

## 中国实验快堆(CEFR)的可行性研究简介

徐及明

(北京核工程研究设计院 北京 100840)

**摘要** 简述了中国实验快堆的技术原则、设计特点和工程技术方案。该堆采用铀钚氧化物燃料,奥氏体316(Ti)不锈钢为燃料包壳、堆芯结构材料和钠冷池式结构。同时,在堆芯设置了非能动的余热排出系统。该设计方案在技术上是合适、可行的,在安全上是有保障的。

**关键词** 快堆 钠冷池式结构

### 1 概述

快中子增殖堆(简称快堆)是一种能大幅度提高核燃料利用率和能有效消耗长寿命铀系核素的先进堆型。世界上,研究发展快堆已有40多年的历史,经历了实验堆、模式堆和商用示范堆阶段,开始向商用化过渡。尽管目前由于世界铀市场供大于求,铀价处于低价状态,因而降低了发展快堆的迫切性。美国为了防止“钚扩散”,意大利和德国等受公众的反核压力,因而都大大减缓或暂停了快堆发展计划,但俄罗斯、日本和印度等国却仍继续快堆发展。我国人口众多,能源资源短缺和分布不均,铀资源也有限,要解决下个世纪国民经济快速、持续发展对能源的需求问题,就必须发展核电,且要发展快堆,以充分利用有限的铀资源。同时,在快堆中的快中子可以将长寿命的铀系核素转变为短寿命的裂变产物,以便于最终处置,而且铀系核素在快堆中也产生核裂变,可起核燃料作用。为此,国家“863”计划已确定在本世纪末将建成一座热功率为65MW,实验发电功率为20MW的实验快堆。通过设计、建造此堆,掌握快堆工程的基本技术和经验,并用以考验和发展快堆的燃料元件和材料,为下世纪我国快堆的发展打下良好的基础。

该计划的可行性研究工作是在“七五”期

间做的方案论证和单项关键技术试验研究基础上,于1991年做了概念设计和工程地质与地震的初勘和评价,1993年3月完成初步可行性研究并通过中国核工业总公司组织的专家审查。1993年8月和1994年1月又分别完成了“中国实验快堆(CEFR)可行性阶段工程与地质勘察报告”和中国实验快堆可行性阶段地震安全评价报告”。同时,与俄罗斯快堆联合体进行了多次专家技术咨询和技术方案的讨论,于1995年3月完成了本实验快堆可行性研究报告的6项技术性文件:(1)总论,(2)厂址条件,(3)工程方案,(4)环境影响评价,(5)安全评价,(6)投资估算。

### 2 主要技术原则和设计特点

该实验快堆的性质是实验研究性堆,主要的技术原则为:(1)以当代快堆技术处于领先地位的俄罗斯的 $\text{BN}-600$ 和 $\text{BN}-800$ 为主要参考,主要的技术参数选择符合国际上快堆发展的趋势,热工水力基本参数尽量接近商用快堆的数值;(2)系统和设备尽量简化,以提高工作的可靠性;(3)尽量采用成熟的已经过验证的先进技术;(4)适当留有进行燃料和材料辐照试验及同位素生产的余地,以便提高本实验快堆的效用;(5)反应堆装置具有良好的固有安全性,即当反应堆装置的

系统和设备发生故障或运行人员的操作失误,危及堆芯安全时,仅依靠反应堆内在固有的特性便能使反应堆自动停闭,并借助于堆芯内的非能动余热排出系统将停堆后的衰变热导出。

按照上述的技术原则,该实验快堆的设计特点是:(1)选用钠冷池型一体化结构,双层堆容器和下支撑方式;(2)选用铀钚混合氧化物(Pu, U)O<sub>2</sub>为燃料,奥氏体316(Ti)不锈钢为燃料元件包壳材料和堆芯结构材料;(3)采用钠—钠—水与蒸气三个回路的热传输系统,每个回路系统有两个环路;(4)具有两套独立的停堆保护系统;(5)在堆芯内设有两套独立的非能动余热排出系统;(6)燃料装换料采用双旋塞直拉式操作机构,新旧燃料的运输均从堆顶通过固定口出入;(7)乏燃料在堆芯外围的反射层外初级贮存;(8)采用钢制堆顶密封罩和无钢衬里的钢筋混凝土圆柱形安全壳。

### 3 工程技术方案和主要设计参数

该实验快堆建在北京市房山区中国原子能科学研究所内东南角,经初步勘测和分析,该厂址不存在地表断裂及与地震有关的潜在灾害,在地形地貌、工程地质、气象水文、供水、电网、环保和交通运输方面都基本满足建堆条件。该工程由核岛、常规岛和它们的配套设施组成。核岛主要包括核反应堆,一、二次钠冷却系统及其辅助系统和燃料操作系统。

反应堆堆芯由82个燃料组件、157个贫铀转换组件和373个不锈钢反射层组件组成。在反射层外围是乏燃料初级贮存区,有54个存放乏燃料组件位置,乏燃料在此存放半年后再转运到堆外的次级贮存区。

燃料组件为六角形,每个组件含61根 $\Phi 6 \times 0.4$ 的铀钚混合氧化物元件棒。转换组件的外形尺寸与燃料组件相同,但只含19根贫铀元件棒。反射层组件为单根不锈钢棒。

在堆芯内设有8根<sup>10</sup>B丰度为91%的碳化

硼控制棒组件,分为两组,第一组用于控制调节功率,补偿燃料燃耗效应和停堆(第一停堆系统)。第二组为后备停堆系统称第二停堆系统。

一、二次钠冷却系统均采用两个环路,一次钠冷却系统的每个环路由一次钠泵、中间热交换器一次侧(壳程)及相关的管道组成。二次钠冷却系统的每个环路由二次钠泵、中间热交换器二次侧(管程)、蒸气发生器的一次侧(壳程)、钠缓冲罐、钠排放罐和相关的管首组成。一、二次钠冷却系统的主要辅助系统是一、二次钠净化系统和保护一、二次钠冷却剂的一、二次氩气系统。

为提高堆的安全性,按目前商用快堆的发展现状,该实验快堆的一次钠冷却系统将采用一体化池式结构。设有内外两个堆容器,内容器称主容器 $\Phi 8800$ ,装有约300t液态钠,并包容堆芯和一次钠冷却系统的全部设备。在自由钠液面上有氩气覆盖层。外容器称保护容器 $\Phi 9025$ ,两个容器之间充氩气,当主容器万一发生泄漏时,仍能保持主容器内的钠液面具有一定的高度,使之具有自然循环冷却能力。

整个堆本体约重1200t,支撑在容器下部的支承结构上,堆芯在主容器内位于正下方,一次钠泵将钠池冷区中约360°C的钠打入堆芯,钠从堆芯出口时的530°C混合为514°C并进入中间热交换器中,经热交换后变成349°C再流回钠池冷区。在堆芯上方还设有出口钠温测量、组件出口流量测量、燃料组件破损探测、钠液位测量和功率测量等手段。

堆顶为双旋塞结构,它既是反应堆顶盖(起屏蔽作用),又是堆内换料系统的组成部分,通过大小两个旋塞的复合旋转运动实现换料定位,并维持堆顶密封,在小旋塞上装有两套独立的控制棒停堆装置,分别由两套功能和机械传动不同的驱动机构来执行它们的控制和保护功能。

考虑到该实验快堆建在首都郊区,因此反应堆厂房为钢筋混凝土安全壳,它包容了

一、二次钠冷却系统及其辅助系统和堆内燃料操作系统等。同时,在堆顶平台上还设置了钢制密封罩,它包容了堆顶旋塞及其上部设备,罩内有专设通风系统。

表1 CEFR 主要设计参数

序号	参数	单位	数值
1	热功率	MW	65
2	电功率	MW	20
3	活性区高度/直径	cm	50/58.5
4	燃料		
	装载量	kg	447
	裂变钚	kg	93.2
	铀-235	kg	97.6
5	增殖比		0.793
6	堆芯平均功率密度	kw/l	740
7	燃料元件最大线功率密度	kw/cm	430
8	中子通量密度,平均	n/cm <sup>2</sup> ·s	1.76×10 <sup>15</sup>
	最大	n/cm <sup>2</sup> ·s	2.97×10 <sup>15</sup>
9	最大燃耗深度	MWd/t	50000
10	平均换料周期	d	73
11	燃料年换料量(金属)	kg	~218
12	一次钠冷却剂		
	进/出口温度	°C	349/514
	工作压力	MPa	0.6
	流量	t/h	1400
13	二次钠冷却剂		
	进/出口温度	°C	310/495
	工作压力	MPa	0.9
	流量	t/h	986.4
14	三回路蒸气		
	温度	°C	480
	压力	MPa	10
	流量	t/h	95.4
15	厂用电率	%	15
16	厂用水量	t/d	4500
17	总投资基础价(1991年)	亿元	6.82

燃料操作系统包括堆内燃料操作系统和堆外燃料操作系统。堆内燃料操作系统的功能是在反应堆容器内更换燃料组件、转换组件和控制棒组件等及它们的部件。该系统由双旋塞、直动式换料机、倾斜式提升机和固定式燃料出入口等组成。该实验快堆的换料方式为停堆换料,在旋塞下密封操作,乏燃料在堆内初级贮存。堆外燃料操作系统是将乏燃料组件从堆顶固定出入口运出到固定转运

室,经清洗和检查,通过固定通道运至安全壳外的贮存水池贮存冷却,最后运出厂外。

常规岛主要是蒸气电力转换系统即三回路,它主要包括主蒸气系统、主给水系统、主凝结水系统和循环冷却水系统等。主蒸气系统由蒸气发生器二次侧(管程)和 N25-8.82 型纯凝高压气轮发电机组组成。蒸气发生器出口的蒸气压力为10MPa,温度480°C。在主蒸气系统中,设有一个旁路系统,目的是在反

应堆启动时将不合格的蒸气经此旁路系统的减温减压器排入冷凝器和在气机发生故障或突然甩负荷时,可允许有80%的主蒸气通过旁路经减温减压器后排至冷凝器,以保证反应堆的安全.

该实验快堆的主要设计参数列于表1.

#### 4 安全评价

鉴于该实验快堆采用钠作冷却剂和一体化大容量池式结构,具有较大的负温度系数和热惰性,因而有良好的固有安全特性.同时设置了多道安全屏障,如钠-钠-水和蒸气三个热传输回路,预应力钢筋混凝土安全壳和堆顶钢制密封罩,还设有堆芯内的非能动衰变热导出系统,并在物理、热工流体和反应性控制与保护等设计上均给予足够的安全裕度,如燃料中心温度和包壳最高温度都在设计限值以下,有(10~20)%的裕度,冷停堆深度在6%以上.因此,该实验快堆的辐射环境影响计算结果(在正常情况下)对公众个人的有效剂量当量仅为 $0.3\mu\text{Sv/a}$ ,个人甲状腺剂量当量为 $7\mu\text{Sv/a}$ .在最严重的设计基准事故,即一个燃料组件堵流,导致组件烧毁的情况下,公众最大个人有效剂量当量和最大个人甲状腺剂量当量也分别只有 $8\mu\text{Sv/a}$ 和

$20\mu\text{Sv/a}$ . 这些数值均远低于国家标准.

#### 5 结 论

1)该实验快堆是我国快堆发展战略的关键一步.它采用铀钚混合氧化物燃料和钠冷池型一体化结构等,技术方案是可行的.

2)通过对原子能院地区厂址的初步勘测和资料的分析评价表明,该厂址在工程地质和地震、地形地貌、气象水文、供水、电网、环保和交通运输等方面的条件都基本满足建堆要求.

3)具有良好的固有安全性和非能动安全性,如采用钠冷池型结构,设置了密封保护顶罩的安全壳及堆芯内的非能动余热排出系统,同时在中子物理、热工流体和控制保护上给予足够的安全裕度.对几个典型的设计基准事故和超设计基准事故的分析表明,对公众的辐射环境影响远低于国家标准的控制限值,因此无须紧急撤离.

4)为确保工程质量和建设进度,降低造价,设计与建造应充分利用目前有利的国际合作条件,即拟进行中俄设计合作并从俄罗斯引进核反应堆装置的关键设备和仪表.

本可行性研究是由中国原子能科学研究院与北京核工程研究设计院合作完成的.

## Summary on Feasibility Study of CEFR

Xu Jiming

(Beijing Institute of Nuclear Engineering, Beijing 100840)

**Abstract** This paper outlines briefly technical, principle, design feature and technical scheme of CEFR. In CEFR, the fuel is plutonium uranium mixed dioxide (Pu-U) $\text{O}_2$ . The material of fuel clad and core structure is stainless steel 316(Ti) and sodium cooling pool type configuration and the passive residual heat removal system is installed in core. This design scheme is feasible technologically and its safety is trusty.

**Key Words** fast reactor sodium cooling pooltype configuration