时主泵关闭,之后,由于无法实现快速停堆,平均管下部冷却剂温度逐渐升高。平均管内冷却剂在发生倒流时达到饱和温度393K,并出现持续1min的脉动现象。当自然循环建立并趋于稳定后,冷却剂温度随堆芯功率衰减而缓慢降低。图7显示了堆芯热管上下端冷却剂参数变化,其趋势同平均管一致。在冷却剂发生倒流达到沸腾,饱和沸腾持续时间为140s。

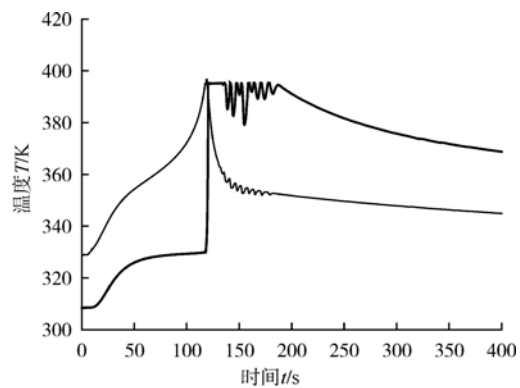


图6 平均管冷却剂进出口温度
Fig. 6 Coolant temperature in mean channel
粗线——冷却剂上部;细线——冷却剂下部

图8和9分别给出了平均管和热管内冷却剂、包壳和芯体最高温度变化曲线。可看出:事故发生后,冷却剂和构件温度持续上升。由于在倒流时冷却剂产生饱和沸腾,大量气泡的负

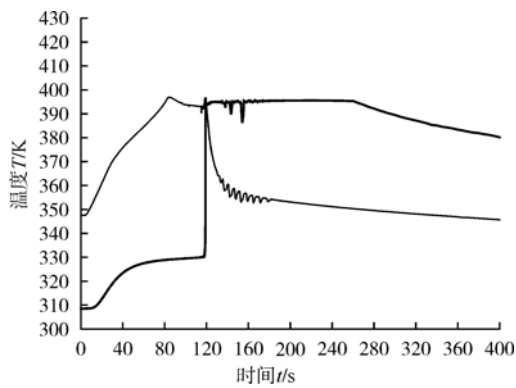


图7 热管冷却剂进出口温度

Fig. 7 Coolant temperature in hot channel
粗线——冷却剂上部;细线——冷却剂下部

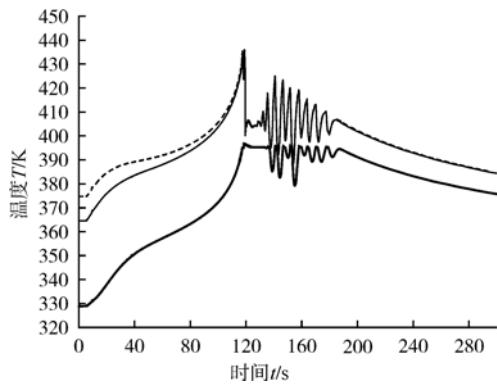


图8 平均管构件最高温度

Fig. 8 Maximum heat structure temperature
in mean channel
粗实线——冷却剂;细实线——包壳;
虚线——芯体

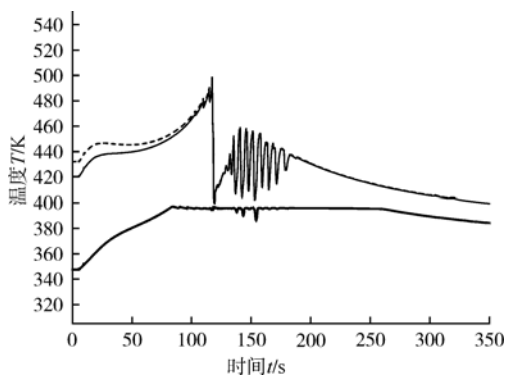


图9 标准组件热管构件最高温度

Fig. 9 Maximum heat structure temperature
in hot channel
粗实线——冷却剂;细实线——包壳;
虚线——芯体

反应性反馈会引起堆芯功率的迅速降低和振荡,且由于饱和沸腾换热系数比单相水换热系数要大的多,所以,在冷却剂发生倒流后,热管构件温度上升到最大值 500 K 后会急剧下降并出现振荡。当自然循环趋于稳定后,各参数随堆芯功率的衰减而逐渐降低。CARR 燃料芯体起泡限值温度为 673 K,整个瞬态过程中构件最高温度为 500 K,仍具有足够大的安全裕度。

从图 10 平均管和热管内冷却剂最高含汽率的瞬态变化曲线可以看出:平均管和热管内冷却剂均产生沸腾,热管冷却剂最高含汽率高达 0.42。

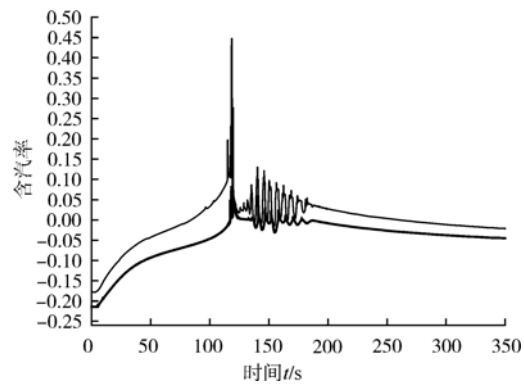


图10 标准组件平均管热管最高含汽率

Fig. 10 Maximum void fraction in mean channel
粗线——平均管;细线——热管

图 11 表示反应堆水池内池水随时间的变化曲线。在整个计算时间 1 000 s 内,池水的焓上升了仅 3.5 kJ/kg,温度上升不到 1 °C,显示了 CARR 反应堆水池作为一个巨大的自然热阱的作用。

图 12 显示了堆芯平均管和热管 MDNBR 的变化曲线,稳态运行工况下标准组件热管 MDNBR 为 4.40,平均管 MDNBR 为 8.4。在自然循环建立过程中,平均管和热管内冷却剂均发生沸腾,且流量发生脉动,利用 Sudo 公式计算得到的 MDNBR 值也是脉动的。

4 结论

针对 CARR 的独特结构和运行特点,开发了瞬态热工水力计算程序 TSACC,程序充分考虑了冷却剂所有可能的流动和换热工况,成

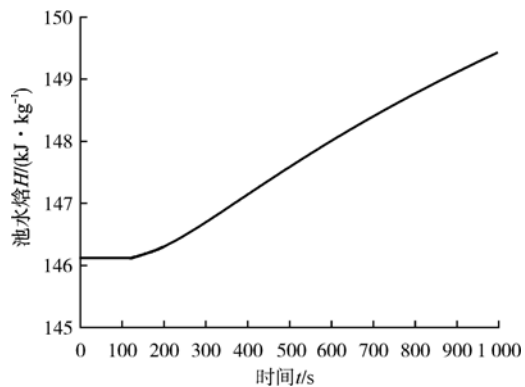


图 11 反应堆池水焓变化曲线

Fig. 11 Enthalpy of pool water

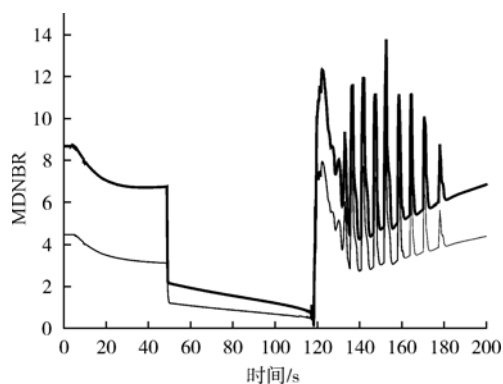


图 12 标准组件平均管热管 MDNBR

Fig. 12 MDNBR in mean channel and hot channel

粗线——平均管;细线——热管

功地实现了冷却剂由强迫循环流动向自然循环的过渡及对冷却剂倒流的处理。利用程序对 CARR 未能停堆的 SBO 进行了计算分析。计算结果表明:CARR 发生 SBO 事故后,在应急冷却系统故障和控制棒不能插入堆芯的严重事故工况下,堆芯功率仍能在冷却剂密度反馈、空泡反馈及燃料多普勒反馈等作用下降低至较低的水平,能够保证燃料元件结构的完整性,证明了 CARR 很高的固有安全性。计算结果同时发现:在自然循环建立过程中,堆芯冷却剂流量出现了短暂的密度波流动不稳定现象,这与相关研究者的结论是一致的。

参考文献:

[1] IAEA. Research reactor core conversion from the

use of high enriched uranium to the use of low enriched uranium fuels guidebook, IAEA-TEC-DOC-233[R]. Vienna: IAEA, 1980.

[2] HOUSIADAS C. Simulation of loss of flow transients in research reactors[J]. Annals of Nuclear Energy, 2000, 27(1):1 683-1 693.

[3] KONČAR B, MAVKO B. Modeling of low-pressure subcooled flow boiling using the RELAP5 code[J]. Nuclear Engineering and Design, 2003, 220(3):255-273.

[4] GHIAASIAAN S M, WASSEL A T, FARR J L, Jr, et al. Heat conduction in nuclear fuel rods [J]. Nuclear Engineering and Design, 1985, 85 (1): 89-96.

[5] 于平安,朱瑞安.核反应堆热工分析[M].北京:原子能出版社,1988.

[6] THOMAS L C. Heat transfer[M]. New York: Prentice Hall, 1992.

[7] 徐济黎,贾斗南.沸腾传热和汽液两相流[M].北京:原子能出版社,2001.

[8] GROENEVELD D C. A look-up table for fully developed film-boiling heat transfer[J]. Nuclear Engineering and Design, 2003, 225(1):83-97.

[9] WILSON J F. The velocity of rising steam in a bubbling two-phase mixture[J]. Trans Am Nucl Soc, 1962, 5(151):191-197.

[10] 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, 6(4):415-426.

[11] KANMINAGA M. 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.

[12] TIAN W X, QIU S Z, GUO Y, et al. Development of a thermal-hydraulic analysis code for CARR[J]. Annals of Nuclear Energy, 2005, 32 (3): 261-279.

[13] GUO Y, SU G H, WANG J Q, et al. Two-phase instability analysis in natural circulation loops of China Advanced Research Reactor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2005, 32 (4): 379-397.