

马昌文 编著

核能利用的新途径

——低温堆核能供热

科学出版社

3

核能利用的新途径

——低温堆核能供热

马昌文 编著



科学出版社

1997

71170/22 内 容 简 介

核供热反应堆可用于城市供暖、工厂工艺供热、热电联供、海水淡化、夏季制冷等方面。由于它安全、简单、运行可靠,因此对解决我国局部地区能源短缺、运输紧张及环境污染等问题具有重要的意义。我国自行设计、发展和建造的核供热堆是世界上最先投入运行的此类型反应堆,这使我国步入了这一领域的先进行列。

本书阐述了核能供热的意义,国内外各式核供热反应堆的发展现状,并结合作者及国内外同行最新的研究发展工作,对壳式供热堆及池式供热堆的工作原理、主要特点、技术关键、设计、运行及经济分析作了较为深入、系统、全面的论述。书中还介绍了核供热反应堆在热电联供、海水淡化、制冷供热等综合利用方面的发展研究工作。

本书对于打算建造核供热站的单位领导和决策人、技术人员、设计和研究人员以及高等院校有关专业的师生,都很有参考价值。

图书在版编目(CIP)数据

核能利用的新途径——低温堆核能供热/马昌文编著. -北京:
科学出版社,1996.12

ISBN 7-03-005069-X

I. 核… II. 马… III. 供热堆 IV. TL413

中国版本图书馆 CIP 数据核字(96)第17023号

科学出版社出版

北京东黄城根北街16号

邮政编码:100717

中国科学院印刷厂印刷

新华书店北京发行所发行 各地新华书店经售

1997年5月第一版 开本:787×1092 1/16

1997年5月第一次印刷 印张:20 1/4

印数:1—500 字数:471 000

定价:42.00元

前 言

核能供热是 20 世纪 80 年代以后才发展起来的一项新技术,这是一种安全而又清洁的能源,可以取代煤作为低温热源,因而在世界上受到愈来愈多的重视.

我国是一个产煤大国,1994 年原煤产量达 11.87 亿吨,居世界第一位,但国民经济高速发展,尽管煤产量也很高,仍难以满足需要.加以煤资源的分布很不均衡,煤多集中在山西、内蒙古、陕西等内陆省区,而东部沿海工业较发达、人口较稠密的地区,常苦于能源不足,由此造成北煤南运、西煤东运的运输紧张局面.

在能源结构上,用于低温(如供暖等)的热源,占总热耗量的一半左右,这部分热多由直接燃煤取得,这样不仅降低了煤的经济性,而且造成比较严重的城市污染.因此,发展低温核供热对我国具有重要意义.

我国自 80 年代以来,已连续三个五年计划(“六五”、“七五”、“八五”)将低温核供热列为全国重点攻关项目,作者所在的单位——清华大学,作为这一项目的主要承担者,自 1981 年开始,先后进行了核能供热试验和一系列的供热反应堆的技术研究,在 1989 年建立了世界上第一座壳式供热试验反应堆.堆上采用了不少新的技术,获得了多项专利,并先后获得了国家科技进步一等奖,国家教委科技进步特等奖等多项奖励.预计核供热将在我国进一步推广.

现在,计划建造供热堆或意图建造供热堆的城市和单位已达数十个之多,各方面迫切要求有一部介绍核供热及其技术的专著以供技术人员和有关决策者参考,而就供热堆技术发展的承担单位而言,对这方面已进行的工作加以总结提高也是具有重要意义的.所以,作者不揣鄙陋,愿以此书献给有关领导和专家们.

此书实际上是清华大学核能技术设计研究院和其它有关兄弟单位的共同成果,作者只是和清华核研院的同事们和各有关兄弟单位的同志们一道为这一新技术的发展作出自己的微薄贡献.希望此书对核供热技术的发展能有所裨益.

马昌文

1995.3.1 于清华园

目 录

第一章 概论	(1)
第一节 供热反应堆的意义	(1)
第二节 核供热站与核电站的异同	(2)
第三节 核供热站的用途和前景	(7)
第二章 核供热站的发展及现状	(9)
第一节 核供热反应堆的分类	(9)
第二节 加拿大 SLOWPOKE 池式供热堆	(11)
第三节 前苏联(现俄罗斯)商用壳式堆及小功率池式供热堆	(11)
第四节 德国西门子供热堆设计	(27)
第五节 瑞典 SECURE 供热堆设计	(32)
第六节 法国 THERMOS 供热堆设计	(46)
第七节 瑞士 EIR 供热堆设计	(54)
第三章 壳式供热堆	(75)
第一节 壳式供热堆概述	(75)
第二节 5 MW 试验供热堆	(75)
第三节 200 MW 核供热示范站	(117)
第四章 池式核供热反应堆	(184)
第一节 概述	(184)
第二节 自然循环池式供热堆	(185)
第三节 强迫-自然循环池式供热堆	(196)
第五章 供热反应堆的运行	(255)
第一节 正常运行中的参数变化	(255)
第二节 供热堆的流动稳定性	(259)
第三节 反应堆的启动和停闭	(262)
第四节 变负荷时的控制调节	(264)
第五节 5 MW 供热堆运行试验	(265)
第六章 核供热堆的综合利用与经济分析	(275)
第一节 核供热堆综合利用的意义与前景	(275)
第二节 热电联供	(275)
第三节 供热与制冷	(292)
第四节 海水淡化	(298)
第五节 核供热堆的经济分析	(306)
参考文献	(314)

第一章 概 论

第一节 供热反应堆的意义

核供热反应堆是一种安全、清洁而又经济的能源。据 1985 年的统计,我国能源结构中,将近 70% 的能量是以热能形式消耗的。有关统计资料表明,以热能形式消耗的能量中,约 60% 是 120℃ 以下的低温热能(见图 1.1),所以低温供热在能源供应中占有十分重要的地位。而用反应堆供热,可以使用低温低压参数,在使反应堆安全性大大提高的同时,可显著地简化系统、降低造价、进一步改善核反应堆的经济性,收到用其所长、物尽其用的效果。核供热的主要意义如下。

1. 以核代煤,缓解煤炭的紧张状况

由于低温热能用量巨大,在我国以煤为主的能源结构中,必然形成低温热能是煤的最大用户之一。而我国煤藏虽然丰富,但人均拥有的煤炭资源只不过是世界平均值的 1/2,且分布很不均匀。我国的煤产区主要集中于山西、陕西及内蒙古。据了解,我国山西煤由于运力紧张,造成堆积时间过长,因而自燃造成的损失每年达相当大的数量,而东部地区,则常苦于能源不足,因此各有关部门正努力谋求以核供热来代替燃煤供热,缓解能源紧张状况。在我国北方城市内,建造一座 200 MW 的核供热站,可解决大约 300—400 万平方米建筑面积的供暖问题,能节约原煤约 25—30 万吨。

以核代煤,将替换下来的煤用作化工原料,这不仅从能源角度,而且从经济角度考虑也是更合理的。

以核代煤,还涉及到核燃料资源。据有关方面测算,我国核燃料贮量丰富,总的评价是:近期有富余,中期有保证,远期有潜力。目前,我国核能事业刚刚起步,核燃料生产能力供大于求。显然在以后的发展上也是有很大潜力的。

2. 净化环境,减少污染

我国北方很多大中城市环境污染严重,有的远超过卫生允许标准,酸雨、黑雨的报道时有所闻。

据已有调查分析表明,北方城市主要污染源来自煤炭燃烧。由于冬季要烧煤取暖,污染更为严重。以核代煤,减少污染是全世界面临的一个共同的问题。以核代煤对净化环境,减少污染的效果是十分明显的。如据法国估计,由于应用核能,1980—1989 年 SO_2 排放量大幅度降低,在 1989 年应用核能比不用核能的情况下 SO_2 排放量减小了 90% 以上。

据 1986 年统计,全国排尘量 2300 万吨,主要来自煤炭燃烧。全年排放 SO_2 1800 万吨,其中 87% 来自煤的燃烧,氮氧化物排放量达 400 万吨,二氧化碳的排放量更达到数 10 亿吨之多。

空气中二氧化硫形成的酸雨,是近年来有的地区树林大片坏死的主要原因。空气中的

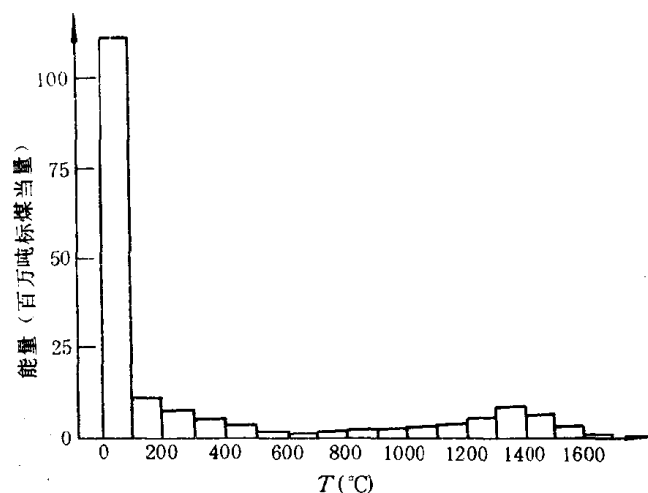


图 1.1 热负荷与温度的关系

大量烟尘及其它有害物质,造成有的地区乌烟瘴气,危害着城市居民的健康.二氧化碳大量排放所造成的温室效应,其长远后果更是难以估量,这已成为目前世界焦点之一.

据估计,一座 200 MW 的烧煤供热站每年排放二氧化硫约 4000 t,并且相对集中排放于供暖季节,烟尘排放量达数百万吨,二氧化碳排放量约百万吨而同功率的核供热站排出物相对来说却可以忽略不计.一座 200 MW 反应堆每年平均消耗的燃料(乏元件)不过 1 吨左右,在本供热站内贮存全部寿期内所燃耗的核燃料元件是不难实现的.其余排放物微乎其微.可见,用核供热站来取代燃煤锅炉房供热,将会显著减少有害物质排放,大大有益于改善环境卫生.这正日益受到广泛的重视.

3. 缓解运输紧张

由于工业发达、耗能集中的地区多在东部某些能源资源不足的地区,因而北煤南运、西煤东运势所难免,我国煤炭运输距离平均约为 430 km,这就造成了运输紧张.

据统计,我国煤炭运输占铁路运力的 40% 以上,占公路运输的 1/4 以上,占水运能力的 20% 以上.

据分析,一座 200 MW 的核供热站,每年可节约煤炭 25—30 万吨,这相当于大约 4000 多个车皮.另外,还有约 5 万吨灰渣,也需大约 1000 个车皮.有的城市要求的运煤量十分巨大,甚至达到运输上无法胜任的程度,而核燃料消耗量仅为 1 吨/年左右,相对来说,基本上不要求什么运力.这样,以核供热站代替烧煤锅炉房对缓和运输紧张是有很大大好处的.

综上所述,核供热的发展可改善我国能源结构,解决某些地区煤炭短缺,净化环境,保护人民健康以及缓解运输紧张等,其意义是很大的.

第二节 核供热站与核发电站的异同

核供热站与核发电站都是利用裂变原理释放核能的装置,其典型系统分别示于图 1.2 及图 1.3,因此它们有很多共同之处.但由于能源用户的不同,供能形式的不同,它们

也各有自己的独特之处. 这些特点与共同点对供热反应堆的选型和设计都有重要影响.

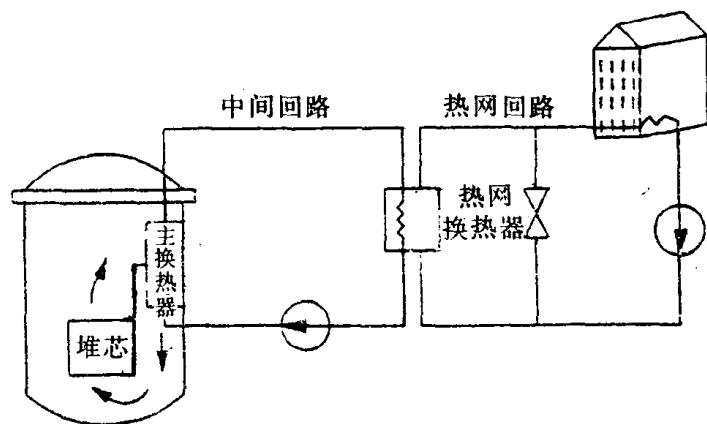


图 1.2 核供热站示意图

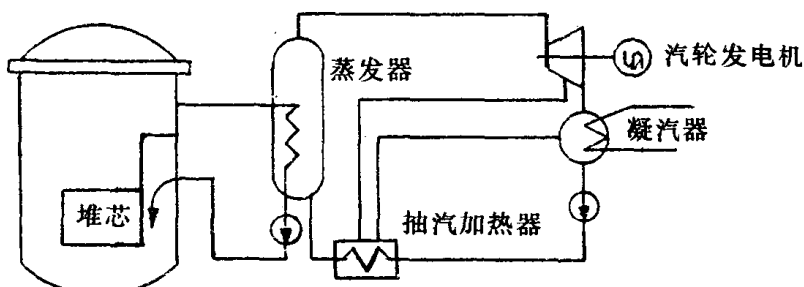


图 1.3 核电站示意图

典型的核供热站是一个三重回路的装置,如图 1.2 所示. 反应堆堆芯与主换热器置于压力壳内,堆芯发出的热量被载热质水流载至主换热器并传给中间回路的水冷却剂. 中间回路是一个闭合回路,它的作用是将堆芯回路传来的热量传输给热力网,同时又将带有放射性的堆芯回路水与热网水隔离开来. 中间回路冷却剂水自主换热器获得热量后,在热网换热器内将热量传递给热网水,受热后的热网水再将此热量放散于用户建筑物中.

典型的核电站,通常是一个二重回路的装置,如图 1.3 所示. 反应堆堆芯布置在高压的压力壳内,载热质用泵压送,经堆芯受热后流经蒸汽发生器,在那里将热量传给第二回路水,使其汽化,并将此蒸汽输往汽轮机发电,凝结水经凝水给水泵送回蒸汽发生器,从而完成循环.

下面将分别就典型的核供热站和核电站的特点与异同加以概述.

1. 核供热站和核电站的共同特点

核供热站和核电站都利用核反应堆作为能源,都是核动力装置,因此它们都具有核动力装置的共同特点.

1.1 重重设防,保证安全

核反应堆种类繁多,主要有压水堆、沸水堆、气冷堆、液态金属反应堆等,下面仅以应用最为广泛的压水堆为例加以说明。

典型的核反应堆通常由燃料元件组和吸收棒组成。燃料元件组又称燃料组件,是由几十根或上百根棒状燃料元件组成的正方形或六角形的棒束。许多个(例如数百个)组件排列在一起,构成反应堆的堆芯。堆芯淹没在水中。当中子进入堆芯后,由于与燃料核发生裂变反应,发出反应热并释出2—3个中子。这些新释出的中子又可以引发新的裂变反应。当消失的中子与生成的中子达到平衡时,裂变反应便不断持续下去,形成链式裂变反应。同时,可不断将产生的核反应热移出堆外,加以利用。用强烈吸收中子的物质造成的吸收棒,则用来吸收堆芯中的中子。当吸收棒插入堆芯时,大量中子被吸收,使燃料获得的中子数量减少,以致不能维持链式反应,从而使堆停下来。反之,将吸收棒抽出堆芯,就会使裂变反应加剧,反应堆发出的热量增加。可见,用吸收棒的插入或抽出,可以控制反应堆开停及升降功率。因此,吸收棒又称为控制棒。堆芯、燃料组件及控制棒的示意图见图1.4至图1.6。

核动力装置的共同特点之一是,裂变产生的大量核裂变碎片具有很强的放射性,因此,必须对此重重设防,不让放射性物质逸出,以免危害周围的居民。

放射性物质基本上集中在燃料元件内。燃料元件棒是一根密封的锆管(称为燃料的包壳),内装作为燃料的 UO_2 烧结块。相当部分的放射性物质被滞留于 UO_2 烧结块内,少量气态裂变产物虽然逸出烧结块,但仍被拘留于锆管内。所有的燃料组件又都被包容在密封的压力壳内。在有的情况下,还需在压力壳之外再包一层密封壳,即所谓安全壳或保护壳。这样,实现重重设防,不让放射性物质逸出。应该指出,核供热站借鉴压水堆核电站,这种重重设防的办法,已被证明是行之有效的,对于我们所讨论的典型核电站(压水堆核电站)来说,几十年运行过程中尚未发生过放射性大量逸出,以致危及附近居民健康的情况(包括迄今为止压水堆最大事故——三里岛核电站事故的情况在内)。

1.2 不断冷却,载出余热

存在剩余发热(又称余热)也是核动力装置的共同特点。

当反应堆停闭后,链式裂变反应停止,裂变反应热也就不再产生。但是,长期积累下来的裂变产物还在不断地进行放射性衰变,即还在不断地释放出能量,这就是剩余发热。尽管这一发热量相对于核反应堆的额定功率来说,是个很小的数值,不过(1—2)%,而且随着停堆时间的增长而不断减小,但因有的裂变产物半衰期很长,所以实际上可认为此一发热过程将永无休止地继续下去。若不及时将其载出,可能会造成严重的后果。这就是说,核动力装置在停闭以后,必须维持一个不断工作的冷却系统。这是核动力装置与普通动力厂不同的地方,因而它的设计上有其独特之处。

1.3 划出禁区,控制发展

核动力装置的另一个共同点是,为防止发生事故时放射性外泄伤害周围居民,要在动力厂四周划出一个控制发展区。区内不应有大量常住人口,便于必要时加以疏散。通常,在

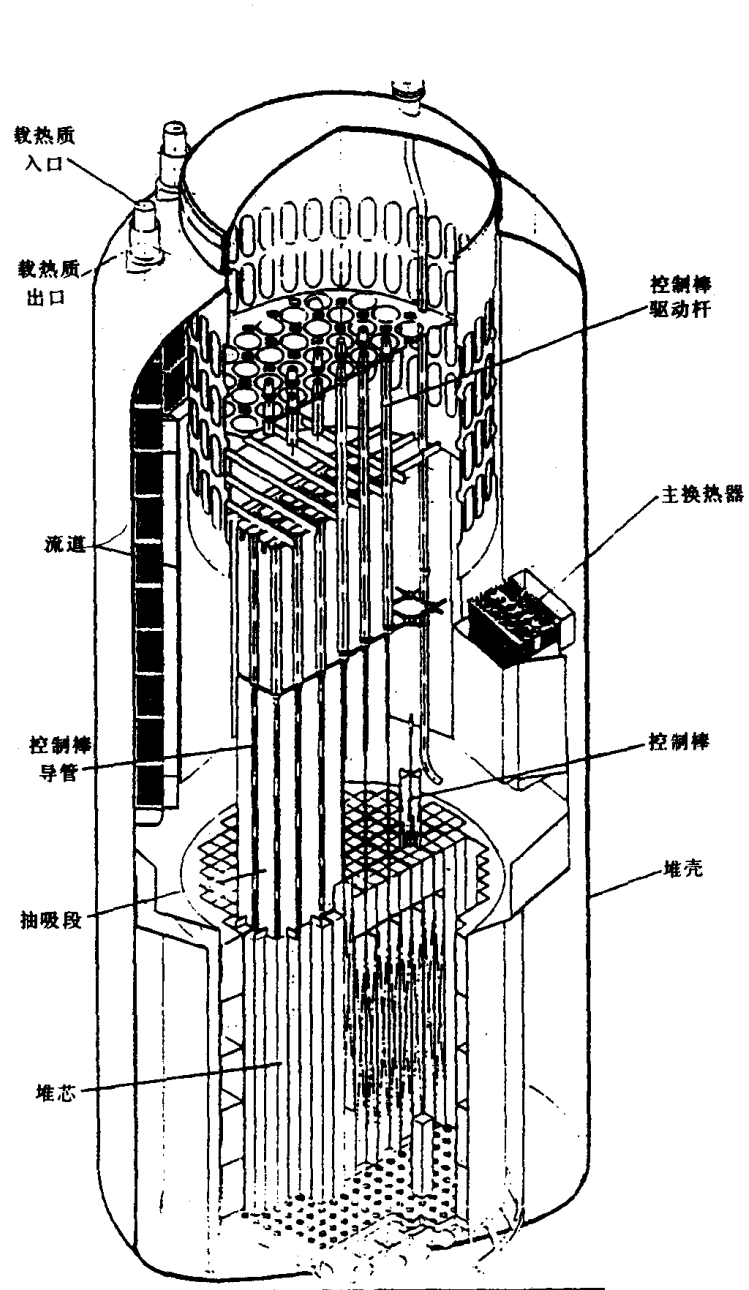


图 1.4 堆芯剖面图

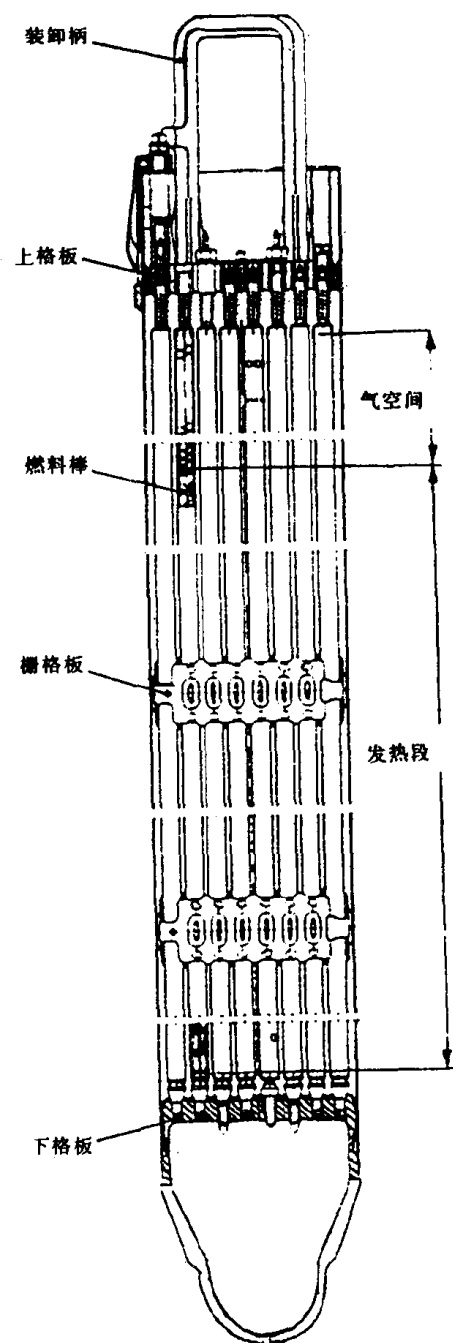
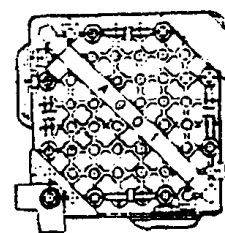


图 1.5 燃料组件图



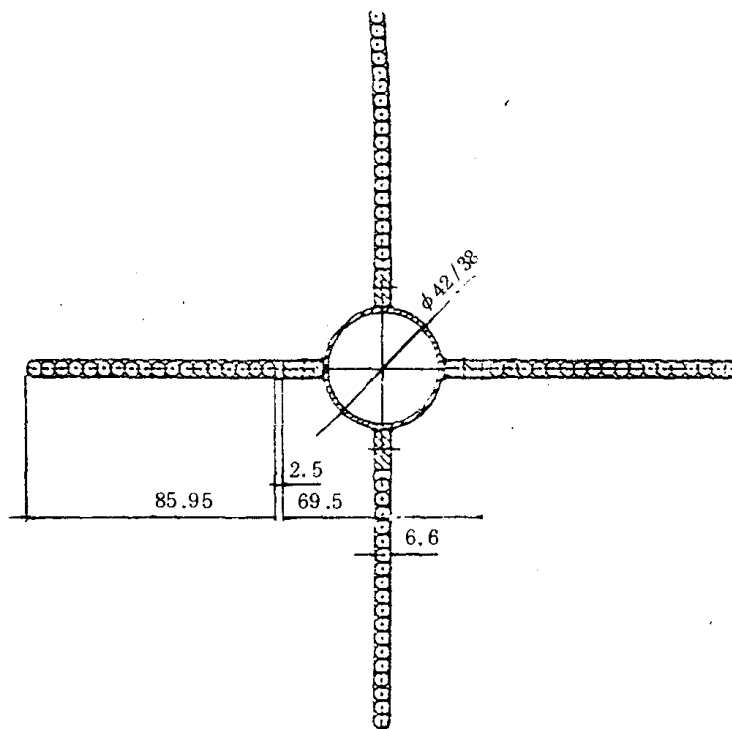


图 1.6 控制棒剖面图

控制发展区内设置一个小小的禁区,此区内不应有常住人口,以防发生事故时居民受到过大剂量的照射。

尽管常见的核动力装置运行时基本上不排出什么放射性物质(核装置排出的放射性物质只是普通燃煤装置排出的放射性物质的几十分之一至百分之一),即使发生像历史上罕见的三里岛那样的事故,也没有使厂外居民受到超允许的剂量,可是划定禁区、控制发展的规定还是延续了下来,这也是有别于普通动力厂之处。

2. 核供热站和核电站的差异

核供热站与核电站既有许多共同之处,也有不少差异,现概述如下。

2.1 核供热站采用低温低压

压水堆核电站的效率通常约 30%。为了保持较高的热效率,不得不采用高温高压设备(工作压力达到 16 MPa 左右,载热质温度亦达到 300—320℃),因此工艺比较复杂,造价也较高。而核供热站的热效率接近 100%,因此无需为提高效率而努力提高反应堆的热参数。同时,热用户也不要求高温,供暖热网水温一般不超过 150℃。所以,核供热站载热质的温度、压力均较核电站低得多,核供热站通常采用的载热质压力不超过 2.5 MPa,温度约 200℃。

核供热站采用低温低压,不仅可以简化工艺,大幅度降低造价,而且由于参数低,即使发生泄漏,失水量也大为减少,便于防止堆芯裸露,有利于改善核反应堆的安全性。

2.2 核供热站单堆容量小

一般城市热力网容量有限,考虑到热源的可靠性,单堆功率一般不超过中、小型堆的范围.而核电站一般采用单堆热功率超过 1800 MW 的反应堆.小功率的核反应堆供热灵活,建设周期短,但一般说来,小功率堆的比投资会比大堆的高.为提高中、小型堆的竞争能力,必须在不降低、甚至提高安全性的同时,充分利用其低温低压的特点,大力简化系统以降低成本.

2.3 核供热站应具有更高的安全性

因为热能输送伴随着较大数量的热损失和输送功率消耗,所以输送距离愈远,经济性愈差.有的分析表明,当输热距离超过 30—40 km 以上时,核能供热将失去经济上的吸引力.相对来说,核电则不受此限制.因此,核供热站必须建在靠近热用户的地方.对于城市供暖来说,就是要建在城市附近.然而,在任何事故下,城市人口都难于疏散,这就要求核供热站在任何情况下都不能发生危害附近城市居民健康的事故,这是核供热站建设中必须考虑的重要问题.

2.4 核供热站负荷变化缓慢,缓冲容量大

核供热站主要用于城市采暖.供暖负荷主要取决于当地气温,而气温的变化却不像电力负荷变化那样迅速.

另一方面,热网内有很大的贮热能力;它不像电力那样难以贮存.据哈尔滨供热站的计算分析表明,停止供热 20 h 以上,才会使供暖水温降低到不能接受的程度.

所以,核供热站负荷变化是缓慢的,并且允许有短时间的停止供热而不会造成严重后果.在考虑核供热站的控制调节方案时,这是应予考虑的因素之一.

第三节 核供热站的用途和前景

核供热堆经过近年来的发展,已成为一种具有被动安全特性或固有安全的反应堆.它基本上不排出 SO_2 , CO_2 , NO_x 及烟尘等有害物质,运行时放射性物质的排放量也远比一般燃煤锅炉的低,是一种清洁的能源.其热能成本也比同功率的集中锅炉房相当或稍低,工艺已经成熟,且燃料供应充分,所以是一种很有前途的能源.

核供热堆作为低温的热源,在下列方面有良好的应用前景:

(1)用于城市集中供热.我国北方有上千座城市,冬季需要供热.采用集中供热,既可提高效率,又可减少污染.核供热是集中供热最为理想的热源,其市场是很广阔的.

(2)用于制冷.配合溴化锂制冷机,由核供热反应堆提供 110—130℃ 的热水,可得 4℃ 左右的冷水,供夏日室内空调降温用.

(3)用于海水淡化.配合多效蒸发系统,可获得价格低廉的淡水.这对中东及其它淡水资源不足的地区,是很有吸引力的.

(4)用于工艺供热.在压力不超过 0.8 MPa 的条件下输送蒸汽给工业用户,可使核供热站具有很高的经济性.因为工业负荷是全年都有的,比之只用于冬季供暖,设备利用率

大为提高,加上核燃料价格比含同样热量的煤便宜得多,所以在工艺供热方面,核供热站很有前途.

核能工艺供热既可用于化工企业作为保证反应温度的热源,又可用于石油工业作为输油管的伴热热源,也可作为热采稠油的注水热源.其它需要低温热源的企业,如造纸、纺织、制糖、熬盐等行业也都可以找到核供热堆的用武之地.

实际上,已有不少城市将核能集中供热(或制冷)订入发展计划.石油、化工、制糖、熬盐等企业都已主动与作者所在的清华大学核能技术设计研究院联系,或委托我们进行立项的前期研究.可以预计,核能供热反应堆将在我国获得日益广泛的应用.

第二章 核供热站的发展及现状

能源需求的日益增长和环境保护的要求以及其它种种原因,使核供热反应堆的发展越来越受到国内外的重视。

核供热反应堆供热的温度大都不超过 150°C 。根据这一特点,核供热反应堆可采用很多独具特色的设计方案,使其安全性提高的同时,系统大为简化,从而大大降低其供热成本。所以,尽管在相当多的国家,核供热堆市场所要求的功率并不很高(例如 $100-500\text{ MW}$),但仍能保持很强的竞争能力。

在最近 10 年中,核供热反应堆已逐步从发展研究进入实际应用。前苏联、加拿大等地处北半球较为寒冷的地区,首先开始建造实用的核供热反应堆。中国、德国、法国、瑞士等也先后发展了自己的核供热反应堆技术。迄今为止,前苏联和中国已先后建造了核供热模式堆或试验堆。前苏联的 ACT-500 型供热堆已达到商用规模,并正在建设中。中国已于 1989 年建成了一座 5 MW 核供热试验堆,之后该堆成功连续运行 6 个供暖季节,这些都为核供热堆正式进入商业市场积累了设计、建造和运行的经验,为商用供热堆的建造创造了条件。

下面将对核供热反应堆在世界各国的发展现状加以阐述。

第一节 核供热反应堆的分类

核供热反应堆是供给热能的专用反应堆。广义地说来,核供热反应堆既可用于提供高温热能(如提供 $750-900^{\circ}\text{C}$ 的高温热能,作为直接炼钢等特殊应用的热源),也可用于低温供热(如建筑物的采暖及一些温度不超过 150°C 的工艺用热)。本书所讨论的范围,仅限于低温核供热反应堆。

低温核供热反应堆(以下简称供热堆)通常都采用发展工艺最为成熟的水-水型反应堆(即堆的冷却剂和慢化剂都是水)。尽管采用的都是水-水型反应堆,但随着供热温度和热网大小的不同,供热堆仍有不同的种类。

按结构特点来分,可将供热堆分为池式和壳式两大类。

池式堆是将反应堆堆芯(通常包括整个主冷却回路的设备)布置在一个常压水池内,冷却剂在水池内循环,将堆芯所发出的热量载出,并在主换热器中将热量传给二回路水,再由二回路水将热量传给热网水。

由于池式堆是一个常压(开口于大气)的水池式发热装置,因而结构非常简单,而且安全性很好。图 2.1 为一池式堆的系统示意图,水池的底部上置放着反应堆堆芯,其侧上方布置着主换热器。冷却剂自堆芯底部进入堆芯,受热后上升流入主换热器,在主换热器内将热量传给二次水后返回堆底。如果将水池置于地下或半地下,并保证良好的防漏隔离,则可以排除反应堆失水裸露事故。这类事故对核电站来说,是最严重的。为减小这种事故的概率,以避免堆芯裸露时反应堆燃料元件被烧毁,核电厂增加了不少安全系统,付出了

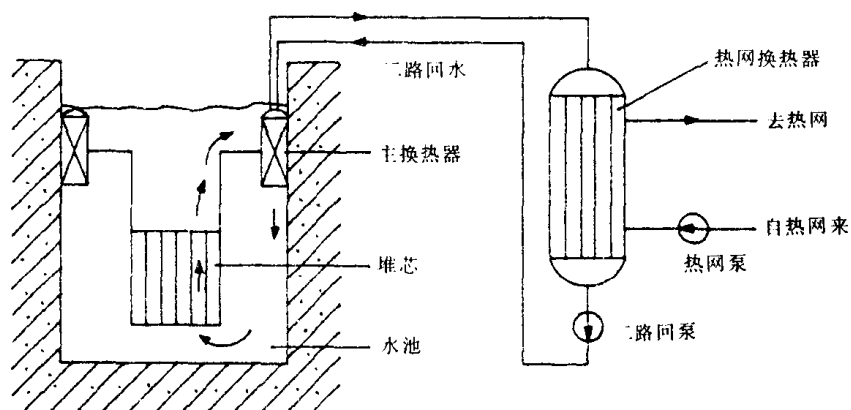


图 2.1 池式供热堆示意图

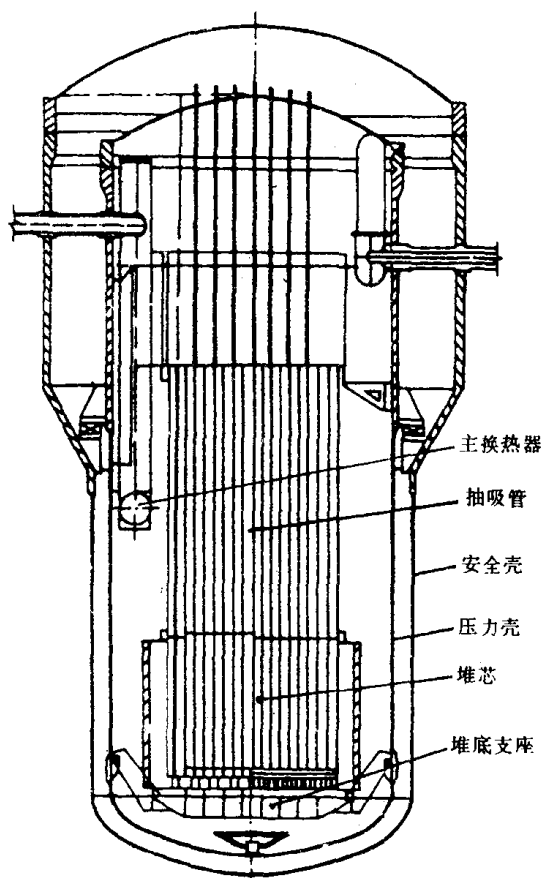


图 2.2 壳式堆结构示意图

昂贵的代价。

池式堆有其应用上的局限性。由于水池是开口式的，水温不可能超过 100°C 。实际上，为了防止出现因局部沸腾而引起的流动不稳定性，池式堆所供热水的温度一般不超过 95°C 。这样低的供热温度，对大型热网来说，使其功率消耗加大，显然是不够经济的。所以，池式堆的供热热网规模不宜过大，一般只能应用于单个建筑或小型热网的供热。

为了提高堆芯出口的水温，只有增加堆芯出口以上水层的厚度（如瑞士的 GEYSER

堆设计),或采用强迫循环,利用泵的压头增加循环水的压力,或者采用承压的堆壳.增加水层的厚度就会使水池高度增加,给建造、检修带来困难,而且增加 10 m 高度也只能提高约 10℃ 水温.采用强迫循环虽有所改善,但仍不能从根本上解决问题.所以,对于大、中型热网都采用另一种类型的供热堆——壳式供热堆.

壳式供热堆的典型结构示意图见图 2.2.

壳式堆通常采用一体化布置,即将反应堆堆芯、主换热器、主回路设备全都布置在一个压力壳内.壳内上部充气,用作主回路的稳压器.壳内主回路水在热源——反应堆堆芯和热阱——主换热器之间循环.这种布置通常不难实现全功率的自然循环.

压力壳内的压力视供热温度的需要而定,一般在 1.5—2.5 MPa 之间.在不出现沸腾的情况下,堆芯出口平均温度可达 200℃ 左右,这已可满足广泛的工艺用热的参数要求.

壳式堆也可以是沸腾型的.微沸腾(含汽量约 1% 或更低)壳式堆可以在更低的压力下获得较高的温度,而且循环动力头也有所增加.

目前,俄罗斯、中国、德国、法国等都在发展壳式堆,单堆功率约在 100—500 MW 之间,而加拿大则在发展池式堆,计划建造的池式堆功率不超过 10 MW.

除壳式堆和池式堆外,还有在大水池内设置一个压力壳的方案,但后者仅处于设计研究阶段,尚未进入工程规模的发展.下面将介绍几种正在发展中的供热堆.

第二节 加拿大 SLOWPOKE 池式供热堆

加拿大发展了一种小型的池式供热堆,称为 SLOWPOKE 型堆(见图 2.3).已建成的 SLOWPOKE 堆的功率为 2MW.

SLOWPOKE 堆的堆芯置于一个深水池内,水池建在地下,堆芯靠近池的底部,堆芯以上的水层厚度足以防止放射性伤害,并保证堆芯冷却的需要.池面开口于大气(常压水池),全部功率靠池水自然循环载出,功率调节靠铍反射层的运动来实现.堆芯装二氧化铀 111 kg,堆芯出口水温为 93℃,入口水温为 68℃.热量经主换热器及热网换热器传入热网,主换热器的二次侧和热网回路的一次侧构成中间闭合回路.此回路的工质为水,用泵驱动,主换热器二次侧的出口温度为 85℃,入口水温为 60℃,热网的供水和回水温度分别为 80℃ 和 55℃.

堆芯高度为 493 mm,相当直径为 306 mm,燃料组件是方形排列,燃料加浓度为 5%,此堆堆芯功率密度为 55 kW/L,燃耗达 11200 MW·d/t.换料周期为 3 年.

除已投入运行的 2 MW SLOWPOKE 型堆之外,加拿大还设计了功率为 10 MW 的核供热反应堆,它将向一座医院提供最高可达 85℃ 的热水,其主要参数见表 2.1.

第三节 前苏联(现俄罗斯)商用壳式堆及小功率池式供热堆

前苏联是开展核供热发展研究最早的国家,它很早就 在 VK-50 反应堆上进行过试验,随即在高尔基市(现下诺伏哥罗德市)和沃隆涅什市各建了两座 50 万千瓦的核供热站.目前,高尔基(下诺伏哥罗德)市的两座 50 万千瓦的反应堆安装工作已大部完成;沃隆涅什市的两座各 50 万千瓦的供热堆正在安装中.此外,在阿尔罕格尔斯克和穆尔曼斯克

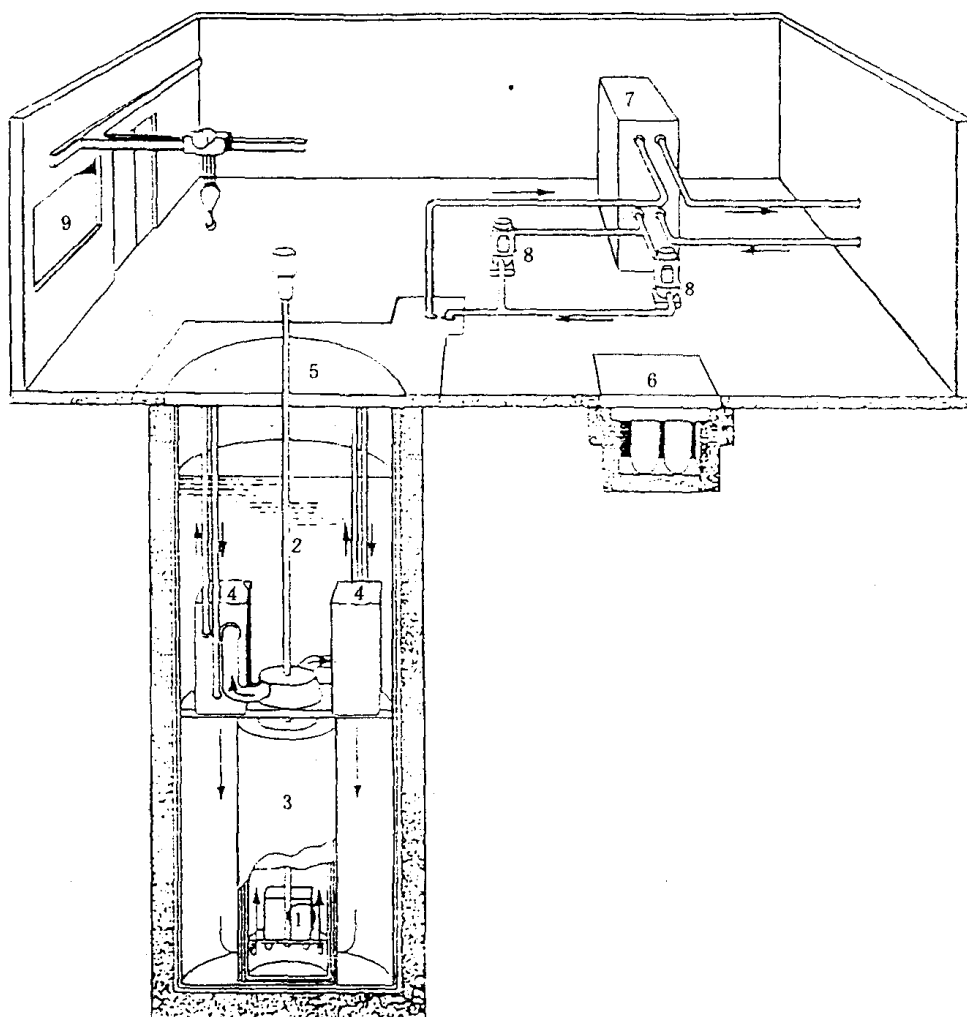


图 2.3 SLOWPOKE 堆示范站

1. 堆芯 2. 控制棒 3. 上升管 4. 主换热器 5. 盖板
6. 水净化系统 7. 热网换热器 8. 循环泵 9. 控制室

还准备各兴建一座 2×500 MW 的供热站,其剖面示意图见图 2.4.

1989 年,前苏联邀请了美、德、法等国的专家对苏联高尔基(下诺伏哥罗德)市的 2×500 MW 核供热站的安全性进行了评定,获得了肯定的结论.

除作为主要供热堆型的 ACT-500 型供热堆外,前苏联还发展了其他一些类型的反应堆,如兼供蒸汽和热水的 ABB 型堆,压力管式的 PKM 型供热堆及小功率自然循环池式堆等.这些堆型都还处在设计研究阶段.现将其中一些反应堆的情况分述如下.

1. ACT-500 型供热堆

1.1 供热站描述

ACT-500 核供热反应堆是一座水-水反应堆,其慢化剂和冷却剂都是普通水.密封压力壳的下部布置着堆芯,在此发生裂变反应,并加热反应堆水——主回路冷却剂(见图 2.4).

堆芯由六角形元件组件构成,组件内布置着燃料元件,堆芯以局部更换燃料的方式工