

ADS 原理验证装置两种方案的热工水力分析

刘展¹, 杨燕华¹, 刘兴民², 沈峰²

(1. 上海交通大学 核科学与工程学院, 上海 200240;

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: 加速器驱动的次临界系统(ADS)项目是“973项目”之一,旨在解决 ADS 的关键技术问题。其中,“原理验证装置的设计”课题可为 ADS 关键技术的解决和走向工程化奠定基础。文章就两种不同的堆芯方案陈述了 ADS 原理验证装置热工水力的计算,计算由初始稳态运行和瞬态及事故工况组成。为考察两种方案的自然循环能力,选择失流事故进行瞬态分析。对瞬态工况的严重性和两种方案的结果进行了比较,结果表明:事故工况下自然循环可足够带走堆芯余热,且方案 1 比方案 2 的安全裕度大。

关键词: 加速器驱动的次临界系统;热工水力;嬗变;RELAP5 程序

中图分类号: TG172

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2010)04-0423-06

Thermal-Hydraulic Research of Two Schemes on ADS Principle Verification Facility

LIU Zhan¹, YANG Yan-hua¹, LIU Xing-min², SHEN Feng²

(1. School of Nuclear Science and Engineering, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China; 2. China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract: Accelerator-driven sub-critical system (ADS) project is one of “973 Project”, which aims to solve ADS key issue. The design of principle verification facility could provide the platform of solving ADS key issue and engineering design. Based on two different core schemes, the paper presents the thermal-hydraulic theoretical analysis on ADS principle verification device. It consists of initial steady and transient accidental analysis. To find out the level of natural circulation, loss of flow was researched in transient analysis. In the end, the seriousness of transient cases and the result of two schemes were compared. The results show that in transient accident the natural circulation can remove core residual heat enough; and the first scheme is bigger than the second scheme in terms of safe margin.

Key words: accelerator-driven sub-critical system; thermal-hydraulic; transmutation; RELAP5 code

目前,核电站存在着资源利用率低、排放高放射性核废物及核电站运行的安全性等方面问题。核电站排出的核废料基本分为3类:铜系元素、裂变产物及被活化的结构材料,其中,尤其以次铜系核素(MA)和长寿命裂变产物(LLFP)的处理最为困难。MA和LLFP的嬗变是减少放射性废物和长期放射性的先进概念,世界广泛研究的嬗变系统之一即为加速器驱动的次临界系统(ADS),它主要由加速器、散裂靶核和次临界系统3部分组成^[1]。加速器产生轰击靶核的高能质子束,在靶核中发生散裂反应产生大量中子,从而次临界堆中有足够高的中子通量,用来实现嬗变。

由于国内起步较晚及加速器的能量达不到要求,目前主要解决ADS的关键技术问题并开展原理验证装置的设计工作。原理验证装置的堆芯计划用中国先进研究堆^[2](CARR)乏燃料进行组建,堆芯功率选用3 MW和5 MW两种方案。本工作主要研究临界状况下两种方案应对失流事故这一瞬态工况的动态行为,且就两种方案的安全裕度和自然循环能力进行比较。

1 系统描述

ADS原理验证装置与CARR的冷却剂流程基本相同,但堆芯结构不同,且ADS无应急堆芯冷却系统。图1示出CARR的冷却剂系统^[3]。CARR的流动状况有3种:正常运行、应急堆芯冷却和自然循环。然而,ADS原理验证装置的流动状况仅有两种,即正常运行和自然循环。

1.1 堆芯结构

图2示出两种方案的堆芯结构。图2中黑色格代表标准燃料组件,灰色格代表跟随体燃料组件,中间的白色格用于放置靶核。方案1的堆芯功率为3 MW,方案2的堆芯功率为5 MW。

ADS原理验证装置的燃料组件为板式组件,堆芯内有两类燃料组件:标准燃料组件和控制棒-跟随体组件。每个标准燃料组件内有21片燃料板,每个控制棒-跟随体组件含17片燃料板。ADS燃料是以Al为基体的 U_3Si_2 弥散体,包壳材料使用6061铝合金。

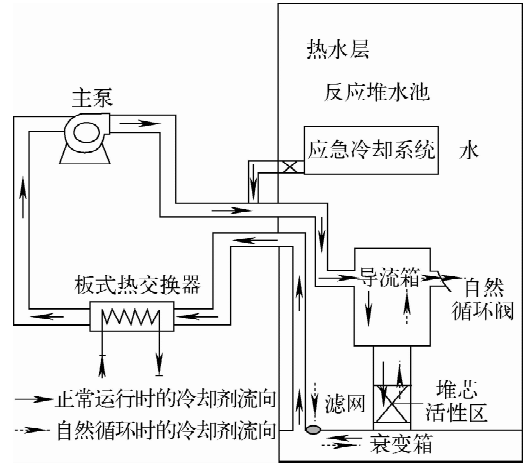


图1 CARR的冷却剂系统

Fig.1 Coolant system of CARR

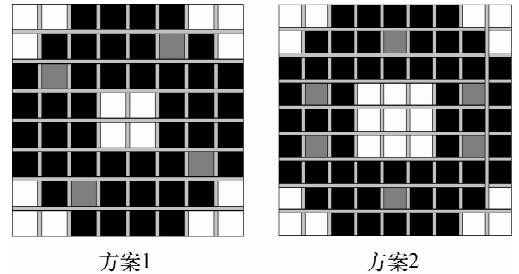


图2 堆芯结构

Fig.2 Core structure

1.2 节点划分

本工作采用RELAP5程序进行计算。ADS原理验证装置的冷却剂系统采用CARR的冷却剂系统的设置。图3示出原理验证装置的节点图。系统为两个环路。堆芯分为5种通道:标准燃料组件平均通道、标准燃料组件热通道、跟随体燃料组件平均通道、跟随体燃料组件热通道和旁通,标准燃料组件通道和热构件轴向均分为17个控制体,跟随体燃料组件通道和热构件轴向均分为9个控制体,热构件径向均划分为9个节点。

2 模型说明

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。轴向功率分布按实际参数输入。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]。燃料和包壳的物性参见文献^[5]。

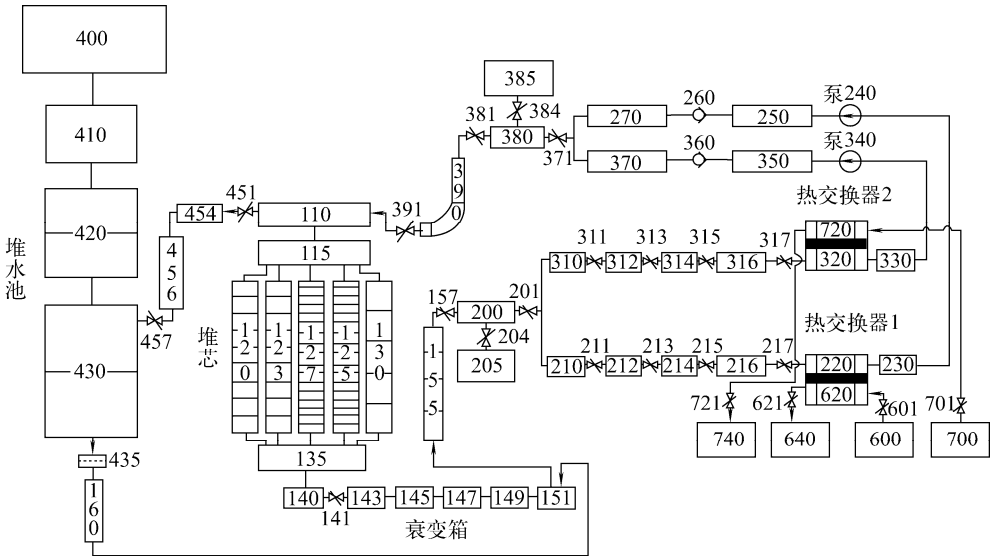


图3 原理验证装置的节点图

Fig. 3 Nodalization of principle verification facility

3 结果与讨论

3.1 稳态运行

稳态运行条件列于表1。图4示出稳态计算的结果。图4a中堆芯的稳态功率为3 MW,主回路的总质量流量为47.8 kg/s;图4b中堆芯进出口温度分别为308.15 K和323.15 K;图4c为标准燃料组件100 s时轴向归一化的燃料、包壳和冷却剂的最大温度,燃料和冷却剂

的温度分别为347.8 K和331.7 K;图4d中堆芯的稳态功率为5 MW,主回路的总质量流量为47.8 kg/s;图4e中堆芯进出口温度分别为308.15 K和333.15 K;图4f为标准燃料组件100 s时轴向归一化的燃料、包壳和冷却剂的最大温度,燃料和冷却剂的温度分别是360.2 K和339.8 K。

表1 稳态运行条件

Table 1 Steady-state conditions

方案	点堆总功率/MW	堆芯入口温度/K	堆芯出口温度/K	水池的水高度/m	主回路质量流量/(kg·s ⁻¹)	热管因子
1	3	308.15	323.15	9.2	47.8	1.384
2	5	308.15	333.15	9.2	47.8	1.384

3.2 失流事故

失流事故发生后将导致主回路和堆芯流量下降,当主回路中的流量小于4.78 kg/s时,自然循环瓣阀打开,建立自然循环,依靠自然循环带走堆芯余热。由于无应急堆芯冷却系统,使自然循环能力受到了格外地关注。从0 s开始,反应堆满功率运行10 s;10 s后,主泵失电而惰转(主泵转动惯量为175 kg·m²),之后1 s停堆信号触发,且事故过程中二次侧失去热阱;程序计算考虑了慢化剂的密度反馈和燃料的多普勒反馈,未考虑空泡反应性系数。

1) 方案1

图5示出失流事故时的瞬态行为。图5a为堆芯功率和质量流量的瞬态行为,前10 s中,主回路的质量流量和堆芯功率保持正常运行的稳态值(质量流量为47.8 kg/s和堆芯功率为3 MW)。在10 s时,主泵电源被切断,质量流量随着泵的惰转而逐渐减少。1 s后,停堆信号发出,堆芯功率降低到小于0.5 MW。大约17.5 s,总质量流量小于4.78 kg/s,此时自然循环阀打开,冷却剂的流动方向发生了逆转,最大的自然循环流量为7.37 kg/s,之后基本稳定在7 kg/s(图5d)。

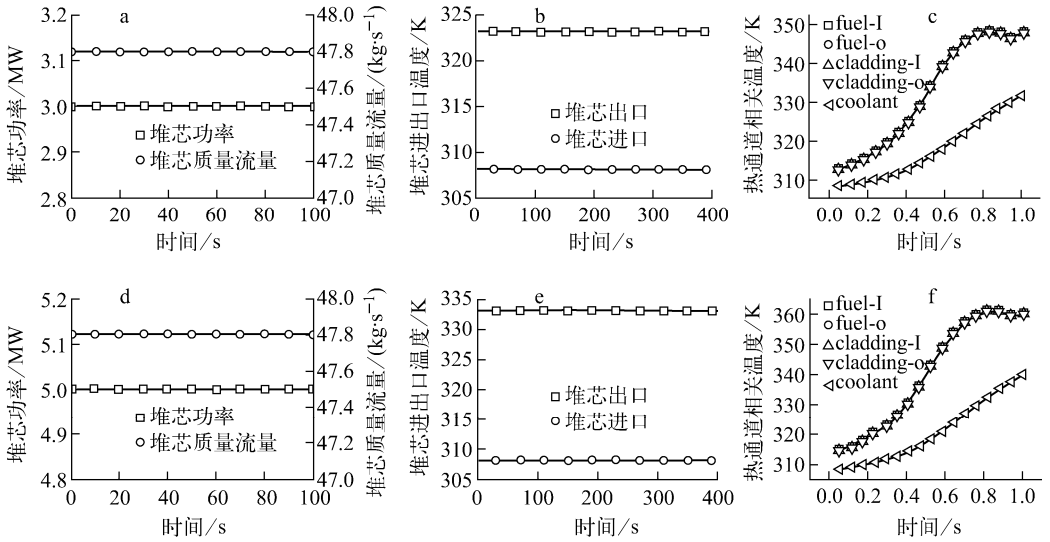


图4 稳态计算

Fig. 4 Steady-state calculation

a, b, c—方案1; d, e, f—方案2

fuel-I——燃料板的中心; fuel-o——燃料板的外表面; cladding-I——包壳的内表面;
cladding-o——包壳的外表面, coolant——冷却剂

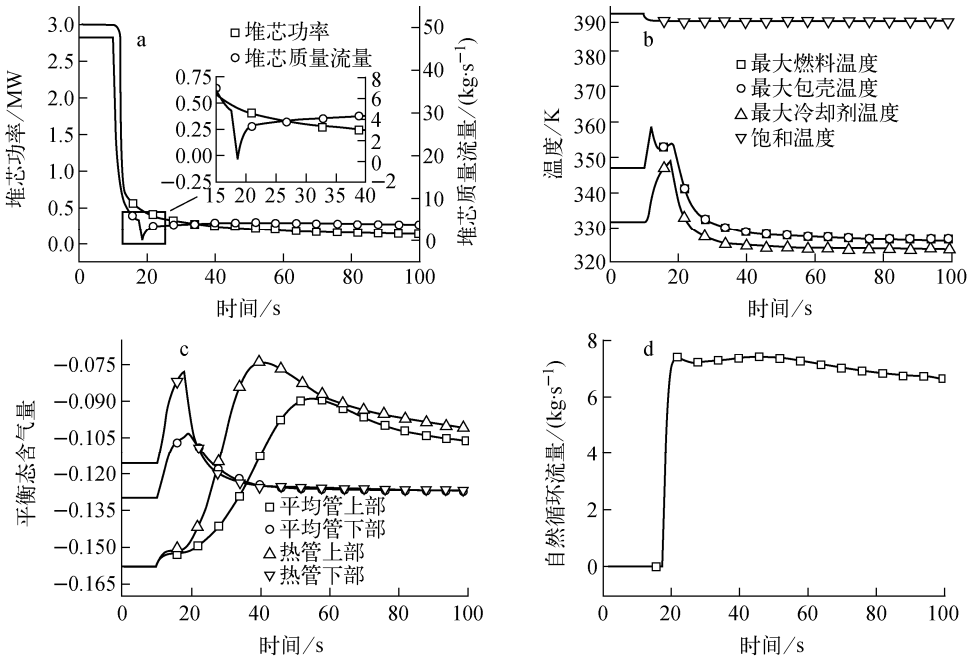


图5 方案1在失流事故时反应堆的瞬态计算结果

Fig. 5 Transient results in loss of flow accident for case 1

a——堆芯功率和质量流量; b——标准燃料组件热通道出口节点的温度;
c——标准燃料组件平均和热管的冷却剂平衡态含气量; d——自然循环流量

图5b为热通道出口中燃料、包壳、冷却剂温度和冷却剂的饱和温度的变化。可看出,在停泵后的1 s内,温度急剧上升,之后2 s,由于

停堆信号已经触发,温度开始快速下降,在约17.5 s时由于自然循环阀打开,冷却剂的流动方向发生了改变,冷却剂在通道中有短暂时刻

的滞留,故温度又开始上升,等自然循环建立好后,温度降低很快,建立稳定的自然循环后,温度随着堆芯功率而慢慢减少。整个过程中,燃料的最大温度约 360 K,远低于熔化温度(673.15 K),冷却剂始终处于欠饱和状态。

图 5c 为平均通道和热通道中上下部冷却剂的平衡态含气量变化。所有的平衡态含气量均小于 0,所有通道中的冷却剂处于欠热状态,热通道中达到的最大平衡态含气量为 -0.075 ,仍有很大的裕度。

2) 方案 2

图 6 示出方案 2 在失流事故的瞬态结果,总的变化趋势与方案 1 基本一致,不同的是数

值上的差别。方案 1 的燃料最大温度和冷却剂的最大平衡态含气量分别为 360 K 和 -0.075 ;而方案 2 的燃料最大温度和冷却剂最大平衡态含气量分别为 374.7 K 和 -0.049 ,说明方案 1 比方案 2 有更大的裕度来确保反应堆的安全。从自然循环的角度看,方案 1 的自然循环最大流量为 7.37 kg/s,之后基本稳定在 7 kg/s;而方案 2 的自然循环最大流量为 10.1 kg/s,之后基本稳定在 9 kg/s,方案 2 的自然循环能力更强些。总之,在方案 1 和方案 2 中,自然循环均能足够地带走堆芯余热,并均有足够的裕度来保证反应堆的安全运行。

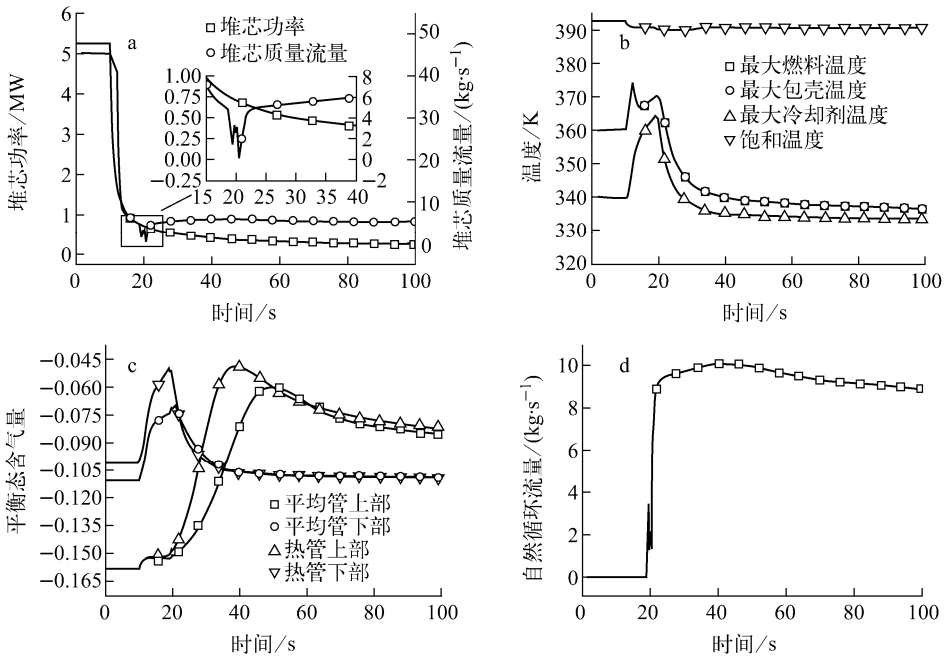


图 6 方案 2 在失流事故时反应堆的瞬态计算结果

Fig. 6 Transient results in loss of flow accident for case 2

- a——堆芯功率和质量流量;b——标准燃料组件热通道出口节点的温度;
c——标准燃料组件平均和热管的冷却剂平衡态含气量;d——自然循环流量

4 结论

本工作利用 CARR 乏燃料进行组建的堆芯作为 ADS 原理验证装置的堆芯,堆芯功率分别为 3 MW(方案 1)和 5 MW(方案 2),来进行热工水力的分析。由于预想的 ADS 原理验证装置无应急堆芯冷却系统,故在反应堆停堆后自然循环能力受到格外关注,本文主要从建立稳态和失流事故两种工况来进行计算,最后对

瞬态工况的严重性和两种方案的结果进行了比较,得出了以下结论。

1) 从稳态运行结果可看出,对于方案 1,堆芯进出口温度分别为 308.15 K 和 323.15 K,主回路的质量流量约为 47.8 kg/s。在标准燃料组件的热管中燃料和堆芯出口的冷却剂温度最高,其中,燃料的最高温度为 347.8 K,出口的冷却剂的温度为 331.7 K;对于方案 2,堆芯

进出口温度分别为 308.15 K 和 333.15 K, 主回路的质量流量约为 47.8 kg/s。在标准燃料组件的热管中燃料和堆芯出口的冷却剂温度最高, 其中燃料的最高温度为 360.2 K, 出口的冷却剂的温度为 339.8 K。稳态计算结果满足设计要求。

2) 对于失流事故, 方案 1 和方案 2 堆芯余热的移除均通过自然循环实现, 当主回路的质量流量小于 4.78 kg/s 时, 自然循环阀自动打开, 之后均可建立稳定的自然循环。

3) 从安全裕度考虑, 失流事故时, 方案 1 的燃料最高温度和冷却剂的最大平衡态含气量分别为 360 K 和 -0.075; 而方案 2 的燃料最高温度和冷却剂的最大平衡态含气量分别为 374.7 K 和 -0.049, 说明方案 1 比方案 2 有更大的裕度来确保反应堆的安全。

4) 从自然循环角度, 方案 1 的自然循环最大流量为 7.37 kg/s, 之后基本稳定在 7 kg/s; 而方案 2 的自然循环最大流量为 10.1 kg/s, 之后基本稳定在 9 kg/s, 方案 2 的自然循环能力更强些。

参考文献:

- [1] CHENG X, CAHALAN J E, FINCK P J. Safety analysis of an accelerator-driven test facility [J]. Nuclear Engineering and Design, 2004, 229: 289-306.
- [2] 刘天才, 杨长江, 刘兴民, 等. 中国先进研究堆安全设计[J]. 核动力工程, 2006, 27(5 增刊): 29-

31.

LIU Tiancai, YANG Changjiang, LIU Xingmin, et al. Safety design of China Advanced Research Reactor[J]. Nuclear Power Engineering, 2006, 27, (5S2): 29-31(in Chinese).

- [3] TIAN W X, QIU S Z, GUO Y, et al. Development of a thermal-hydraulic analysis code for CARR[J]. Annals Nuclear Energy, 2005, 32 (3): 261-279.
- [4] 尤洪君, 崔震华, 程铁平. 板状燃料元件热传导模型及其动态仿真[J]. 核科学与工程, 2001, 22 (1): 59-62.
- YOU Hongjun, CUI Zhenhua, CHENG Yiping. Thermal conduction model and its dynamic simulation of plate type fuel element[J]. Journal of Nuclear Science and Engineering, 2002, 22(1): 59-62(in Chinese).
- [5] 孙荣先. U_3Si_2 -Al 弥散型燃料元件[J]. 核动力工程, 1990, 11(2): 69-73.
- SUN Rongxian. U_3Si_2 -Al dispersion fuel element [J]. Nuclear Power Engineering, 1990, 11(2): 69-73(in Chinese).
- [6] 袁履正, 柯国土, 金华晋, 等. 中国先进研究堆 (CARR) 的设计特点和创新技术[J]. 核动力工程, 2006, 27(5 增刊): 1-5.
- YUAN Lüzheng, KE Guotu, JIN Huajin, et al. Features and innovatives of China Advanced Research Reactor (CARR) design [J]. Nuclear Power Engineering, 2006, 27(5S2): 1-5(in Chinese).