

# 事故工况下医院中子照射器 I 型堆瞬态特性研究

朱 磊<sup>1</sup>, 陈立新<sup>1</sup>, 江新标<sup>1</sup>, 赵柱民<sup>1</sup>, 周永茂<sup>2</sup>

(1. 西北核技术研究所, 西安 710024; 2. 中国核工业集团中原对外工程公司, 北京 100191)

**[摘要]** 采用 RELAP5/SCDAP/MOD3.4 程序对医院中子照射器 I 型堆(IHNI-1)在事故工况下的瞬态特性进行研究,对意外大反应性引入和池水丧失事故工况进行了计算和分析,计算结果表明:IHNI-1 堆具有良好的固有安全性,在发生大反应性引入和池水丧失事故时,最终能够稳定在较低功率,确保反应堆安全。

**[关键词]** 医院中子照射器 I 型堆;事故工况;瞬态特性;RELAP5

**[中图分类号]** TL333 **[文献标识码]** A **[文章编号]** 1009-1742(2012)08-0060-04

## 1 前言

医院中子照射器是一种细胞尺度内治疗癌症的新型核技术医疗设施。作为医疗设施不可或缺的重要部分,医院中子照射器 I 型堆(IHNI-1)在治疗癌症过程中为患者提供满足要求的中子束流。随着医院中子照射器的临床应用和普及,将其建造在人口稠密的城市中的医院是必然趋势。因此,其安全性显得格外重要。IHNI-1 堆依靠低温、常压水的全自然循环冷却,采用熔点为 2 849 °C 的 UO<sub>2</sub> 陶瓷燃料元件。该反应堆具有约为 0.5 元的后备反应性,冷却剂温度系数约为 -0.1 mk/°C,反应堆堆芯密封容器浸在池水中并与池水隔离,有效地限制了放射性的释放,同时提升了反应堆的固有安全性。

采用轻水堆瞬态分析程序 RELAP5/SCDAP/MOD3.4<sup>[1]</sup>,对 IHNI-1 堆在大反应性引入和池水丧失事故工况下的瞬态特性进行研究。

## 2 反应堆简介及控制体划分

### 2.1 反应堆简介

IHNI-1 堆是一座低温、低压、依靠自然循环冷却的罐-池式反应堆。IHNI-1 堆芯结构如图 1 所示。堆芯燃料从内到外分为 10 圈,装载 340 根 UO<sub>2</sub> 燃料棒,燃料包壳材料为 Zr-4 合金,燃料芯体和包

壳之间存在氦气气隙<sup>[2]</sup>。堆芯产生的热量使堆芯部分的水温升高,密度减小;由于水的密度差产生的驱动压头使堆内的水产生流动,堆芯部分的水经过顶铍和侧铍之间的间隙流出,在筒体上部混合。筒体和堆水池之间存在热交换,使靠近筒壁的水温降低,温度较低的水通过堆芯侧铍和筒体间的间隙,流到筒体底部,再经过底铍和侧铍之间的环形间隙流入堆芯,形成自然循环。

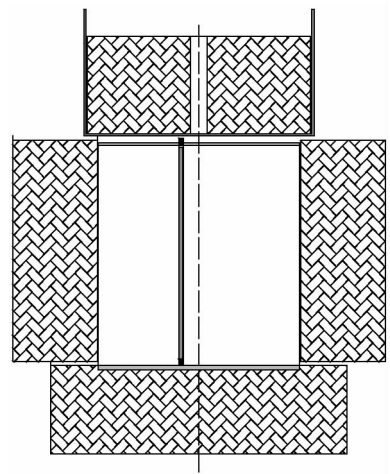


图 1 IHNI-1 堆芯结构

Fig.1 Structure of IHNI-1 reactor core

**[收稿日期]** 2012-04-06

**[作者简介]** 朱 磊(1986—),男,江西弋阳县人,研究实习员,主要研究方向为核技术及应用;E-mail: zhulei420@126.com

## 2.2 控制体划分

基于 RELAP5/SCDAP/MOD3.4 程序,对 IHNI-1 堆进行控制划分,如图 2 所示。堆芯划分成两个通道,一个通道包含第一圈燃料元件,另一个通道包含剩余所有燃料元件,分别由控制体 130 和 112 表示。控制体 110~117 代表筒内冷却水,118 代表筒外水池。紧靠 112、118 深色部分是热构件,分别代表堆内燃料元件和筒壁。控制体 119 和 120 代表环境大气,为筒内外冷却水提供一个稳定的压力边界<sup>[2]</sup>。

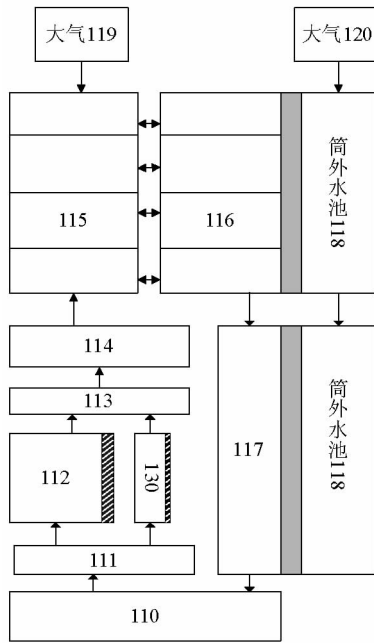


图 2 IHNI-1 堆控制体划分图

Fig. 2 Volumes schematic diagram of IHNI-1 reactor

## 3 计算结果及分析

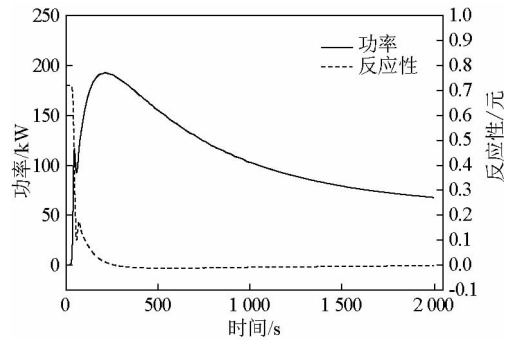
笔者就 IHNI-1 瞬态安全特性,分别对大反应性引入和池水丧失这两种事故工况进行计算分析。

### 3.1 大反应性引入事故工况

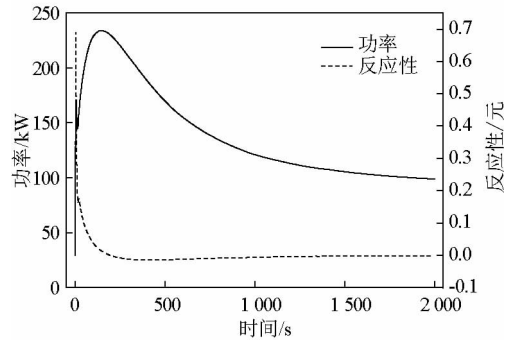
在大反应性引入之前, IHNI-1 堆可能处在不同的初始功率状态,此处就以下两种初始功率进行计算:a. 零功率(0.01 W); b. 额定功率(30 kW)。假定水池初始温度为 25 °C,在引入反应性之前,让程序以 transnt 运行模式运行至 20 000 s,使整个反应堆处在准稳态工况,然后以 restart 运行模式引入 6 mk 反应性。

就以上两种初始功率分别计算至反应性引入后

2 000 s。图 3~图 5 表示引入 6 mk 反应性后,反应堆功率和总反应性,堆芯进、出口空泡份额,堆芯进、出口温度随时间的变化曲线。



(a) 初始功率 0.01 W



(b) 初始功率 30 kW

图 3 功率和反应性随时间变化曲线

Fig. 3 Power and reactivity variation with time

在冷却剂负温度效应作用下总反应性很快下降,并且由于引入反应性较大,两种情况都出现了瞬发功率峰值。初始功率为 30 kW 的事故工况下缓发功率峰值较大,导致燃料棒温度更高,因此在堆芯出口处产生更多的汽泡,如图 4(b)所示。由图 5 分析可知,当引入正反应性后,堆芯入口温度持续增长,这是因为自然循环是一种非能动的循环方式,功率增长时,自然循环冷却能力相对不足,从而引起堆芯筒体内水温度的升高。初始功率为 30 kW 事故工况堆芯出口温度更高,但仍低于该工况下水的饱和温度,堆芯处于过冷沸腾换热方式。

### 3.2 池水丧失事故工况

假设发生事故前,反应堆处在初始临界状态,功率为 30 kW。堆池完好的时候,池水容积为 48 m<sup>3</sup>。发生地震导致池体开裂,池水外泄使堆芯铝筒体完全裸露,反应堆仍在运行中,堆芯铝筒体保持完好,筒内冷却水依靠筒体和空气自然循环进行冷却。在正式计算事故前同样以 transnt 运行模式运行至 20 000 s。

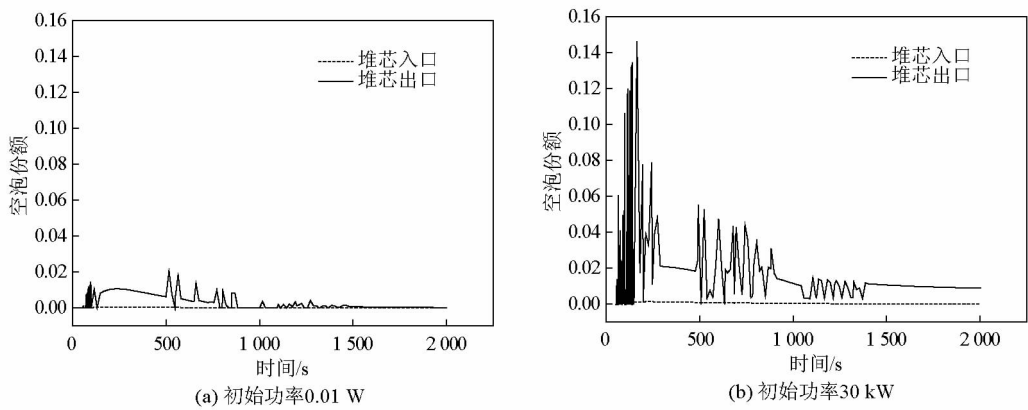


图4 空泡份额随时间变化曲线

Fig. 4 Void fraction variation with time

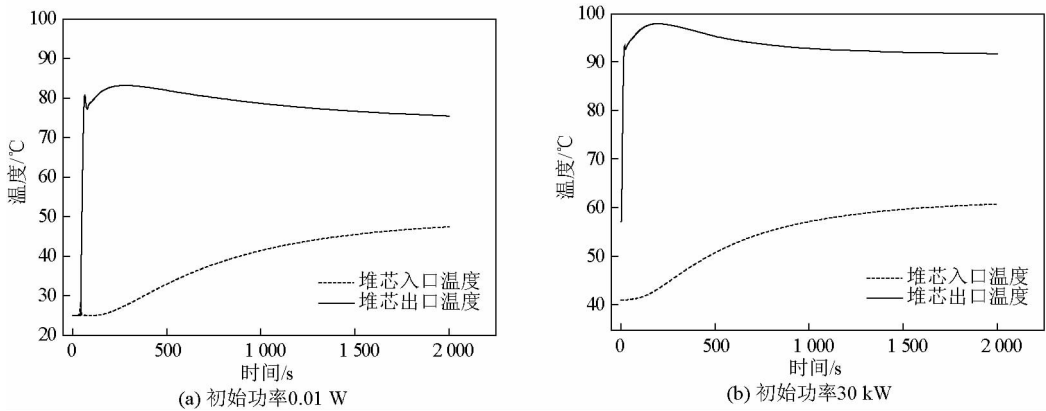


图5 堆芯出、入口冷却剂温度随时间变化曲线

Fig. 5 Core inlet and outlet temperature variation with time

假定堆池破口直径为 100 mm,破口流量以圆筒壁孔口流<sup>[3]</sup>近似估计,破口流量为

$$Q = \mu A_0 \sqrt{2gh}$$

式中: $A_0$ 为破口面积, $m^2$ ; $\mu$ 为流量系数; $h$ 为堆池水位至破口的高度, $m$ ; $g$ 为重力加速度, $m/s^2$ 。

图6~图8为发生池水丧失事故后22 h内,IHNI-1堆反应堆功率和反应性、堆芯进口和出口温度、燃料芯体温度随时间的变化。

发生事故后,堆池水泄漏,堆芯密封容器向外传热能力减弱,铝筒内冷却剂温度升高,堆芯入口温度升高,由于冷却剂温度的负反馈效应,功率迅速降低,燃料芯体温度也随之降低。从以上计算结果可以看出发生池水丧失事故后,由于冷却剂温度负反馈效应,反应堆能够稳定在较低功率,确保装置安全。

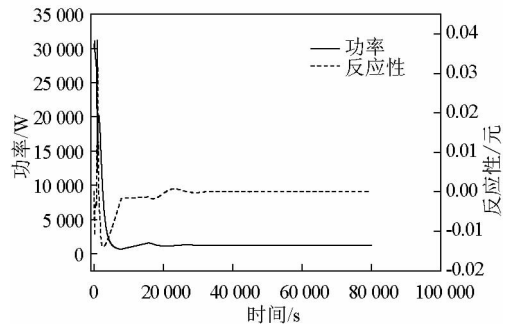


图6 功率和反应性随时间变化曲线

Fig. 6 Power and reactivity variation with time

## 4 结语

IHNI-1堆依靠低温、常压水全自然循环冷却,具有 $-0.1 \text{ mk}/^\circ\text{C}$ 的冷却剂温度反应性系数,固有安全性很高。在零功率或额定功率运行下意外引入 $6 \text{ mk}$ 正反应性时,依靠其自稳特性,反应堆能稳定

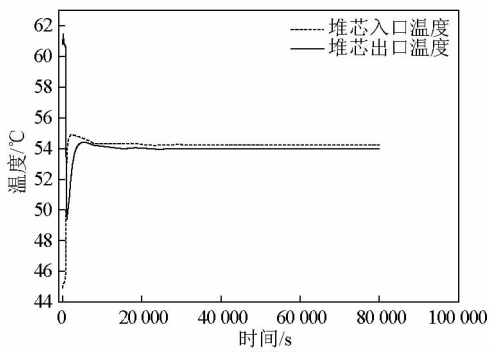


图7 堆芯进、出口温度随时间变化曲线

Fig.7 Core inlet and outlet temperature variation with time

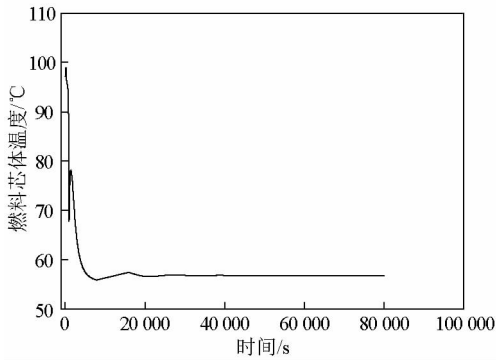


图8 燃料芯体温度随时间变化曲线

Fig.8 Fuel temperature variation with time

在一定功率水平。额定功率运行下发生大反应性引入事故较零功率运行下结果更恶劣,但堆芯出口最高温度为 97.9 °C,仍低于当地饱和温度 111.4 °C,燃料芯体和包壳最高温度远低于其熔化温度。

当发生地震导致池体开裂,池水外泄使堆芯铝筒体完全暴露在空气中时,堆芯依靠非能动自然循环和冷却剂温度负反馈效应,使反应堆功率降低到足够小,依靠空气自然循环带走堆芯产生热量,燃料和堆芯筒体内水温度维持在较低水平,不会出现持续升高的现象。

#### 参考文献

- [1] 苏云,许以全,曹学武,等. SCDAP/RELAP5 程序结构及严重事故有关的模型概述[J]. 核动力工程,2003,24(6):51-55.
- [2] 江新标,张文首,高集金,等. 低浓化医院中子照射器(IHNI-1)堆芯的物理方案设计[J]. 中国工程科学,2009,11(11):17-21.
- [3] 张鸿雁,张志政,王元. 流体力学[M]. 北京:科学出版社,2004.

## Study on the transient behaviours of in-hospital neutron irradiator mark 1 reactor in accident condition

Zhu Lei<sup>1</sup>, Chen Lixin<sup>1</sup>, Jiang Xinbiao<sup>1</sup>, Zhao Zhumin<sup>1</sup>, Zhou Yongmao<sup>2</sup>

(1. Northwest Institute of Nuclear Technology, Xi'an 710024, China;

2. China Zhongyuan Engineering Corporation, China National Nuclear Corporation Beijing, 100191, China)

[Abstract] RELAP5/SCDAP/MOD3.4 is used to simulate and analyze the transient proceeding of in-hospital neutron irradiator mark 1 (IHNI-1) reactor in accident condition. Large reactivity insertion accident and loss of coolant of pool accident are calculated and analyzed. The results show that IHNI-1 reactor is characterized with inherent safety. The negative coolant temperature feedback limits the nuclear power to an stable level and the reactor is safe under the accident.

[Key words] IHNI-1 reactor; accident condition; transient behaviours; RELAP5