

CNIC-00636

TSHUNE-0047

CN9300994

中国核科技报告

CHINA NUCLEAR SCIENCE & TECHNOLOGY REPORT

5MW 低温核供热试验堆三个冬季
供热运行总结

THE HEATING OPERATIONAL SUMMARIZATION
IN THREE WINTERS OF A 5MW TEST
HEATING REACTOR

(In Chinese)



原子能出版社

中国核情报中心

China Nuclear Information Centre



王大中，教授，清华大学核能技术设计研究院院长。1958年毕业于清华大学工程物理系，获德国亚琛大学自然科学博士学位。

Wang Dazhong, Professor, director of Institute of Nuclear Energy Technology, Tsinghua University. Graduated from Department of Engineering Physics of Tsinghua University in 1958 and received Ph. D degree in Technical University of Aachen in Germany.

目 录

1.	5MW 低温核供热试验堆运行的总体情况	(3)
2.	5MW 低温核供热试验堆技术特点及评价	(4)
2.1	实现了反应堆一体化方案	(4)
2.2	反应堆具有自稳压的特点	(4)
2.3	反应堆实现了全功率自然循环冷却	(6)
2.4	先进的水力驱动控制棒传动系统及超声波棒位测量系统	(8)
2.5	紧贴式双层承压壳的结构	(8)
2.6	非能动式的余热载出系统	(8)
2.7	反应堆具有自调节性,采用含钐可燃毒物燃料元件展平通量密度	(9)
2.8	采用喷射器式注硼系统	(9)
2.9	先进可靠的控制保护系统和计算机信息处理系统	(9)
2.10	先进的堆内参数测量系统	(10)
2.11	三个环路的输热系统	(10)
3.	5MW 低温核供热试验堆的运行及安全特性	(10)
3.1	正常运行工况	(10)
3.2	瞬态运行工况	(15)
3.3	余热载出系统工作特性	(17)
3.4	三个冬季供热运行总结	(17)
4.	结论	(20)

CNIC-00656

TSHUNE-0047

5MW 低温核供热试验堆三个冬季 供热运行总结

王大中 董 铎

苏庆善 张亚军

(清华学校核能技术设计研究院)

摘 要

5MW 低温核供热试验堆(5MW THR)是我们自行研究发展的一种具有固有安全性的先进堆型。它也是世界上第一座投入运行的壳式供热堆。5MW THR 于 1989 年 11 月建成并投入运行,到目前已完成三个冬季的供暖,总运行时数已达 8174 小时,供热可利用率达到 99%。通过各种实验研究了 5MW THR 的功率调节特性,负荷跟随特性,反应性扰动特性,以及在 ATWS 事故时反应堆各种参数的变化规律。三年来的运行实践充分验证了 5MW THR 的一系列先进技术特点。5MW THR 是性能优异的理想供热堆型。

1 5MW 低温核供热试验堆运行的总体情况

5MW 低温核供热试验堆(以下简称 5MW 供热堆)为国家六五及七五计划(1980~1985 及 1986~1990)的重点科技攻关项目,1989 年 11 月建成投运,到目前 5MW 供热堆已经完成了三个冬季的供暖任务,主要运行参数达到了原设计值(见表 1),并且开展了热电联供等其它实验项目,总运行时数达到 8174 h(计算到 1992 年 3 月 29 日)

表 1 5MW 供热堆主要运行参数表

参 数	单 位	设计值	运行值
反应堆功率	kW	5000	5000
堆芯出口温度	°C	186	186
堆芯入口温度	°C	146.6	155*
主换热器			
二次水入口温度	°C	102	100
二次水出口温度	°C	142	143
二次水流量	t/h	107	95
中间换热器			
二次水入口温度	°C	142	142
二次水出口温度	°C	75.2	80
二次水流量	t/h	64	66
热 网			
给水温度	°C	90	82
回水温度	°C	60	56
热网流量	t/h	143	154
压力壳压力	MPa	1.37	1.37
压力壳水位**	mm	1000	1000

* 堆芯入口温度高于设计值,表明该堆自然循环能力超过原设计指标;

** 距压力壳底部 5220 mm,距堆芯顶部 3235 mm。

该堆三个冬季供暖运行表明:

(1)具有很高的供热可利用率。在三个冬季供暖运行中,共发生计划外停堆四次,这四次故障均是热态停堆,因此在故障除后即可提棒开堆,功率、温度等运行参数最多需要 4 小时即可达到稳定供暖运行要求的数值。由于热网水热容量很大,短时停堆对供热影响不大。三个冬季供暖运行中反应堆总的供热可利用率达 99%。对一座新型实验堆,其运行可利用率已达到国际先进水平。

(2)具有良好运行可靠性和负荷自调节性。该堆启动平稳,运行稳定,在稳态运行工况下,没有什么大的操作内容,只有某些间断的补水补气操作。这样的小操作对运行参数的影响极小。

该堆具有负荷自动调节性能,当天气、供热面积等原因引起负荷变化时,不需人为的用控制棒调节功率,也不需要由控制系统跟踪调节控制棒,反应堆因负温度系数的作用可以自动完成功率跟随调节。

(3)对周围环境及热网没有造成任何放射性不良影响。由于该堆设置双重承压壳,三重输热回路,确保放射性物质不会泄漏到环境中去。运行数据给出,专门从事反应堆运行的人员接受放射性年累积值最高值,仅为国家允许标准的2%;堆建筑物周围的环境 γ 剂量率基本上属于天然本底水平;建筑物内容各空间的气体总 β 放射性浓度,基本属于天然本底水平;二回路的放射性水平与自来水相当。由此可见,三年来该堆的运行对环境无任何不良的影响和破坏。

2 5MW 低温核供热试验堆技术特点及评价

5MW 供热堆是我国自行研究、设计、建造的,世界上第一座投入运行的一体化壳式核供热堆,经过三年来的运行实践表明该堆具有良好的内在安全性,同时,也通过实践验证了该堆所具有的一系列先进的技术特点。

2.1 实现了反应堆一体化方案

5MW 供热堆在我国首次成功地实现了反应堆一体化布置方案。反应堆回路系统的主要设备如堆芯、堆内构件、主热交换器、控制棒水力驱动机构等均布置在压力壳内(见图1)。堆内结构采用吊挂式,堆芯安装在吊篮的底部。一体化的结构布置取消了外延大管道,排除了由于主管道断裂可能导致的大破口失水事故,提高了堆的安全性。

堆壳内有上万个零部件,工作在高温下,要求配合精确,该堆不仅在技术上解决了一体化结构的布置问题,而且还解决了其它大设备(如主换热器)的检修及换装难题。5MW 供热堆压力壳顶盖与筒体的密封采用双道金属O形环。在两道密封环之间,设计有能够从外部检测泄漏情况的系统。

三年来的运行实践表明该堆一体化的结构是成功的,尽管三年中作过多次实验,堆体及密封边界都经过了30多次的升降温的冷热冲击,但密封性能仍是良好的。

2.2 反应堆具有自稳压的特点

利用了蒸汽分压原理及渗入定量的非凝结气体的方式维持该反应堆运行压力,省去了复杂的外加热稳压系统,运行结果表明反应堆压力的稳定性很好,而且具有自稳压的运行特性。5MW 堆在我国首次实现反应堆自稳压,并取得了重要的实验结果。

(1)反应堆从冷态启动,经过升温、升压过程,达到稳定运行,在升温过程中不凝气体

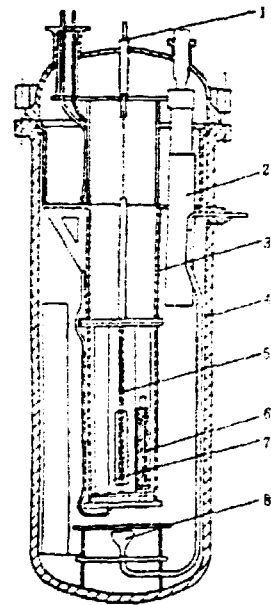


图1 5兆瓦供热堆布置示意图

- (1)超声波探头;(2)热交换器;
- (3)吊篮组件;(4)压力壳;(5)控制棒;
- (6)燃料组件;(7)堆芯;(8)喷嘴。

“N₂”适当地遵守理想气体的气态方程 $pV = nRT$; N₂ 气在水中的溶解量是压力和温度的函数 $m = f(T, p)$, 有相应的函数关系; 而水的体积增长以及蒸汽分压的增加都与温度有对应关系, 因此只要启动前根据初始和终了的状态参量进行计算, 给出一个正确的初始 N₂ 气分压和水位值, 就完全可以保证反应堆达到稳态运行时温度和压力参数是合适的。实际的运行经验完全证实了上述的方法。

(2) 由 5MW 供热堆设计及堆的特点得出, 只要反应堆的功率与外负荷的要求功率相匹配, 不论运行功率大小, 只要反应堆的堆芯出口温度维持不变, 则与堆芯出口温度相关的蒸汽分压和 N₂ 气分压不变 (见图 2)。因此在功率相匹配的稳定功率运行条件下不管功率大小, 反应堆的压力始终维持稳定值, 反应堆堆芯出口过冷度也维持稳定值, 这对反应堆的安全运行是非常重要的。

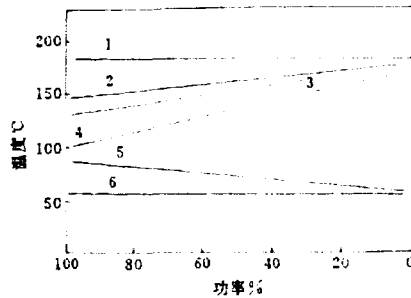


图 2 堆功率与各温度关系

- (1) 堆芯出口温度; (4) 二次水入口温度;
 (2) 堆芯入口温度; (5) 热网供水温度;
 (3) 二次水出口温度; (6) 热网回水温度。

在反应堆供暖运行中, 当外网负荷的索取功率有一定波动时, 由于 5MW 堆的设计特点使得反应堆入口温度的变化相对大些, 而堆芯出口温度的变化较小, 因而蒸汽分压和 N₂ 气分压的变化量也较小, 这就保证了反应堆压力的相对稳定性。从实验结果 (表 2) 可以看出, 当外网负荷变化 60% 时, 反应堆堆芯出口的水温才变化 0.8%, 堆压力的变化为 0.7%。在供暖运行中出现这样大的负荷扰动是难以想象的, 所以在实际的反应堆供暖运行中, 堆压力的波动是极微小的。

表 2 外网负荷变化引起的堆内参数变化

参数名称	参 数 值		
	变化前	变化后	相对波动值, %
热网负荷, kW	1531	2536	66
堆功率的跟随, kW	1664	2620	58
堆芯入口温度, °C	160.2	162.9	4
堆芯出口温度, °C	177.9	176.4	0.8
堆内压力, MPa	1.32	1.23	0.7

2.3 反应堆实现了全功率自然循环冷却

5MW 供热堆一回路实现了全功率的自然循环。由于取消了主循环泵,即使在完全丧失电源的工况下,也保证了堆芯的循环冷却,提高了堆芯冷却安全性;由于取消了外延的冷却主管道,彻底消除了大管道破口引起堆内失水的可能性。

为了实现全功率的自然循环,系统地开展了反应堆自然循环热工水力学的实验研究和理论分析,建立了大型全尺寸自然循环热工实验台架,系统地研究了自然循环的不稳定性问题,发展了大型热工水力学计算机分析程序包,优化了堆芯物理热工设计,并在此基础上,采用了合理的堆体结构设计。吊篮将反应堆压力壳与堆芯之间分成内外两层,形成了一回路的流道,在吊篮内腔一回路上升段设计了增加流动力头的“烟囱”(见图 1),吊篮外腔为一回路的下降流道。

专门研究与设计了小流阻的主换热器(见图 3)。一体化的布置要求压力壳内的主换热器结构紧凑,而自然循环的流动要求主换热器的流动阻力小,主换热器的设计结构方案较好地解决了这个矛盾,达到既结构紧凑合理、换热能力充分又有较小的流动阻力;5MW 供热堆的主换热器与有相同传热能力的常规换热器相比,流动阻力仅是常规的 1/10。

反应堆运行结果表明,一回路的自然循环流动是成功的。从表 1 可以看出,在实际运行功率达到设计功率时,及堆芯出口温度相同的情况下(186°C),堆芯入口温度的实际运行值比原设计值高,这意味着实际的自然循环能力超过设计值。堆芯下部设计安装了耐高温、耐辐射、阻力小、阻力稳定的新型涡轮流量计,流量计至今运行良好,给出各种工况下的流量指示(见图 4)。

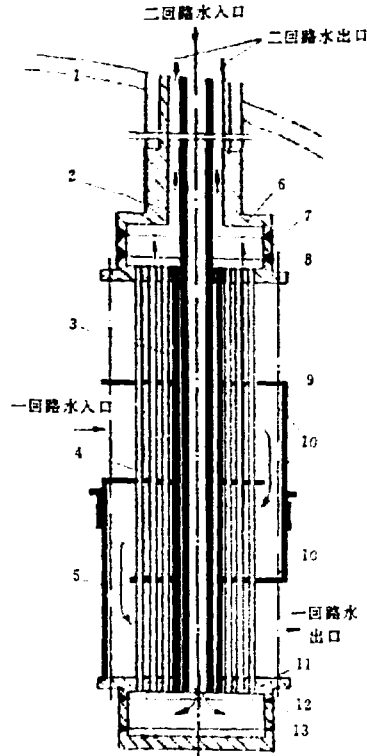


图 3 主换热器的结构与流程

- (1)压力容器;(2)中心内套管;(3)中心外套管;
- (4)换热管束;(5),(9)档板;(6)上封头;
- (7),(12)管嘴调节;(8)上管板;(10)折流板;
- (11)下管板;(13)下封头。

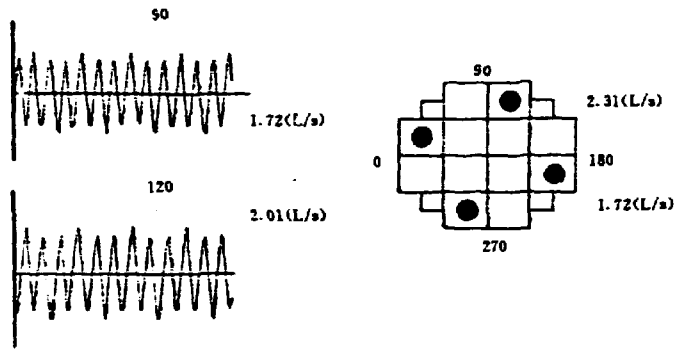


图4 涡轮流量计测示波形及数据

这些测量数值较相应流道的计算值为大。这也证明了该堆的自然循环能力很强。

反应堆启动过程中，一回路内自然循环的建立过程是可靠的。启动时，当功率升至 170 kW 左右，已明显地显示了自然循环建立(见图 5)。

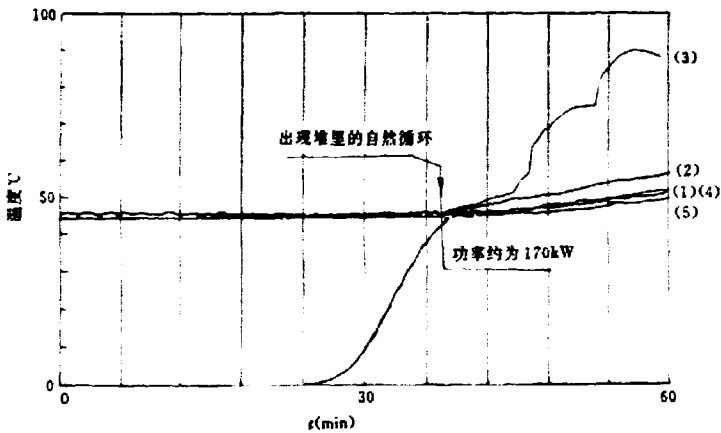


图5 堆启动过程功率及温度变化情况

- (1)堆芯出口温度；(2)堆芯入口温度；(3)堆功率；(4)一回路主换热器出口温度；
- (5)二回路主换热器入口温度；(6)二回路主换热器出口温度。

当反应堆停堆之后，无论是二回路运行的情况下，或是余热去除系统运行的情况下，还是完全靠压力壳自身散热工况下，一回路的自然循环流动都能可靠的建立。

2.4 先进的水力驱动控制棒传动系统及超声波棒位测量系统

5MW 供热堆采用了水力步进式控制棒传动取代了一般压水堆上使用的电盘、机械式传动系统。这在国际上属于首次。采用水力驱动的脉冲缸以及专门的脉冲电源使得控制棒传动有如下良好性能:

- (1)控制棒提升时每间隔 4 s 只能单棒升一步,防止了大的反应性引入的可能性。
- (2)系统传动链短,可靠性高。
- (3)系统结构简化了压力壳顶部的传动结构,降低了堆体高度。
- (4)失事安全,从根本上排除了失压、失电、系统失水情况下的弹棒可能性。

该堆运行三年,其间发生非计划的意外停堆 4 次(两次失电、两次设备故障),控制棒都快速下落到底,保证了安全停堆。三年中反应堆因作各种调试及试验有计划的人为停堆 30 余次,所有各次控制棒都快速下落到底,实现了安全停堆。

超声波棒位测量系统是我国自行研制的,也是世界上首次将超声技术应用于反应堆棒位测量。这个系统包括耐高温、耐辐照的湿式超声探头以及精密的信号分辨与测量仪器。控制棒的位置可以同时用灯光、数字、计算机屏上的模拟彩色线条以及示波器上的光痕跟踪表示出来,显示准确无误,使反应堆运行人员操作方便,监视方便。运行三年来这套系统的硬件及软件设备都是良好的。

2.5 紧贴式双层承压壳的结构

在紧贴反应堆压力壳外设置了第二层承压安全壳,即使发生压力壳破损的罕见事故,冷却剂排放到安全壳内,由于压力壳、安全壳两壳之间的空腔较小,两壳之间压力将达到平衡,最终抑制了冷却剂的流失,保证反应堆堆芯完全被水淹没,防止由于失水导致的堆芯裸露事故。

安全壳的大法兰密封采用了双橡胶“O”形环,气密性极好,在安全壳侧面,安装了专门研制的适用于高温高压工况下的电缆及管道的密封贯穿件,保证了引出线和引出管道的气密性。

反应堆正常运行时两壳间充常压的 N_2 气,可以定时对两壳间气体组分进行 H_2 含量和放射性水平的检测,一旦检测结果接近或超过允许值便应对两壳间进行气体吹扫,被清扫出来的气体经高效过滤系统进入通风排放口。三年来的运行结果表明,两壳间的气体总 β 放射性小于 3 Bq/L, H_2 含量一直低于 0.2%,因此三年来没有对两壳间进行过吹扫。

由于一次压力边界的完整性及安全壳的良好气密性能,5MW 供热堆堆内气体的外泄量是极小的。堆运行期间气体放射性监测结果表明各工艺房间气体总 β 放射性浓度基本上相当天然本底水平。

2.6 非能动式的余热载出系统

余热载出系统是反应堆最重要安全系统之一,5MW 供热堆在我国首次实现了非能动式的余热载出,这是目前国际上新一代核动力堆追求的目标,该堆利用集合热管原理由三个自然循环串联的方式将堆芯衰变热散到最终热阱——大气中去(见图 6)。

此余热载出系统设置了两支,它们结构相同,相互独立、互为备用和冗余,每支的设计排热能力为 75 kW,比反应堆衰变热的预计值高 20%,试验与运行的结果表明此系统每支的排热能力为 137 kW,大于原设计能力。(见图 7)。

运行实际表明:(1)在任何停堆条件下,此余热载出系统都能迅速建立起自然循环,并能载出堆内的剩余发热,使反应堆一直达到冷停堆状态,即使在大气温度为 30°C 的条件下,此系统的运行结果也是非常令人满意的(详见第 4 节)。(2)该系统被动式的自动投入成功率为 100%。三年来在完成供暖运行及各种实验任务中累积停堆 30 余次,在各种停堆条件下(计划的人为停堆或非计划的故障停堆)余热载出系统都顺利地完成了投入运行,无一次例外,进一步显示了被动式余热系统的优越性及可靠性。

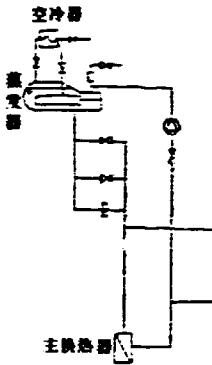


图 6 余热载出系统原理图

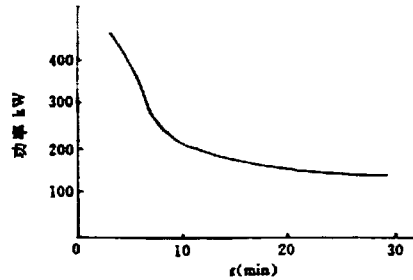


图 7 余热载出系统试验曲线

2.7 反应堆具有自调节性,采用含钐可燃毒物燃料元件展平通量密度

5MW 供热堆在国内首次使用含钐的可燃毒物燃料元件展平反应堆中子通量密度分布,研究开发了相应的物理燃料管理分析软件。堆芯物理设计特点是具有大的负温度系数和汽泡反应性系数,使反应堆具有优良自安全性和自稳定性,运行实验表明,当反应堆失去全部热阱后,使控制棒不下插的情况下(模拟 ATWS)依靠负温度系数可以自动停堆(详见 3.2 节)。

2.8 采用喷射器式注硼系统

硼水注入系统是第二停堆系统,在国外一些设计中注硼管一直插到堆芯底部,若注硼系统发生断管事故,则有可能由于虹吸作用使堆壳内的水流失造成堆芯裸露。5MW 供热堆采用了专门设计的喷射式硼水注入系统,在发生断管事故时,可以自动破坏虹吸,不使堆芯失水,实验研究成功地验证了这种新型注硼系统的有效功能。

2.9 先进可靠的控制保护系统和计算机信息处理系统

5MW 供热堆核测量系统设置两个区段,覆盖 10 个量级,相当于通常核动力堆三个区域的通量密度范围。宽量程通道使用两个高温裂变室插入压力壳内的干管道中,使测量的灵敏度较高,在反应堆正常启动中,功率达零点几瓦的水平即可监测。保护停堆系统在满足单一

故障原则、失事安全(零触发)原则和独立性安全原则的条件下尽量简单可靠,并实现了“全无触点化”,还设置了系统本身的在线巡回自检功能,提高了安全可靠性。

计算机信息处理系统将 5MW 供热堆主要的 171 个运行参数进行巡回采集处理,工作周期为 2 s,参数的显示每 4 s 刷新一次。计算机处理系统还设置了图形显示功能,组织了流程图、参量曲线图或参数条形图共 19 幅,操纵员可以随意同时调出三幅图形进行监视;该系统还设置了报表、打印、绘制曲线图,存储数据及回溯等功能;此外系统中设置了功能很强的人-机会话接口,专门解决人-机接口智能化问题。先进的计算机处理系统的应用极大地提高了 5MW 供热堆的运行可靠性。

2.10 先进的堆内参数测量系统

为了达到对反应堆堆内工况充分监测的目的,堆内设置了比较完全的参数测量装置,有的装置达到国外先进水平。

(1)采用了自行研制的涡轮流量计,它具有耐高温、耐辐照、低流阻、恒流阻的先进技术特点,三年来它的运行情况良好,给出了准确可靠的数据,对反应堆堆内自然循环流动性的研究起到了很大的促进作用。

(2)堆内设置了 24 对测温元件,有较大的冗余度和备份。运行三年,只有两对测温元件失效,失效率较低,性能良好。

(3)堆内采用了自行研制的浮筒式超声液位计,它具有测量范围大,测量准确的优点;同时堆内还设置了电接点液位计和压差式液位计,在运行中可以互相比较互为备份。

(4)采用噪声分析和稳态测量兼用的多点自给能探测组件,测量堆芯轴向中子通量密度分布,发展了一套噪声分析技术,可以对堆内流动工况及沸腾工况进行监测。

(5)堆内安装了耐高温的裂变室。

2.11 三个环路的输热系统

5MW 供热堆的输热系统设置了三个环路,中间回路将具有放射性的一回路与热网回路隔开。在运行中保持中间回路的压力高于一回路的压力 0.2 MPa,这样就防止了放射性的水泄漏到热网。若中间回路发生失压失水事件,则有相应的保护信号驱使中间回路实施隔离,保证中间回路与一回路相关部分的压力仍然大于一回路的压力。

在中间回路系统中设置了压力监测、水位监测和水的放射性监测装置。由这些监测可以准确地判断中间回路的泄漏情况,从而有效地保证了中间回路的隔离作用。特别是水位监测可以判断较微小的泄漏。在第三个冬季的运行中,通过水位监测,曾发现中间回路净化冷却器的微泄漏。实践证明,中间回路的设置对于供热堆放射性隔离是极好的安全措施。

3 5MW 低温核供热试验堆的运行及安全特性

三年来的运行历史及各种实验数据,充分验证了该堆良好的运行特性及安全特性,下面从正常运行和瞬态工况两个方面进行总结。

3.1 正常运行工况

正常运行工况包括启动、功率调节、负荷跟随、稳定运行等阶段。

(1)启动

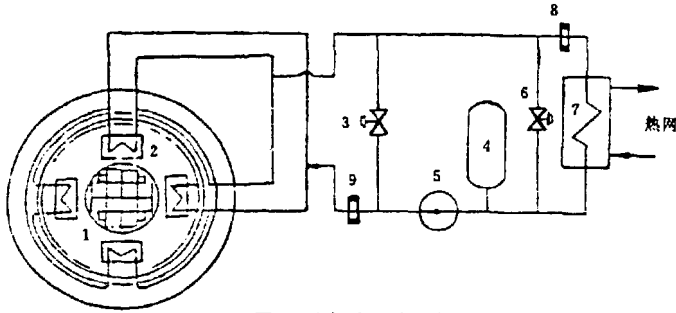


图8 冷却系统原理图

- (1)堆芯;(2)主换热器;(3)主换热器旁路调节阀 2130;
 (4)稳压器;(5)循环泵;(6)中间换热器旁路调节阀 2127;
 (7)中间换热器;(8)中间换热器设置 Q_{2141} (9)主换热器设置 Q_{212} 。

5MW 供热堆的冷却系统如图8所示,由主回路、中间回路和热网三部分组成。中间回路两个旁路调节阀的作用是分别改变中间回路通过主换热器和中间换热器的流量,以调节三个回路的参数并使堆功率和负荷相匹配。

该堆的启动方式是带负荷启动。启动前在压力壳内充以 0.3 MPa 的 N_2 ,保证反应堆内冷却剂的过冷度,然后通过提升控制棒,在核加热的作用下使系统升温升压直至额定参数。

在实际运行中采用两种启动方式,其一是变负荷启动。在启动过程中根据反应堆功率调整中间回路的两个旁路调节阀,从而控制中间回路通过主换热器和中间换热器的流量,以保证负荷与反应堆功率相匹配。图9给出了这种启动方式下,中间回路通过主换热器和中间换热器的流量跟随反应堆功率的调节关系。

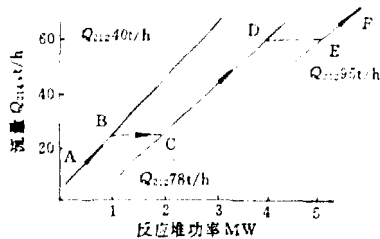


图9 流量跟随功率调节原理

第二种启动方式是固定负荷启动。即:先将中间回路通过主换热器和中间换热器的流量调整至预计的额定工作状态的数值,然后启动反应堆。图10给出了固定负荷启动方式的启动过程。

两种启动方式相比较,前者可以在较低功率和较小负荷下,得到较高的冷却剂温度和压力,后者简化了启动过程中的操作。以试验为目的的启动一般采用前一种启动方式,以供热为目的多采用后者。三年来几十次启动过程证明,两种启动方式都可使反应堆顺利进入稳定运行工况,都是安全的。

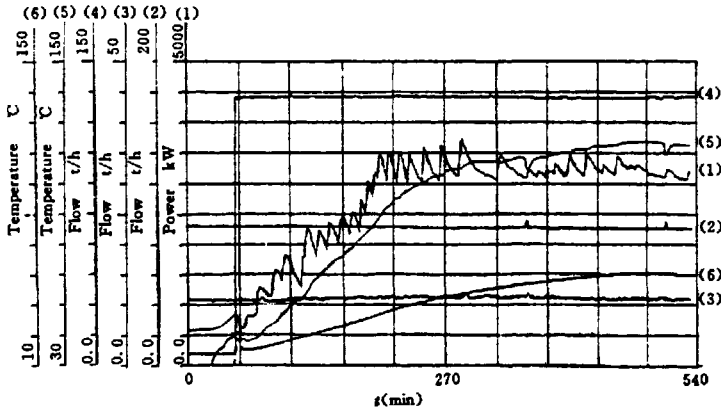


图 10 固定负荷启动过程

- (1) 反应堆功率, kW; (4) 热水流量, t/h;
 (2) 主换热器二次水给水流量, t/h; (5) 主换热器二次水进口温度;
 (3) 中间换热器给水流量, t/h; (6) 供暖温度。

(2) 自稳定性

5MW 供热堆稳定运行时,对反应堆造成扰动的正常操作包括:压力壳补气 and 补水,中间回路和热网补水。其中,压力壳补气 and 补水属于反应性扰动,中间回路和热网补水属于负荷扰动。

a 向压力壳内补 N_2

在稳定运行中有时向压力壳内补 N_2 。伴随补 N_2 堆内压力上升,反应堆功率有所上升。为研究此种操作对反应堆的扰动,专门进行了试验。图 11 给出了试验结果。

由图 11 可以看出,向压力壳内补 N_2 首先引起反应堆上空腔内压力的增长,其增长速度和增长幅度与补 N_2 速度和补 N_2 量直接有关,可通过 N_2 气瓶出口减压阀开度直接控制。由于 5MW 供热堆正反应性压力系数的影响,压力壳内压力增高使反应堆功率有所上升,功率的增长使堆内冷却剂平均温度增加,由于 5MW 供热堆的较大负反应性温度系数,使功率增长较快地被抑制,然后稳定在一个新的功率水平上。图 11 给出试验中,压力壳压力增加 0.14 MPa,反应堆功率最大增长峰值约为 5.7%,稳定后的功率比补 N_2 前的功率增加 1.9%,动态过程约为 40 min,反应堆入口温度增加 1.1°C,出口温度增加 1.4°C。

在实际操作中,压力壳压力的增长速度和增长幅度可以准确控制,从而可以保证功率、压力、温度等各项参数都在预计范围内变化,不会带来安全问题。

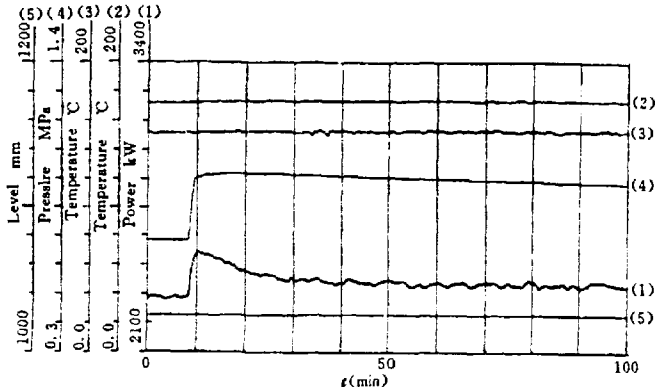


图 11 压力壳补 N₂ 扰动

- (1) 反应堆功率, kW; (4) 压力壳内压力, MPa;
 (2) 堆芯出口温度, °C; (5) 压力壳内水位, mm。
 (3) 堆芯入口温度, °C;

b 向压力壳内补水

由于功率水平不同及运行参数变化,有时需向堆内补水,以保持液位。补水过程除水位上升引起压力壳内气空间体积减少,使压力增大之外,还引起反应堆入口水温略微下降,上述因素的影响结果都是使反应堆功率上升。同样,由于较大的负反应性温度系数的影响,反应堆功率的增长较快被抑制,然后稳定在一个新的功率水平上。图 12 给出了向压力壳内补水引起的各种变化过程。此次补水使压力壳水位上升 70 mm(约相当于 175 L),功率最大增长峰值为 5%,堆芯出、入口温度变化较小。

补水造成反应堆功率上升的两个因素,都与补水速度和补水量有关。补水速度可以通过调节补水柱塞泵的活塞行程加以控制,而补水量的控制可以通过使补水泵启动和停止实现。因此向压力壳内补入的水量和补水速度是可以准确控制的。

c 热网补水

热网补水相当于增加了供热负荷,图 13 给出了热网补水过程中有关参数的相对变化曲线。整个补水过程可分为两个阶段。补水初期有关的温度升高,堆功率下降。大约 25 min 后,有关的温度参数下降,堆功率上升。形成这种特殊行为的原因是 5MW 供热堆用的是原锅炉供热管线,补水由锅炉房操作。补水初期,冷水把温度较高的水挤入中间换热器,使热网回水温度升高,导致各相关温度参数升高,负反应性温度系数使反应堆功率下降。过一段时间后,补充的冷水进入中间换热器,热网回水温度明显下降,各相关温度参数下降,堆功率上升。最后达到平衡时,堆功率约上升 3%,相当于补水增加的负荷功率。

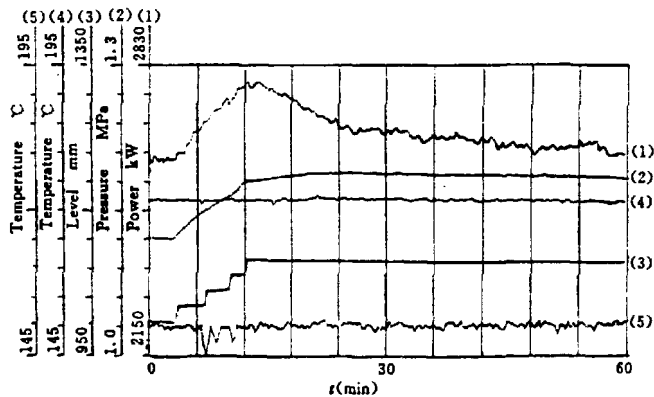


图 12 压力壳补水扰动

- (1) 反应堆功率, kW; (4) 堆芯出口温度, °C;
- (2) 压力壳内压力, MPa; (5) 堆芯入口温度, °C.
- (3) 压力壳内水位, mm;

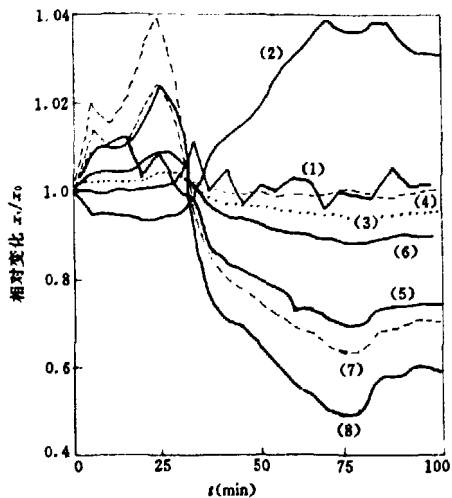


图 13 热网补水扰动

- (1) 相对变化, x_i/x_0 ; (5) 主换热器二次水入口温度;
- (2) 堆功率; (6) 主换热器二次水出口温度;
- (3) 堆芯入口温度; (7) 热网给水温度;
- (4) 堆芯出口温度; (8) 热网回水温度.

(3) 负荷跟随特性

供热堆的负荷变化,主要是由于天气变化、供热面积变化而引起的,如图 8 所示,负荷的变化需通过中间回路才能影响到反应堆。为研究 5MW 供热堆的负荷跟随能力,在试验中人为地改变中间回路通过中间换热器的流量来实现较快的负荷变化。此种负荷变化比实际的负荷变化更迅速,对反应堆的影响更剧烈。

图 14 给出了试验结果。通过中间换热器的流量从 8 t/h 增加到 35 t/h,然后再降至 8 t/h。相当于热网负荷从 1530 kW 增加到 2530 kW,之后又下降到 1530 kW,负荷的上、下变化量约为 66%。过程中,反应堆功率在 90 s 后开始自动跟随,在约 30 min 后稳定在新的功率水平上,各系统也相应地达到新的稳态。反应堆功率基本上呈同步等比例的自动跟随。在整个变化过程中,反应堆堆芯出口温度仅变化 2~3°C,因此引起的压力壳内压力变化也很小。

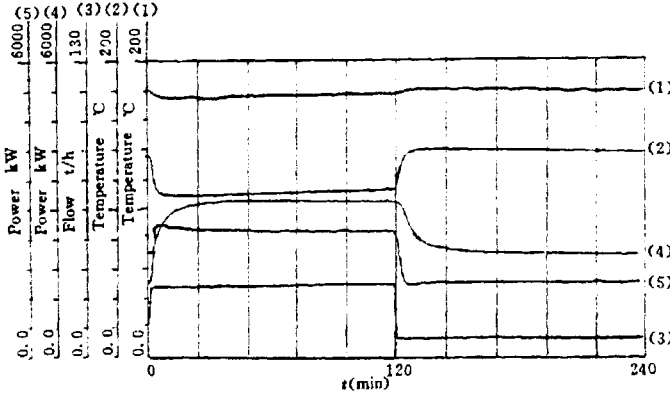


图 14 负荷跟随特性

- (1) 堆芯出口温度, °C;
- (2) 主换热器二次水入口温度, °C;
- (3) 中间换热器二次水流量, t/h;
- (4) 反应堆功率, kW;
- (5) 热网功率, kW。

试验过程中控制棒不动,不加入人为干涉,调节过程是由负温度系数引起的反应堆自身的物理过程。此种跟随特性是 5MW 供热堆固有的。

3.2 瞬态运行工况

利用 5MW 供热堆上开展了瞬态工况研究,其中包括正反应性引入,停堆及余热载出以及反应堆失去热阱外加不停堆(ATWS)事故模拟。

(1) 正反应性引入

5MW 供热堆采用水力驱动的步进式控制棒,共 13 根控制棒。如图 15 所示,稳定运行时,安全棒 S_6 在上限位置,其它棒在临界棒位,实验时阶跃引入一定数量的反应性,研究反应堆的自稳定能力。

试验时在稳定运行工况下,使当量最大的控制棒 S_6 连续提升 2 步,引入 2 mK 的正反应性,参数变化过程见图 16。

由试验结果可以看出,在前 10 s 内,功率上升到原数值的 1.145 倍,约在 100 s 时,达到最大值 1.18 倍,然后由于堆的负温度系数,功率自动逐渐下降,约 30 min 后稳定在一个新的水平上。试验中反应堆主要参数的变化列于表 3 中。

由图 15 可知, S_6 是当量最大的控制棒之一。这种当量最大的控制棒在线性区内每步的价值为 1 mK。在 5MW 供热堆控制棒水力驱动系统中,采用具有固有安全性的脉冲缸,每次只能提升一根控制棒且只能提升一步,因此上述试验是人为的事故模拟。试验结果表明在这种正反应性引入事故下所有参数均在正常运行限值之内。

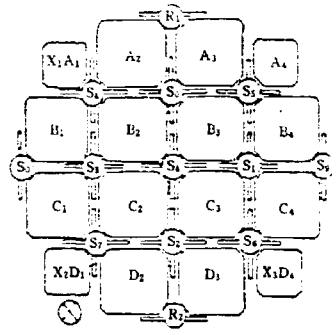


图 15 堆芯横截面

S_A ——安全棒; S_0-S_8 ——补偿棒; R_1, R_2 ——调节棒; $A_1-A_4, B_1-B_4, C_1-C_4, D_1-D_4$ ——燃料组件; \odot ——中子源。

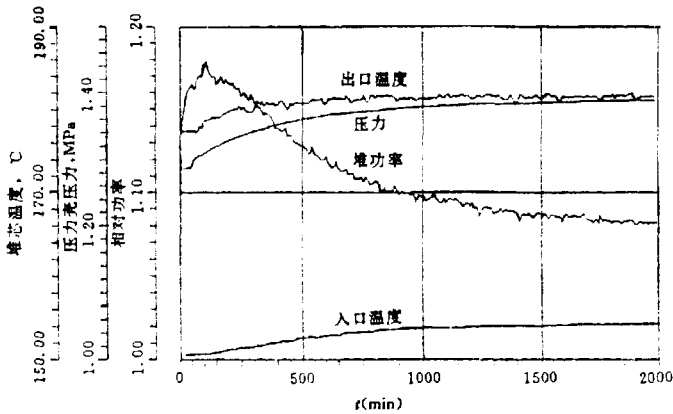


图 16 反应性引入 2 mK 的过渡过程

表 3 S_6 连续提升 2 步的堆内参数变化

参数名称	试验前	试验中	最大相对变化
堆功率, kW	2991	3229	1.180
压力壳压力, MPa	1.287	1.389	1.079
压力壳液位, mm	1010	1042	1.032
堆芯入口水温, °C	150.6	154.4	1.025
堆芯出口水温, °C	177.3	181.5	1.024
堆芯平均水温, °C	164	168	1.024

(2)失去热阱不能停堆事故(ATWS)模拟试验

反应堆失去热阱,并叠加不能停堆事故(ATWS)是属设计基准事故之外的严重稀有事故。其发生几率为 $10^{-6}\sim 10^{-4}$ 次/堆年。为研究5MW供热堆的安全特性,在2MW稳态运行的条件下,进行了失去热阱的ATWS试验。试验结果如图17所示。

在反应堆功率2MW稳定运行的状态下,人为切除热阱(将中间回路通过中间换热器的流量调为0),热网输出功率随之下降为0,所有控制棒位置人为保持不变,反应堆功率自动从2MW逐渐下降至0.2MW,在30min内达到稳态,维持在自然散热水平。整个试验过程中,堆芯入口水温增加 20.4°C ,出口水温增加 4.7°C ,压力壳水位上升50mm,压力壳压力上升0.23MPa。在这种稀有事故条件下,各种参数的偏离量都是可以接受的,它表明5MW供热堆具有良好的内在安全特性。

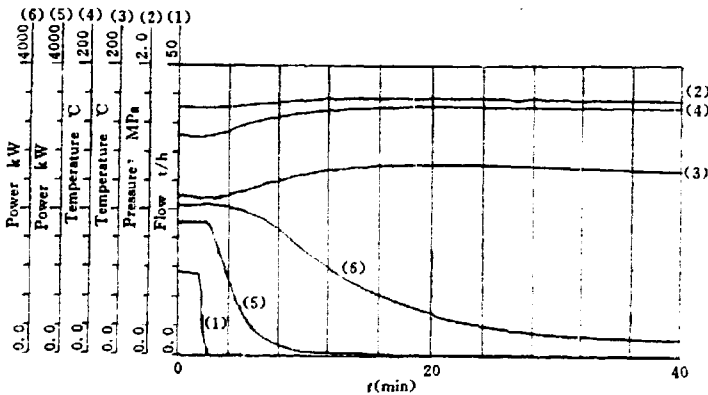


图17 失去热阱的ATWS试验

- | | |
|---------------------------------|---------------------------------|
| (1)中间换热器二次水流量,t/h; | (4)堆芯入口温度, $^{\circ}\text{C}$; |
| (2)压力壳内压力,MPa; | (5)热网功率,kW; |
| (3)堆芯出口温度, $^{\circ}\text{C}$; | (6)反应堆功率,kW。 |

3.3 余热载出系统工作特性

5MW供热堆的余热载出系统是被动式的非能动系统,以自然循环为工作方式,通过自然循环导出反应堆内的剩余发热。该系统如图6所示,由主换热器、蒸发器和空冷器组成。

运行和试验结果表明,反应堆在功率运行时停堆,余热载出系统可以很快建立自然循环,而且自然循环导出的热量大于堆芯的剩余发热,不用人为干预即可将反应堆系统降温至冷停堆水平。图18给出了停堆冷却试验曲线。

进一步表明,当发生冷却剂丧失事故,压力壳内水位下降至自然循环中断点以下时,依靠冷凝换热,余热载出系统仍能正常工作并可靠地导出堆芯余热,保证反应堆处于安全状态。图19给出了试验结果。

3.4 三个冬季供热运行总结

5MW供热堆自首次临界以来,已安全运行了三个供暖期,其总的运行质量,可从如下几方面加以总结。

(1)可利用率

自 1989 的 12 月正式投入供暖运行,至 1992 年 3 月 20 日,5MW 供热堆计划供暖运行天数与实际供暖运行天数见表 4。按下式计算:

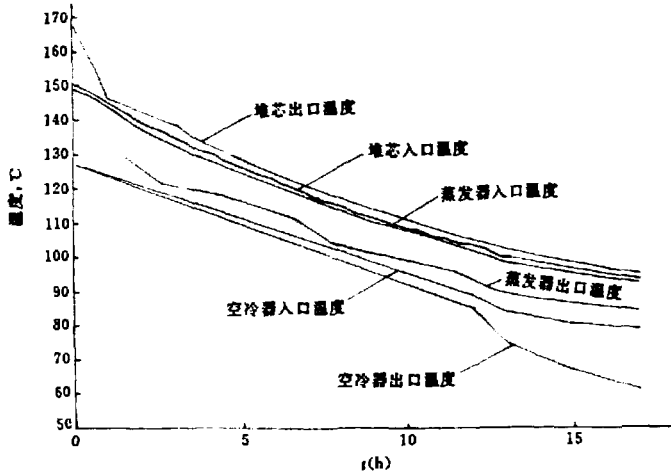


图 18 停堆冷却试验

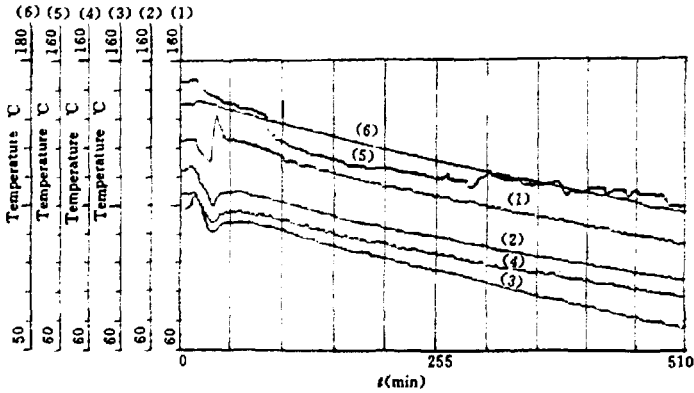


图 19 自然循环中断条件下余热系统工作特性

- | | |
|--------------------|--------------------|
| (1) 余热散热器入口温度, °C; | (4) 余热蒸发器入口温度, °C; |
| (2) 余热散热器出口温度, °C; | (5) 堆芯出口温度, °C; |
| (3) 余热蒸发器出口温度, °C; | (6) 堆芯入口温度, °C. |

$$\text{可利用率} = \frac{\text{实际运行天数}}{\text{计划运行天数}}$$

可得 5MW 供热堆三年来的总可利用率为 99%。

表 4 5MW 供热堆供暖运行天数统计

	1989~1990	1990~1991	1991~1992	总 计
	供暖季	供暖季	供暖季	
计划运行天数	100	83	123	306
实际运行天数	98	82.5	122.5	303
可 利 用 率	98%	99.4%	99.5%	99%

注:表中数据自 89 年 11 月起,至 92 年 3 月 20 日止。

(2) 剂量水平

a 冷却系统的放射性水平

5MW 供热堆冷却系统三个回路的放射性水平监测结果见表 5。监测仪器的最小检测限为 0.09 Bq/L,本院自来水的天然放射性浓度水平为 0.10 Bq/L。由表中数据可知燃料元件的运行状况良好,而且中间回路的隔离功能正常。中间回路及热网放射性水平与本院饮用水水平相当。

b 5MW 供热堆建筑内环境剂量

在反应堆运行期间,对 5MW 供热堆建筑内进行了中子和 γ 剂量测定,中子剂量都在检测限以下(仪器检测限为 0.1 $\mu\text{Sv/hr}$), γ 照射量率见表 6。检测结果表明所有可进入房间剂量皆很小。

表 5 冷却系统水总 β 放射性浓度

总 β 放射性浓度, Bq/L		
一回路	二回路	热 网
14~281	0.01~0.16	0.01~0.13

表 6 功率为 5MW 时的 γ 照射量率

测量部位 γ 照射量率, $\mu\text{R/h}$	测量部位 γ 照射量率, $\mu\text{R/h}$
001~003	007B
14~33	1324
004A	101~111
7150*	14~25
004B	007 上 A
636	9880**
004C	007 上 B
314	84.5
005	008 上
1930	3830***
006	201~208
31	18~24
007A	堆顶
9101	152

* 回热器处; ** 一次水停留罐处; *** 一次水辅助系统。

$1\mu\text{R/h} = 2.58 \times 10^{-10} \text{C}/(\text{kg} \cdot \text{h})$

c 运行人员所受剂量

统计表明,5MW 供热堆运行期间,运行人员所受剂量非常低,比游泳池式屏蔽试验堆运

行人员所受剂量还低。

值班长、现场值班员、操纵员三个岗位的平均年剂量分别为 0.61 mSv, 0.57 mSv, 0.58 mSv, 而年最高剂量仅为 1.00 mSv。

按国家允许标准,从事放射性工作人员每年允许接受的累积剂量为 50 mSv。可见 5MW 供热堆的专业运行人员最高的年累积剂量仅为标准的 2%。

d 三废排放

5MW 供热堆运行期间,烟囱排放口的气态放射性物质质量很低,表 7 给出了部分测量结果。可以看出放射性排放水平与堆功率有关,统计结果见表 8。

运行期间的废水主要来自一回路水的水质在线监测排放和各种排气中的冷凝水。三年来,废水排放的总量很少,一共只有 8.5 m³,其总 β 放射性平均浓度约为 14 Bq/L。这些废水均排至本院废水处理车间。

表 7 5MW 堆运行期间烟囱排放气体放射性浓度(堆功率 3MW)

日 期	90.1	90.2	90.3
平均放射性浓度, Bq/L	1.53	1.36	1.22

表 8 5MW 堆烟囱排气的放射性浓度与堆功率关系

堆 功 率, kW	5000	3000	2000
平均放射性浓度, Bq/L	2.22	1.44	1.14

e 外环境安全监测

三年来各种外环境监测结果表明,5MW 堆的运行没有对外环境造成任何可察觉的影响。表 9 和表 10 给出了测量结果。

表 9 外环境安全监测(1989.12~1990.3)

取 样 或 监 测 地 点	γ 剂量率 μSv/h	气溶胶总 β Bq/L	水样总 β Bq/L	玉米总 β Bq/kg
邛 庄	0.074	<1.90 × 10 ⁻⁴	0.037	45.9
厂区南门	0.075	<1.90 × 10 ⁻⁴	—	—

表 10 外环境安全监测 γ 剂量率(1990.11~1992.2)

地 址	101 建筑物外	114 建筑物外	710 建筑物外
γ 剂量率 μSv/h	0.11	0.10	0.10

4 结 论

5MW 供热堆三年的运行实践和试验结果表明:

- (1) 操作简便,控制可靠,可利用率高达 99%,具有良好的运行记录。
- (2) 有良好的自稳定能力,能够承受正常运行的各类扰动并很快达到新的稳态。
- (3) 具有较好的负荷跟随特性,可自动调节供热负荷的剧烈变化。

(4)被动式余热导出系统运行性能良好,能保证在任何工况下安全导出堆芯的剩余发热。

(5)在极端事故工况下(如 ATWS 事件),能向安全的运行状态过渡,具有内在安全的特点。

综上所述,5MW 供热堆是性能优异的理想供热堆型。

附 录

推荐参考文献

- [1] 5MW 堆安全分析报告 (清华大学核能技术设计研究院)
- [2] 5MW 堆年度安全运行报告 (清华大学核能技术设计研究院)
- [3] 5MW 堆的调试报告 (清华大学核能技术设计研究院)

5MW 低温核供热试验堆三个冬季

供热运行总结

原子能出版社出版

(北京 2108 信箱)

中国汽情报中心核科技报告编辑部排版

核科学技术情报研究所印刷

☆

开本 787×1092 1/16 · 印张 1 · 字数 12 千字

1992 年 9 月北京第一版 · 1992 年 9 月北京第一次印刷

ISBN 7-5022-0764-3

TL · 487

CHINA NUCLEAR SCIENCE & TECHNOLOGY REPORT



This report is subject to copyright. All rights are reserved. Submission of a report for publication implies the transfer of the exclusive publication right from the author(s) to the publisher. No part of this publication, except abstract, may be reproduced, stored in data banks or transmitted in any form or by any means, electronic, mechanical, photocopying, recording or otherwise, without the prior written permission of the publisher, China Nuclear Information Centre, and/or Atomic Energy Press. Violations fall under the prosecution act of the Copyright Law of China. The China Nuclear Information Centre and Atomic Energy Press do not accept any responsibility for loss or damage arising from the use of information contained in any of its reports or in any communication about its test or investigations.

ISBN 7-5022-0764-3
TL · 487

P.O.Box 2103
Beijing, China

China Nuclear Information Centre