

我国发展低温核供热反应堆的现状和前景

• 王大中

我国自行研究、设计和建造的第一座核供热反应堆——5兆瓦低温核供热试验堆于1989年11月3日在北京清华大学核能技术研究所首次临界启动成功,12月16日达到满功率,至1990年3月22日,已成功地运行了一个供暖季。这是世界上第一座投入运行的一体化、自然循环的壳式供热堆,也是世界上第一座采用新型控制棒水力传动系统的反应堆。它是从我国国情出发,跟踪国际上核能技术发展前沿而发展的具有固有安全性的一种新型反应堆。它的建成为我国核能利用开辟了新途径,并打下了良好的基础,也使我国在这一领域跨入了世界先进行列。

一、我国发展核供热的意义

1. 以核代煤有利于合理利用能源资源

所谓核供热,是指将反应堆核燃料裂变时所产生的热能通过输热系统输送到用户,用于采暖或生产工艺用热。核供热反应堆是近几年刚刚发展起来的一种安全、清洁而又经济的新型能源。

能源是制约社会经济发展的重要因素之一,是国民经济发展的基础。目前我国能源消费以煤为主,煤炭消费量占能源总消费量的3/4,到2000年预测能源年需求量将达到14亿吨标准煤的水平,形势是十分严峻的。众所周知,核能目前是被公认的最成熟、最经济的替代能源。值得注意的是,根据1985年统计,在我国能源结构中,将近70%的能量是以热能形式消耗的,并且其

• 王大中 清华大学核能技术研究所所长,教授

中60%是120℃以下的低温热能。这部分热能中很大成分是由于居民采暖供热。烧煤热效率低,能源浪费严重。而这个温度正是低温核供热堆所能提供的参数范围。一座2×200兆瓦的核供热站,可以解决大约1000万平方米建筑面积的供暖问题,节约原煤约50万吨。可见低温核供热对改善能源结构,替代燃煤是十分重要的。

2. 减轻运输压力

我国煤炭资源分布很不均匀,煤炭运输距离平均约为430公里,造成运输紧张。据1985年统计,煤炭运输占全国铁路运力的40%以上,公路运力的25%,水运能力的20%以上。而且,由于运费的增加致使供热成本大大提高。如上例所说,一座2×200兆瓦核供热站每年可节约煤炭50万吨,这相当于上万个车皮的运量,所产生的10万吨灰渣也需2000个车皮。而核燃料消耗量仅为1吨/年左右,因此核供热可以大大缓和运输紧张状况。

3. 减少污染有利于环境保护

据估计,一座400兆瓦燃煤供热站每年排出的二氧化硫约为8000吨,氧化氮1500吨,烟尘及灰渣约10万吨,二氧化碳几十万吨,而同等规模的核供热站,只有1吨左右的废燃料。可较容易地予以贮存。据某人口与工业比较集中的地区历年监测资料分析,燃煤排放的二氧化硫占各类污染源排放的二氧化硫总量的87%,燃煤排尘占各类污染源排出量的60%。因此核供热堆是一种清洁的能源,发展核供热是减轻环境污染的重要措施之一。

4. 发展核供热可以降低供热成本

低温供热堆与核电站相比,采用了低温、低压参数,这不仅使反应堆安全性提高,而且可以大大简化系统,降低造价。与燃煤供热比较,热效率高,可达98%,小锅炉热效率只有40~50%,大中型集中供热锅炉也只有60~70%,并且核供热燃料费用和运行费用都较低。经济分析表明,核供热成本要比同等规模的燃煤集中供热成本低10~20%。因此,可以看出核供热的价格具有很强的竞争力及较好的经济效益。

二、低温核供热发展现状

1. 国外低温核供热发展现状

70年代中期,世界上出现石油危机以及各国在能源系统中供热用能远远超过发电用能的情况,促使一些国家开展核供热堆的研究。

苏联是开展核供热研究最早的国家,曾在Vk-50反应堆上进行过试验,随即在高尔基市和沃隆涅什市各建两座500兆瓦的核供热站(已基本建成,不久将投入运行)。加拿大发展了一种小型池式供热堆,2兆瓦的SLOWPOKE堆已投入试验运行,又设计了功率10兆瓦池式供热堆。德国西门子公司研制了KWU-200、KWU-500一体化自然循环壳式堆和HERE-300等。瑞典ABB公司发展了SECURE型供热堆。瑞士研究过气冷式和深水池式供热堆。法国在研究THERMOS型反应堆,捷克也开展了供热堆的研究,但都尚未进入工程设计阶段。目前世界上研究和设计的核供热堆类型较多,结构差异较大,但大体上可以归纳为三类:

(1)壳式一体化自然循环水堆 如苏联的ACT、AST型,德国的KWU型,瑞士的SHR型和捷克所发展的堆型均属此类。

(2)池式水堆 瑞典和芬兰联合设计的SECURE堆和加拿大的SLOWPOKE堆均为池式水堆。

(3)有机载热剂堆 如苏联的ARBUS堆等。

2. 我国核供热发展现状

我国低温核供热技术的开发工作始于80年代初,虽起步较晚,但进展较快。

清华大学核能技术研究所于1981年提出了在我国北方城市利用低温核供热堆进行区域供热的建议,得到了国家的大力支持。1983年该所利用游泳池式试验堆向本所1.7万平方米建筑物进行了两个采暖季节的供暖试验,取得了满意的效果。在此基础上,1984年设计了热功率为5兆瓦的一体化自然循环壳式供热堆,并列入了国家“六五”、“七五”重点科研攻关计划。同时该所还提出了另一种深水池式低温核供热堆方案。这两种堆型设计方案都被正式授予中国专利权。

1986年3月清华大学核能技术研究所着手建造5兆瓦低温核供热试验堆,1989年11月投入了供暖运行。

它的建造成功将为我国大型核供热堆进行模拟实验,以及掌握核供热堆的有关设计、建造、运行等方面积累经验,并为核供热堆的综合利用和技术发展提供了实验基地。对促进我国核供热事业的发展 and 我国核能技术进步起着重要作用。

在5兆瓦低温核供热试验堆的基础上,我国还开展了大型商用核供热堆的研究。

1988年7月,完成了中国-德国商用供热示范站的联合预可行性分析报告,并完成了450兆瓦、 2×200 兆瓦和200兆瓦商用示范站的概念设计。1990年7月,国家正式批准在吉林化学公司建造国内第一座200兆瓦低温供热堆工业性试验示范装置,为在北方城市实现核供热迈出可喜的一步。

此外,北京核工程研究设计院对加拿大开发的小功率池式堆SLOWPOKE和瑞典设计的SECURE堆进行了研究,探讨了应用这类堆型实现城市供暖的可行性。

三、5兆瓦低温核供热试验堆简介

1. 建造5兆瓦核供热试验堆的目的

低温核供热研究得到了国家的高度重视。建造5兆瓦核供热试验堆的目的是:

(1)通过5兆瓦核供热堆的设计和建造,取得该类型核供热站设计和建造经验。

(2)通过5兆瓦核供热试验堆的运行,模拟研究商业规模供热堆的主要性能参数、系统设置和安全特性,为商业规模核供热站的设计和建造提供依据。

(3)建立核能供热技术研究发展基地,为进一步完善和发展核供热技术服务。

2. 5兆瓦核供热试验堆设计的基本原则

5兆瓦低温核供热试验堆研制的基本目标是开发一种系统简单、技术现实、运行可靠、操作

方便和经济效益好的核反应堆。

(1) 确保安全 由于核供热堆必须建立在城市附近,甚至居民区内,因而确保安全是设计中应遵循的主要原则。

(2) 立足国内已有的工业基础 根据我国国情,设计方案中尽量采用国内已有的成熟的工艺技术,以便减少科研及试制项目。

(3) 实现较好的经济效益 设计中力求降低初始投资,又要降低供热总成本,以改善其经济性。

3. 总体结构和系统参数

5兆瓦供热堆既可以按微沸腾方式运行,也可以按压水方式运行。在中子物理特性方面与压水堆相似,为避免微沸腾运行时可能出现的不稳定性,在堆的热工设计上给予了考虑,并在结构设计上采用类似沸水堆的结构。

5兆瓦供热堆为一体化布置(如图1)。堆芯、主换热器和一个回路系统都安装在压力壳内。

堆内结构采用吊挂式,堆芯安装在吊篮的底部。为防止吊篮断裂,在压力壳底部装有二次支承。

堆芯是供热堆的核心,也是产生链式反应的部分。由16盒燃料元件组件构成,其中12大盒,每盒装96根元件棒,4小盒,每盒装35根元件棒。元件棒直径为10mm,由 UO_2 烧结而成,含 ^{235}U 加浓度为3%,燃料元件棒外为锆包壳,是阻止放射性物质向外环境泄漏的第一道屏障。

吊篮挂在压力壳内,压力壳外面有安全壳。压力壳和安全壳都有包容放射性的作用,分别作为第二、第三道屏障。

压力壳内装有高纯度的普通水作为慢化剂和载热剂。在堆芯内,当一个热中子被 ^{235}U 吸收后,便产生裂变反应,同时释放出能量,并且平均产生两个以上高能量中子,这些高能中子在慢化剂的慢化下,再变成容易被 ^{235}U 吸收的热能热中子,这样就形成了自持链式反应,并连续地释放出核能。

当堆芯中产生核裂变后,载热剂便被加热,由于浮力作用,热水沿堆芯上升,通过堆芯上部的水力提升装置(“烟囱”)进入主换热器,在这里载热剂将热量传递给二次水(中间回路水),于是载热剂本身温度降低,密度变大,靠重力作用从堆芯外侧流向堆芯底部,完成自然循环过程。这种循环流动是靠载热剂冷热段的密度差(而不是用泵)来实现的,因此这种载热过程称为自然循环冷却方式。载热剂将热能从堆芯带走的速率,应控制在以不致产生过高的热应力及燃料元件不被烧毁的范围内,并使载热剂能达到最高的温度。为获得载热剂更高的温度,在压力壳内水面上方,利用一定量蒸汽和充有一定量不凝结气体,维持反应堆较高的压力(1.47MPa)。

控制棒系统是反应堆的控制机构。5兆瓦供热堆采用了13根“+”字形和“-”字形水力驱动控制棒,插在元件盒中间的空隙中。在水力驱动下可以向上移动,靠重力可向下运动。

反应堆中的释热率正比于核裂变率,而核裂变率又是由中子密度(中子数/厘米³)决定的,因此只要改变堆芯内的中子密度,就可以实现对反应堆的控制,包括启动和在任何功率水平下的运行以及停堆等。这些过程都是通过控制棒的提升或下降来实现的。控制棒是由中子的强吸收剂(硼等)制成的,它能改变中子倍增能力,从而改变中子密度。在5兆瓦供热堆中还采用注硼水的方式,以便在发生严重事故时用泵或压气将硼水注入堆内实现停堆。

主输热系统的作用是将堆内核裂变的能量安全地传输给用户。5兆瓦核供热堆的移热系统

采用三个传热回路的设计主案,即在反应堆一回路和热网(三回路)之间设置一个“中间回路(即二回路),其目的在于将放射性的-回路水与热网隔离开来,防止热网受到放射性的污染。中间回路被一回路水加热后,从压力壳内的主换热器出来,经过中间换热器,把热量传给热网。中间回路压力(1.67MPa)高于一回路压力(1.47MPa),防止一回路放射性水进入中间回路。

除此之外,为了使反应堆能正常运行,还设置了其他常规系统和辅助系统(见图2),如非能

表 1 5兆瓦供热堆主要参数

反应堆热功率(kW)	5000	压力壳内径(m)	1.8
反应堆冷却剂压力(MPa)	1.5	压力壳高度(m)	6.5
冷却剂温度(进/出口, °C)	186/198(微沸腾工况) 146.6/186(压水工况)	主换热器台数	4
平均功率密度(kW/l)	24	主换热面积(m ²)	50.8
堆芯活性区高度(m)	0.69	二回路压力(MPa)	1.7
堆芯当量直径(m)	~0.57	二回路温度(进/出口, °C)	158/118(微沸腾工况) 142/102(压水工况)
燃料组件数	12(大盒) 4(小盒)	二回路换热器台数	2
燃料元件直径(mm)	10	总换热面积(m ²)	146
燃料丰度(%)	3	安全壳内径(m)	2.8
燃料总装量(kg)	507.3	安全壳高度(m)	9.5
堆芯水铀体积比	2.44	热网压力(MPa)	~0.5
控制棒总数	13	热网温度(供/回水, °C)	90/60

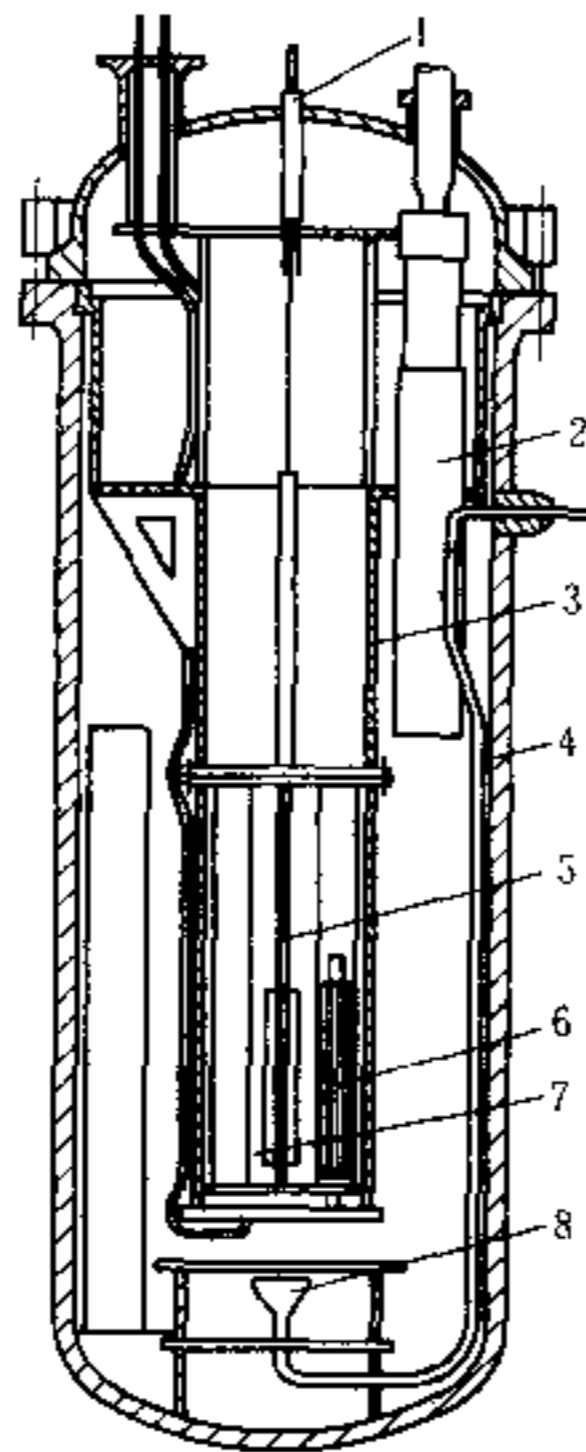


图 1 5兆瓦核供热堆布置示意图

1, 超声波测温探头; 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, 注硼喷头。

动的余热排出系统、硼注入系统、反应堆控制保护系统、电气系统、水净化系统、设备冷却水系统、气体系统和通风系统等(共21个主系统和35个子系统)。

5兆瓦供热堆的主要参数见表1。

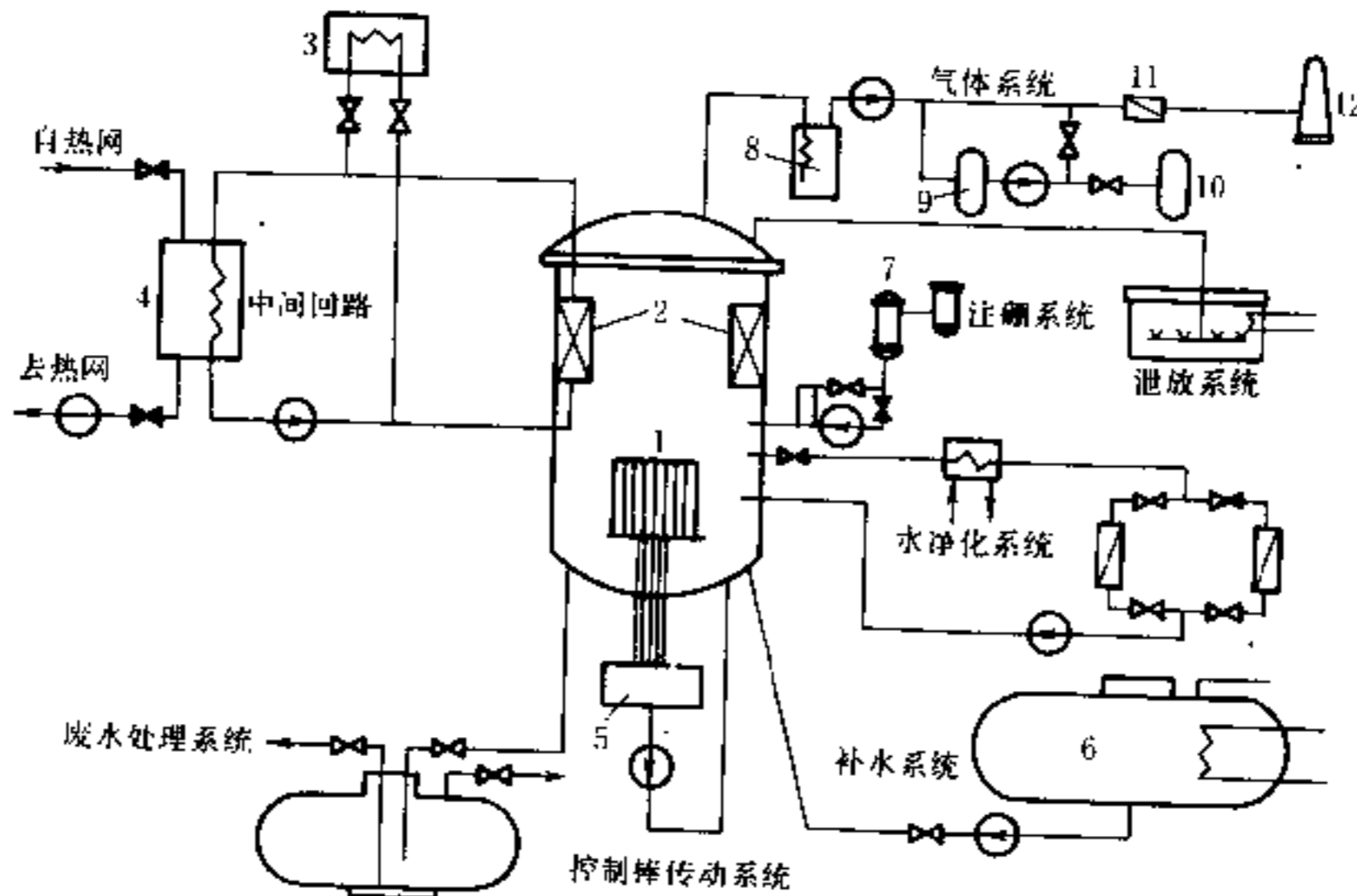


图2 5兆瓦供热堆系统示意图

- 1, 堆芯; 2, 主换热器; 3, 空冷器; 4, 热网换热器; 5, 水力传动器; 6, 贮水罐;
7, 硼罐; 8, 凝结器; 9, 衰变罐; 10, 贮罐; 11, 过滤器; 12, 烟囱。

4. 供热堆的安全设计特性

低温供热堆的固有安全性是核动力技术的重要突破。所谓固有安全性,即不是通过进一步提高设备的安全等级、增加各类安全设施达到的,而是靠本身固有的自然规律。归纳起来,有以下诸端: ①具有较大的负反应性系数; ②堆内衰变热依靠自然对流或热传导排出; ③运行压力低; ④产生丧失冷却剂事故的几率极低,即堆芯不会熔化;⑤能包容住高温放射性; ⑥发生超设计基准事故时,有足够的时间采取临时应急措施来缓解事故后果。

5兆瓦供热堆就是基于上述原则设计的,其安全设计特性如下:

(1)反应堆一回路系统采用一体化和自稳压设计,压力壳上除少量小口径工艺引出管外,没有外延的大管道,大大降低了反应堆冷却剂压力边界的泄漏几率和事故后果。同时采用双壳承压设计,且安全壳紧贴压力壳,即使压力壳发生冷却剂压力边界破损事故,仍能确保有足够的水量以淹没堆芯,在任何设计基准事故工况下,堆芯不会裸露和熔化,可以不必设置庞杂的堆芯应急冷却系统。

(2)自然循环冷却 反应堆回路实现全功率的自然循环冷却,不需要任何外加动力,没有较易损坏的转动部件——主循环泵,运行可靠。反应堆最重要的安全系统——余热排出系统,也采用被动式余热载出,即自然循环冷却方式,因此,无外动力电源仍可长期维持堆芯冷却,确保堆芯安全。

(3)可靠的停堆保护系统 供热堆控制棒采用了新型水力传动系统,控制棒没有伸出压力壳,不会发生弹棒事故。在停电、停流、断管等故障情况下,均可靠重力自动落棒停堆,保证失效安全。同时,还设置了一套独立的注硼停堆系统,并具备泵注硼和氮气注硼两种方式,进一步确保了实现停堆的可靠性。

(4)运行参数低,热惯性大 低温堆在低压、低温、低功率密度下工作,一回路工作压力仅约为压水堆电站的1/10,堆芯体积比功率约为压水堆电站的1/3,燃料元件运行温度低,破损几率小。并且该堆具有较高的负温度系数,当功率增加时会自动引入负反应性,抑制功率的增长。加上堆内装有大量的欠热水,热容量大,在瞬态工况或事故工况下,过程参数的变化比较平缓,使堆具有优良的自稳定性和自调节性,增加了堆的失事安全性。

(5)设置隔离回路 反应堆输热系统采用三重回路设计,即在主回路和热网回路之间设置了中间回路,把反应堆冷却剂与热网隔开。由于中间回路运行压力高于主回路,再加上多种辅助的监测防护措施,可有效地防止放射性水污染热网回路。

(6)系统简单,操作方便 对任何设计基准事故,保护逻辑系统一律只自动触发两种动作,即停堆和打开余热排出系统的阀门,从而大大降低了误动作的可能性。并且,即使在超基准事故下(如ATWS事故叠加注硼失效或叠加安全阀不回座等),也能在相当长的时间(几小时至几十小时)内维持堆芯不裸露,这样,操纵人员就有足够时间采取临时应急措施缓解事故后果,如向堆内补水和通过其他途径向堆内注硼等。总之,是十分安全的。

5. 对环境排放的放射性

由于低温供热堆在设计上采取了以上可靠的安全措施,能保证用户的安全,在正常运行工况下,对周围居民的放射性剂量只有天然本底的1/6000,是相同热功率的燃煤锅炉排放放射性的1%。由分析表明,即使发生最严重事故时,向环境排放的放射性对居民造成的放射性剂量也只有0.3mSv,低于天然本底,远低于苏联规定的允许标准100mSv。对周围居民不会造成不利影响。

四、5兆瓦低温核供热试验堆的技术攻关、研制和建造

1. 供热堆技术关键的突破

低温核供热工程,属于现代复杂的系统工程,有一系列尖端项目亟待攻克。为了闯出我国核能利用的新途径,工程技术人员始终把突破技术关键放在首位。工程质量是5兆瓦供热堆安全可靠运行的保证,新技术、新设备都要一丝不苟地进行大量实验,每个环节都要力争做到万无一失。通过大量的科学试验,各学科相互配合,国内各兄弟单位的支持和协同作战,使各项关键技术都取得了突破性进展。

(1)单相及两相流自然循环热工水力学实验研究 此项研究是与瑞士EIR研究所合作完成的,解决了5兆瓦供热堆循环能力与堆结构的关系,探讨了其稳定性规律,也解决了瑞士10兆瓦堆的相应问题,达到了国际先进水平。

(2)新型水力学控制棒系统的研究 先后建立了五座大型试验台,从传动机理到工程应用进行了大量的试验研究,取得了国际水平的成果,并获得了我国首批专利。

(3)控制棒超声波位置指示器的研究 这是利用声纳原理测量控制棒位置,在反应堆上还属首次应用,并获得了国家专利。

(4)硼注入堆芯内传质机理的试验研究 该项试验解决了堆芯内硼溶液的传质过程,验证硼溶液在堆芯下部注入后,可在规定时间内实现安全可靠的停堆。

(5)主热交换器流动阻力的试验研究 由于主热交换器结构的特殊性,利用激光测速的方法,并用相似原理对其模型的流动阻力进行试验研究,使其主换热器水力学性能测定得到较好的解决。

(6)失冷事故的研究 对两类断管事故工况(堆顶引出管断裂和注硼管断裂)冷却剂流失状况研究表明,5兆瓦供热堆不会发生堆芯裸露事故。

(7)简易装卸机水力自动抓取机构的试验研究 用于燃料元件装卸时的自动抓取和释放。

(8)安全壳电缆穿墙贯穿件的研究

(9)堆内中子通量及中子噪音测量的研究

(10)小型反应堆物理计算软件及实验的研究 由于小型反应堆泄漏大,通常物理计算不够准确,为此改进了计算软件,并用零功率装置进行实验验证。计算结果与实验数据符合很好。

(11)堆内流量测量涡轮流量计的研制

(12)燃料元件盒的研制 我国自己研制的第一批铈-4燃料元件方盒的精度达到国际水平。

(13)供热堆计算机软件的开发 共开发了供热堆物理、热工和结构等12种计算机软件。

(14)控制系统“0”故障概念设计的研究

(15)反应堆图像显示系统的研制

以上成果为5兆瓦供热堆提供了设计的基础和科学的依据,并为今后大型商用供热堆建设创造了条件。

2. 5兆瓦供热堆的建造

建造的整个过程包括部件、设备的加工制造和装配、土建施工、部件和设备的安装以及有关试验。

1985年,5兆瓦供热堆的设计工作基本完成,主要设备进入加工阶段,1986年3月开始核岛混凝土浇注,工程正式进入建造阶段。1987年9月主体工程基本完工,并获得优质工号。1987年9月至1989年4月进行了全部系统及设备的安装,共安装了21个主系统、35个子系统、工艺设备319台、电器设备132台、阀门903个、仪表277只、铺设电缆2.6万多米、电线3.14千米。

以上工作均按建造期间质量保证大纲要求进行,并对安装检查和试验结果进行了分析和评价。安装质量取得了核工业总公司评定的全优工程称号。

5兆瓦供热堆建造具有两个特点:

(1)全部设备、部件、材料立足于国内 由于供热堆采用了自然循环方案,省去了加工工艺复杂、价格昂贵的一回路密封泵,同时提高了运行的可靠性。由于采用低温、低压参数,压力壳,安全壳的厚度可以薄得多,焊接也较容易、材料耐腐蚀要求都容易满足。国内厂家完全可以胜任此建造任务。因此,供热堆所需要的几乎全部设备(除计算机采集站、裂变室及少量仪器外),都是我国自行制造的,节省了大量投资,大大降低了造价。

(2)核供热堆建造周期短 由于核供热堆与核电站相比,系统大大简化,明显地缩短了建

造周期。5兆瓦供热堆从1986年3月开始建造，到1989年9月批准装料只用了三年半时间。预计200兆瓦商用供热堆设计和建造周期为5年。这将为我国核供热事业的迅速发展创造了有利条件。

五、5兆瓦低温核供热试验堆的调试和运行

初始调试是供热堆供暖运行前重要阶段。此阶段将对供热堆的主要系统和部件的设计、制造、安装等的质量及功能进行全面的综合验证。

5兆瓦供热堆的调试工作是从1989年5月开始的，同年10月9日完成首次装料，11月3日首次达到临界，12月20日完成满功率连续运行100小时的试验。

初始调试分为A、B、C三个阶段：A阶段指装料前的所有各种调试试验，即A₁阶段的单项试验、A₂阶段的冷态综合调试和A₃阶段的热态综合调试。A阶段共进行65项试验。

B阶段试验包括B₁阶段的反应堆装料、B₂阶段的反应堆的物理启动、B₃阶段的低功率($\leq 10\%$ 满功率)试验。

B₁阶段反应堆装料，是以在中科院上海原子核研究所作过的1:1零功率试验作为参考并严格按装料程序在物理专业人员监督下进行的。

B₂阶段是利用反应性外推法达到临界的。功率为10W。首次临界条件为：温度22℃，压力0.45MPa。

B₃低功率试验阶段，进行了停堆、功率水平测试、控制棒刻度、余热排出功能等十几项重要试验。

C阶段为功率试验阶段，将堆功率依次由10%提到100%，在各个功率阶段上进行了预先规定的试验。如剂量水平测定、水质检查、保护整定值检查、热功率刻度、功率系数测定、负荷跟随试验和满功率100小时试验等。

整个调试工作是按调试大纲要求进行的。调试阶段所依据的文件有《5兆瓦核供热站初始调试大纲》、《5兆瓦核供热站A阶段调试规程》、《5兆瓦核供热站B阶段调试规程》和《5兆瓦核供热站C阶段调试规程》。这些文件都经国家核安全局审查认可。此外调试中还遵照并验证了《5兆瓦核供热站运行规程》和《5兆瓦供热站技术规格书》等文件的规定。

国家核安全局在调试中选定了12项与安全有关的试验进行了现场监督和见证。这些试验项目有：电气系统调试、压力壳水压试验、压力边界密封试验、安全壳密封试验、控制系统试验、备用补水系统试验、控制棒驱动系统试验、正常注硼方式试验、备用注硼方式试验、余热排出系统试验、中间回路系统试验、流出物放射性监测和取样系统试验。

全部调试工作完全按照国家核安全局有关的规定进行。85项调试结果表明：

(1)5兆瓦供热堆各系统的功能均达到了预期的设计目标，满足反应堆安全运行的需要。

(2)达到了该堆各项综合设计指标，并证明该堆具有优良的运行性能及可靠性。

(3)通过堆的负荷跟随试验、失去热阱不停堆试验、负温度系数测定、非能动式的余热排出功能试验和控制棒停堆试验等，证明了该堆具有良好的固有安全性以及很好的自稳定性和自调节性。

(4)5兆瓦供热堆运行中废水、废气的排放剂量远低于国家规定的限值。热网载热剂的放射性浓度为本底水平，因此对外界环境和人不会造成辐射损害。

六、安全审评概况

5兆瓦供热堆的安全审评工作是我国首次根据《核设施安全监督条例》，且在国家核安全局直接领导和主持下进行的完整的安全审评过程。由于供热堆是一种新的堆型，具有一系列先进的设计特性，因而国内外均无成熟、完整的安全法规和标准可循。5兆瓦供热堆设计建造较早，我国正式实施核装置的许可证制度时，该堆施工设计已经完成，设备和部件均已投产或订货，因此，在审评标准的掌握方面存在一些实际问题。于是，国家核安全局确定了审评的基本原则，规定了堆设计的安全功能必须满足的条件：

(1) 在运行工况和事故工况下，均能达到停堆，并能维持其安全停堆条件；

(2) 在停堆后能有效地排出余热；

(3) 在预计运行事件和事故工况下能有效地防止放射性物质外泄，并限制其产生的后果。放射性物质向环境的释放符合合理达到的低水平原则。

从而形成审评的侧重面，即着重审查安全停堆、余热排出、放射性物质释放和供热堆固有安全性方面的问题。

审评工作分为三个阶段：

(1) 1987年进行了安全预审工作，其中包括建造阶段质量保证工作的检查和监督，目的在于熟悉和掌握该堆设计和建造情况，为最终安全分析报告的审评作好准备，在预审阶段确定了最终安全分析报告的格式和内容。

(2) 1988年3月至1989年5月先后完成了环境影响报告书、应急计划和最终安全分析报告的审评，认为5兆瓦供热堆具有良好的固有安全性，满足核安全的所有标准，对环境的影响远低于国家规定的限值，应急措施是合理可行的。

(3) 自1989年5月起进行调试阶段(A)的检查和监督、应急演习和操纵员考核等，认为该堆“满足核安全的基本要求，不致对工作人员、公众和环境造成辐射损害及污染”。因此国家核安全局于1989年9月28日颁发了首次装料批准书。在国家核安全局直接监督下，1989年12月16日达到满功率运行，完成了满功率运行72小时的试验，完成了整个初始调试阶段的安全监督。

安全局聘请近百名专家用约1年半的时间认真审评和审查了300多万字的各种技术报告。主要审评的文件有：《最终安全分析报告》、《环境影响评价报告》、《质量保证大纲和执行程序》、《调试大纲和调试程序》、《运行系统管理规程及应急计划》等。

七、供热堆的综合利用

为了改善核供热堆的经济性和扩大应用范围，目前利用5兆瓦供热堆研究基地，正在开展核供热堆综合利用的研究，其中包括：

(1) 工艺供热 工艺供热主要是提供120~200℃的低压蒸汽，可以用来熬盐、煮糖、石油工业中稠油热采或输油伴热以及海水淡化等。供热堆实现工艺供热，本身无需太大改动，即可满足要求。

(2) 制冷 利用核供热堆在夏季可实行溴化锂制冷。溴化锂制冷所需要的参数范围，正是目前低温供热堆所提供的范围，只需将配套发展研究工作做好，很快就可以投入应用。

(3) 低温发电 将现有低温供热堆稍加改进,即可在供热同时生产少量电力,或冬季供暖,或夏季发电。

(4) 辐射能的利用 可以设置一些专门辐照装置,利用中子和 γ 辐射的能量,可用于物质改性、消毒,中子活化等。

此外,核供热堆还可以作为舰船上小型核动力装置,提高舰船的续航力等。

上述各项研究,在不久的将来便会在低温供热堆上得到很好的应用。

八、供热堆发展前景

发展低温核供热具有很好的社会效益和经济效益,低温核供热堆是一种安全、清洁、经济的理想热源。以核代煤,为城市居民供暖将是改变我国能源结构的一项有效措施。

目前已有不少北方城市如哈尔滨、沈阳、大连、齐齐哈尔、兰州、北京、天津等将核供热纳入城市建设发展规划,有些已开展了预可行性分析。一些南方地区如江苏、福建、四川、武汉、上海等省市也为利用低温堆的热能进行了制冷、煮盐、熬糖和海水淡化等研究工作。石油部门准备应用核供热进行稠油热采及管网加热。总之,可以预期在不久的将来,低温供热反应堆在我国将有较大的发展,前景是十分广阔的。

海洋温差热能利用的新途径

——雾滴提升循环

• 吴 文

一、引 言

雾滴提升循环(MLC)是为开发利用数量庞大的海洋温差热能而提出的一项新技术。此项循环系统的设备比现有的开式蒸汽循环的要简单,主要优点是采用了小尺寸的水轮机取代原有的蒸汽轮机来带动发电机向外界输出电能,同时也取消了大尺寸的蒸发器。由于水的密度是同温同压下饱和蒸汽密度的千倍以上,所以当单位时间内质量流量相同时,水轮机的尺寸仅为蒸汽轮机的几十分之一,这样就可省掉很大一笔主要成本。

地球赤道南北纬度 30° 以内的海水,其表层部分常年吸收太阳的辐射能量,温度为 $25^{\circ}\sim 30^{\circ}\text{C}$,形成一个热源;800米以下的深层温度,则常年保持为 $3^{\circ}\sim 6^{\circ}\text{C}$,形成一个冷源。有人估计^[1],由这样的热源和冷源形成的温差热能,全球的理论储量为 $(1.3\sim 3.0)\times 10^{24}$ 焦耳,相当于标准煤约40~100万亿吨的热量,大于全球煤炭的探明储量10万亿吨的热量,数量十分庞大。我国海洋温差热能集中在南海海域。据估算^[2],理论储量为 1.3×10^{22} 焦耳左右,折合标准煤约4000亿吨,为我国煤炭全部保有储量的3/4左右,数量也是非常可观的。研究雾滴提升循环,来开发这种热能,是一件十分重要的事。

海洋温差热能是一种可再生能源,热源终年稳定,可自由取用,而且没有三废污染。从长远利益着眼,开发利用海洋温差热能,既可保证能源的供应,又可保护生态环境。这两方面的优点是煤、油等常规能源所无法比拟的。

• 吴 文 中国科学院广州能源研究所研究员

雾滴提升循环是于1977年由美国里奇韦 (Ridgway) 首先提出的^[3], 并得到了美国能源部的资助。里奇韦和他的同事们进行了实验和理论研究^[4], 在有效高度为4米的提升实验台上, 验证了这个设想, 并获得了一些基本数据。日本东京工业大学的森康夫教授等于1982年, 在有效高度为2.63米的提升实验台上, 也获得了肯定的结果^[5]; 并预计可能达到的提升高度为300米。中国科学院广州能源研究所的吴文等, 自1986年起, 得到国家自然科学基金会的资助, 开展了雾滴提升循环的基础研究^[6], 建成了目前世界上最高的有效高度为20米的提升实验台。研究结果表明, 雾滴提升循环在技术上是完全可行的, 其经济性则与全系统的净输出功率的多少有关。

二、作用原理

雾滴提升循环系统如图1和图2所示。图1是里奇韦为开发利用海洋温差热能而设计的雾滴提升循环(MLC), 图2是中国科学院广州能源研究所为开发利用其他低温热源而提出来的推广型雾滴提升循环(MMLC)。这些低温热源有工业余热、地热水和太阳能热水等。它们的温度多在 $60^{\circ}\sim 110^{\circ}\text{C}$ 之间, 远高于海洋表层温度, 而且数量也相当可观。MMLC是开发利用这些低温热源的一个有效新途径。

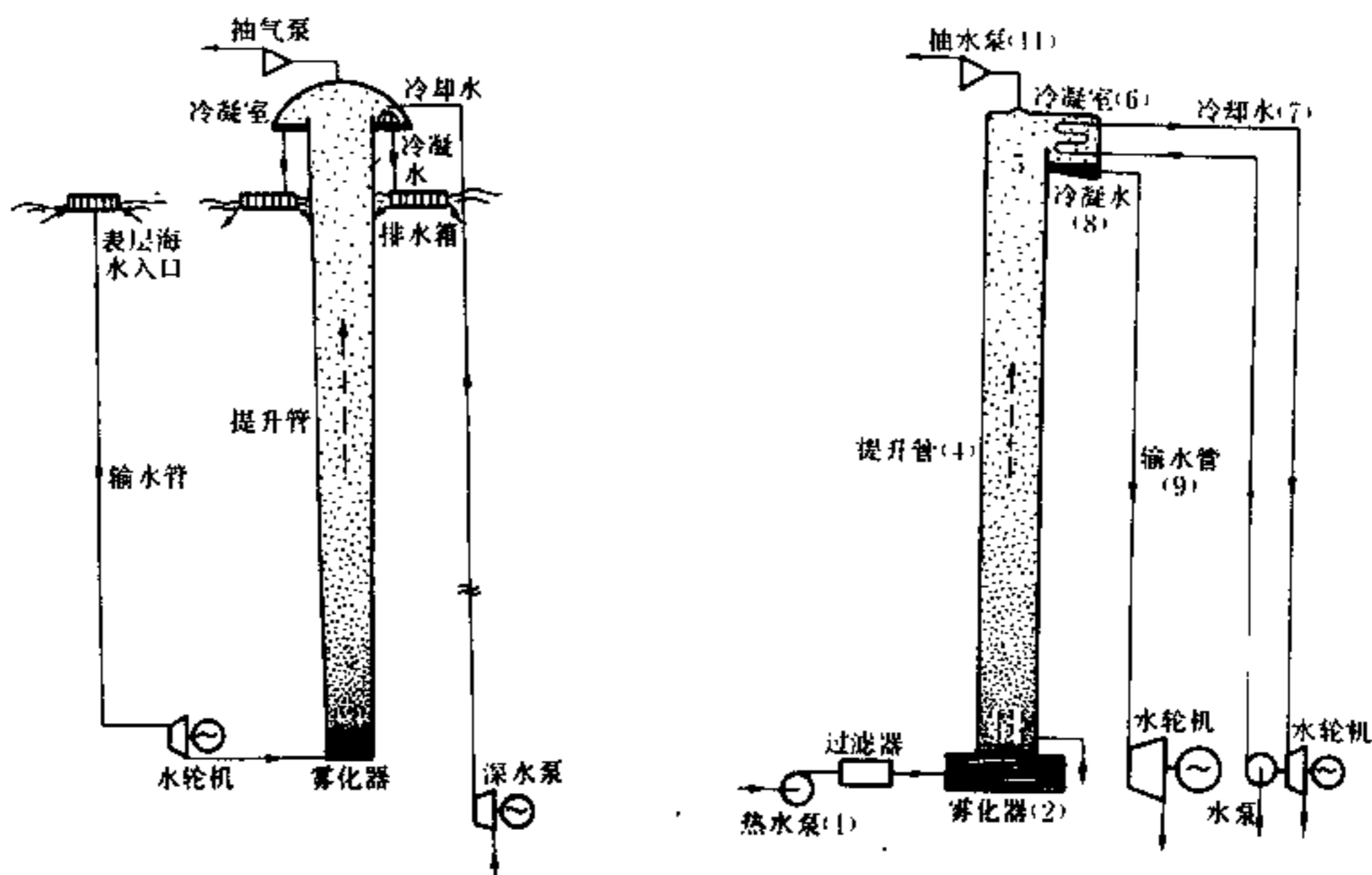


图1 开发利用海洋温差热能的雾滴提升循环—MLC

图2 开发利用其他低温热源的雾滴提升循环—MMLC

MMLC系统同MLC系统主要差别在于水轮机的位置安排上。在MMLC系统中, 水轮机放在提升管的下游, 而在MLC系统中, 水轮机则放在提升管的上游, 但两个系统的作用原理, 基本相同。现在让我们根据图2了解一下MMLC系统的作用全过程。

低温热水自热水泵(1)送入雾化器(2),热水在雾化器出口处(3),形成(液滴/蒸汽)两相体。此处两相体干度一般为2~7%。所谓干度是指蒸汽质量与两相体总质量之比。此处蒸汽所占的质量比虽然小,但是它所占的容积比却很大,通常均大于99%。换言之,微小的液滴四周全被蒸汽所包围。在提升管(4)底、顶部压差的推动下,蒸汽向上升起。同时通过摩擦力作用,蒸汽带动液滴一同上升。在上升过程中,两相体的压强和温度逐渐下降。液滴继续蒸发,两相体的干度、容积流量和速度则继续增加。到达顶部(5)处,两相体在冷凝室(6)内被冷却水所冷却,全部变为冷凝水(8),经输水管(9)送入水轮机(10)做功,完成了循环。通常冷凝室内聚集有不凝结气体,如空气和CO₂等,为使顶部压强不致因不凝结气体聚集过多而有所增加,用抽气泵(11)与顶部相接,抽出不凝结气体,这要消耗一部分功率。在提升过程中,与管壁接触的蒸汽,将受到冷却而凝结成水,从提升管下端(12)排出,其排量应尽量设法减少。

提升管底部与顶部的压强差(p_3-p_5),是推动两相体向上运动的原动力,而底部和顶部的压强,却分别由底部的热水温度 T_3 和顶部冷却水温度 T_7 所决定。因而,(T_3-T_7)的差值越大,(p_3-p_5)的差值也越大,从而使两相体向上运动的动力也越大。这就说明MMLC比MLC更具有开发前景。

在MMLC和MLC两个系统中,水轮机、水泵、冷凝器和抽气泵等,都是成熟的设备,只有提升管和雾化器是需要研究的新部件,初步看来,它们的结构也不复杂。

MLC系统是为安装在海水中而设计的,它需要选择建台地址以获得热水源和冷却水源。我国南海的中沙群岛及西沙群岛周围海域以及台湾东侧海岸花莲县的和平溪口和台东县的樟原,有较深的冷水区,适宜建站。MMLC系统可以建在陆地,只要有合适的低温热源和冷却水源,就可建站。

三、关键技术问题

现就整个循环的主要部分——雾化过程和提升过程作一介绍(提升过程是整个循环的关键所在)。

1. 雾化过程 高压热水进入雾化器底部,通过钻有多个小孔的雾化板,在板的上方形成(液滴/蒸汽)两相体。雾化板厚度约为1毫米,小孔直径为0.1毫米左右,可利用激光打孔制成。在雾化板出口处,产生许多颗粒大小不同但约为小孔直径2倍左右的液滴群。雾化的同时也是蒸发的过程。由于高压热水突然进入低压区,约有2~7%的水蒸发为蒸汽。未蒸发的液滴大小在0.1~0.4毫米之间。液滴蒸发所需的热量取自液滴本身。

实验表明,通过雾化板后,热水的压强和温度均有较大的下降。雾化器内与提升管顶部间的压强下降值(p_2-p_5)的97%左右以及温度下降值(T_2-T_5)的75%左右,均发生在通过雾化板的极小距离内。当进口压强相同时,95℃的热水若与65℃的热水相比,则能得到较大的干度和较小的液滴群。这就是说,95℃热水比65℃热水可获得更高的提升高度。当进口热水压强 p_2 保持不变时,雾化板后两相体的干度 χ_2 将随着进口温度 T_2 的增加而增加。当进口热水温度 T_2 保持不变时, χ_2 将随着 p_2 的增加而减小。

雾化板的小孔直径较小,常易堵塞。为使系统能连续长期运行,就要求对进口热水有良好的过滤处理。有人提出,在运行过程中,可采用超声波清洗方法来保持小孔畅通。

2. 提升过程 提升管底部形成的两相体,在上升过程中,液滴受到的作用力有底、顶

部的压差力 $\left(\frac{dp}{dz}\right)$ 、重力 F_g 、蒸汽上升带动的摩擦力 F_f ，以及液滴本身蒸发产生干度变化所引起的动量差。在这里我们考虑液滴离散于蒸汽之中，略去了壁面的摩擦力，这些力综合作用在液滴上，引起液滴在高度方向 z 的加速度 $\frac{dV_l}{dz}$ 可写如下式：

$$(1-\alpha)\rho_l V_l \frac{dV_l}{dz} = (1-\alpha)\frac{dp}{dz} - (1-\alpha)\rho_l g + F_f - (1-\xi)(V_g - V_l)G\frac{dx}{dz}, \quad (1)$$

上式中 ρ 、 V 、 p 、和 x 分别为密度、速度、压强和干度，下标 l 和 g 分别代表液滴和蒸汽。 α 、 G 和 ξ 分别是两相体的空度、质量流量和动量差系数。 g 为重力加速度。里奇韦等通过对上式中各项量级大小的分析，找出主要项是作用于(液/汽)交界面上的摩擦力 F_f 。而 F_f 的绝大部分用以加速液滴，少量用以克服重力。当然， F_f 值的大小与液滴-蒸汽间的速度差值成比例。通常液滴越大，速度差值越大。在提升管下部，两者速度差较大。森康夫等根据测量数据算出的差值为30~45米/秒。随着高度的增加，差值有所减小。里奇韦等给出在整个提升管高度内，速度差值的平均值为7~27米/秒。

同样，我们可以写出同式(1)相仿的蒸汽动量方程；此外，还可写出两者的质量守恒方程、能量守恒方程，以及蒸汽的状态方程。有了这些方程，再选用两个半经验常数，就可以上电子计算机进行数值求解。中国科学院广州能源研究所江晴的理论计算表明，进口热水温度为93℃时，直径小于0.8毫米以下的液滴均可向上升起。但如进口热水温度降至37℃时，则只有小于0.2毫米以下的液滴才能被带动向上升起。同时计算结果表明液滴与蒸汽间的速度差为5米/秒时，两者间即可保持稳定运动。

另外一些实验结果显示出，两相体在上升过程中的平均温度随着高度呈线性下降，直至顶部。平均温度的下降率为每米0.16~0.25℃，其值与热水进口温度和压强，以及冷却水温度和流量有关。

提升高度

雾滴提升循环输出功率的大小，与实际有效提升高度 H_e 成正比。设法增大 H_e 值是循环研究的一个重要课题。迄今为止，还没有一个正确计算 H_e 的可靠方法。至于理论提升高度 H_t ，也有不同的估算方法。一个估算方法是从最大可用功(焓)出发，得出下式：

$$H_t = 427 \left[(T_3 - T_7) + T_3 \ln \frac{T_2}{T_3} - T_7 \ln \frac{T_2}{T_7} \right], \quad (2)$$

上式中 T_2 、 T_3 和 T_7 分别是热水进口、雾化板出口和冷却水的温度。 T_2 和 T_7 为给定值， T_3 可参考一些实验数据选用。表1是两个低温热源和一个海洋温差热源按式(2)进行计算的结果。

从表1看出，90℃和70℃的两个低温热源的 H_t 值分别为1111米和571米，均大于海洋温差热源25℃的220米。再次说明低温热源更有开发前景。表1中三个理论值都较大，很有吸引力。当然，实际能达到的有效高度 H_e 要远小于 H_t 。

表 1 理论提升高度 H_i 的三个算例结果

热源	进口热水 温度 T_2		冷却水 温度 T_7		雾化板出 口温度 T_3		$T_7 \ln \frac{T_2}{T_3}$	$T_7 \ln \frac{T_2}{T_7}$	H_i
	℃	K	℃	K	℃	K	K	K	米
低温 热源	90	363	30	303	47	320	40.346	54.743	1111
	70	343	30	303	43	316	25.908	37.571	571
海洋温 差热源	25	298	5	278	15	288	9.830	19.313	220

冷 凝

在雾化和提升两个过程之后, 还有冷凝过程。使两相体全部变为液态水的冷凝方式有两种: 一是采用高效表面冷凝器; 二是采用直接喷淋。在MLC系统中, 如果采用表面冷凝, 还可得到蒸馏水, 这在缺水的海岛上, 极为适用。

流量提升比 π

两相体与提升管壁面接触所产生的凝结水, 无作功能力, 这是个损失。达到提升管顶部的两相体质量流量 G_5 与进口热水流量 G_1 之比, 称为“流量提升比 π ”。在今后的研究中, 应使 π 值尽可能增大, 也就是说尽可能使壁面冷凝水的流量减小。目前, 实验室中的提升管尺寸均较小。在截面积80毫米×150毫米的长方形提升管实验中, 所得到的 π 最大值为0.90。在实际应用时, 提升管尺寸加大, π 值也将有所增大。

四、输出功率与经济性

推广型雾滴提升循环MMLC的净输出功率 N_0 , 应是水轮机输出功 N_{10} 扣除冷却水耗功 N_7 、进口热水泵耗功 N_1 和抽气泵耗功 N_{11} 后的余量:

$$N_0 = N_{10} - N_7 - N_1 - N_{11}, \quad (3)$$

其中冷却水可以用来推动水轮机, 回收一部分功率 N_{7T} 。因此, N_7 应是冷却水泵耗功 N_{7p} 与 N_{7T} 之差, 即 $N_7 = N_{7p} - N_{7T}$ 。根据图2, 在略去抽气泵抽走的两相体流量 G_{11} 之后, 各处流量之间, 将有如下关系式:

$$G_1 \approx G_8 + G_{12}, \quad (4a)$$

$$G_8 = G_{10} \approx G_5. \quad (4b)$$

同时, 式(3)右侧前三项可分别表达为

$$N_{10} = \eta_{10} G_{10} H_c, \quad (5a)$$

$$N_T = N_{7p} - N_{7T} = G_7 H_c \left(\frac{1}{\eta_{7p}} - \eta_{7T} \right) \quad (5b)$$

$$N_1 = \frac{G_1 (p_2 - p_1)}{\eta_1 \rho_1} \quad (5c)$$

以上三式中 η 为效率。将以上三式代入式(3)可得

$$N_0 = \pi G_1 H_c \left[\eta_{10} - \left(\frac{1}{\pi} \right) \left(\frac{G_7}{G_1} \right) \left(\frac{1}{\eta_{7p}} - \eta_{7T} \right) \right] - \frac{G_1 (p_2 - p_1)}{\eta_1 \rho_1} - N_{11} \quad (6)$$

为使系统有净功率输出,即 $N_0 > 0$,就要求式(6)右侧的第一项必须大于零,即

$$\eta_{10} - \left(\frac{1}{\pi} \right) \left(\frac{G_7}{G_1} \right) \left(\frac{1}{\eta_{7p}} - \eta_{7T} \right) > 0 \quad (7)$$

在给定 η_{10} 、 η_{7p} 、 η_{7T} 以及 π 值之后,根据式(7),可以看出,冷却水流量与进口热水流量的比值(G_7/G_1)将存在一个最大值。如果超过这个最大值, N_0 将小于零,系统将无净功率输出。这个最大值可表示为

$$(G_7/G_1)_{\max} \leq \frac{\pi \eta_{10}}{\left(\frac{1}{\eta_{7p}} - \eta_{7T} \right)} \quad (8)$$

表2是在给定 $\pi = 0.96$ 情况下, $(G_7/G_1)_{\max}$ 随 η_{10} 、 η_{7p} 和 η_{7T} 的变化情况。

表 2 $\pi = 0.96$ 时 $(G_7/G_1)_{\max}$ 的不同数值

水轮机效率 η_{10}	冷却水泵效率 η_{7p}	冷却水水轮机效率 η_{7T}	$1/\eta_{7p}$	$\pi \eta_{10}$	$(G_7/G_1)_{\max}$
0.86	0.80	0.86	1.250	0.8256	2.117
	0.82	0.86	1.2195	0.8256	2.296
0.88	0.82	0.86	1.2195	0.8448	2.488
	0.84	0.86	1.1905	0.8448	2.271
0.90	0.84	0.90	1.1905	0.864	2.974
	0.86	0.90	1.1628	0.864	3.288

表2中的 (G_7/G_1) 数值可参考现有火力发电站中的已有数据,然后对水轮机和水泵的选择提出相应的要求。

另一方面,从冷却两相体使之全部变成液态水的要求来考虑, (G_7/G_1) 又存在一个最小值。如果低于这个最小值,冷却水流量将不足以带走两相体中蒸汽凝结为水时放出的潜热量 h_{fg} 和液态水自 T_5 冷至 T_8 时放出的显热量。具体的表达式为