

第二十篇 核 电 站

主 编 恽肇文

副主编 王长盛

执 笔 王长盛 邹仰群

周耀东 沈祯禧

目 录

第92章 概述

- 92.1 核能与核电站·····20-3
- 92.2 世界各国核电站简况·····20-3
- 92.3 中国核电站现状·····20-4

第93章 反应堆技术有关物理热工概念

- 93.1 概述·····20-6
- 93.2 中子物理基本概念·····20-6
- 93.3 堆芯成分·····20-7
- 93.4 中子链式反应·····20-8
- 93.5 有效增殖因子和反应性·····20-8
- 93.6 反应性的变化·····20-8
- 93.7 反应性控制·····20-9
- 93.8 栅格特性和堆芯布置·····20-9
- 93.9 堆内燃料管理 ·····20-11
- 93.10 冷却剂在堆内的流动
和热量传递·····20-12
- 93.11 反应堆热源及其分布·····20-12
- 93.12 临界热流密度和最小
烧毁比·····20-13
- 93.13 反应堆热工设计准则·····20-13
- 93.14 热通道因子和热点因
子·····20-13
- 93.15 堆芯主要尺寸的确定·····20-14

第94章 压水堆核电站系统与设备

- 94.1 压水堆核电站组成 ·····20-14

- 94.2 压水反应堆 ·····20-14

- 94.3 燃料组件的操作、运输
和贮存系统 ·····20-26

- 94.4 反应堆冷却剂系统 ·····20-26

- 94.5 一回路辅助系统 ·····20-30

- 94.6 二回路系统及设备 ·····20-34

第95章 核电站的控制运行和安全原则

- 95.1 核电站控制和运行的基
本任务 ·····20-37
- 95.2 核电站运行方式 ·····20-37
- 95.3 压水堆核电站的控制、
安全保护和检测 ·····20-38
- 95.4 压水堆核电站的正常启
动、硼浓度和控制棒组
的提升程序及调节带 ·····20-39
- 95.5 功率运行 ·····20-40
- 95.6 压水堆核电站的停堆 ·····20-40
- 95.7 压水堆核电站的换料 ·····20-41
- 95.8 压水堆电站的运行管理
和定期检修 ·····20-41
- 95.9 核电厂的发电成本和容
量因子 ·····20-43
- 95.10 核电站的安全概念·····20-43

附录

参考文献

第二十篇 核 电 站

主 编 恽肇文

副主编 王长盛

执 笔 王长盛 邹仰群

周耀东 沈祯禧

目 录

第92章 概述

- 92.1 核能与核电站·····20-3
- 92.2 世界各国核电站简况·····20-3
- 92.3 中国核电站现状·····20-4

第93章 反应堆技术有关物理热工概念

- 93.1 概述·····20-6
- 93.2 中子物理基本概念·····20-6
- 93.3 堆芯成分·····20-7
- 93.4 中子链式反应·····20-8
- 93.5 有效增殖因子和反应性·····20-8
- 93.6 反应性的变化·····20-8
- 93.7 反应性控制·····20-9
- 93.8 栅格特性和堆芯布置·····20-9
- 93.9 堆内燃料管理 ·····20-11
- 93.10 冷却剂在堆内的流动
和热量传递·····20-12
- 93.11 反应堆热源及其分布·····20-12
- 93.12 临界热流密度和最小
烧毁比·····20-13
- 93.13 反应堆热工设计准则·····20-13
- 93.14 热通道因子和热点因
子·····20-13
- 93.15 堆芯主要尺寸的确定·····20-14

第94章 压水堆核电站系统与设备

- 94.1 压水堆核电站组成 ·····20-14

- 94.2 压水反应堆 ·····20-14

- 94.3 燃料组件的操作、运输
和贮存系统 ·····20-26

- 94.4 反应堆冷却剂系统 ·····20-26

- 94.5 一回路辅助系统 ·····20-30

- 94.6 二回路系统及设备 ·····20-34

第95章 核电站的控制运行和安全原则

- 95.1 核电站控制和运行的基
本任务 ·····20-37
- 95.2 核电站运行方式 ·····20-37
- 95.3 压水堆核电站的控制、
安全保护和检测 ·····20-38
- 95.4 压水堆核电站的正常启
动、硼浓度和控制棒组
的提升程序及调节带 ·····20-39
- 95.5 功率运行 ·····20-40
- 95.6 压水堆核电站的停堆 ·····20-40
- 95.7 压水堆核电站的换料 ·····20-41
- 95.8 压水堆电站的运行管理
和定期检修 ·····20-41
- 95.9 核电厂的发电成本和容
量因子 ·····20-43
- 95.10 核电站的安全概念·····20-43

附录

参考文献

第 92 章 概 述

92.1 核能与核电站

原子核经辐射衰变、分裂(裂变)或聚合(聚变)而释放出的能量,称为核能。这种变异称为核反应。

核电站利用铀、钚等重元素的原子核,经可控自持链式裂变反应释放出巨大能量用来发电。这种反应在反应堆内进行。

核反应中释放出的核能,就同等质量而言,比化学反应中释放出的化学能要大几百万倍。如1kg铀-235原子核完全裂变,可释放出约等于燃烧2400t标准煤或1600t柴油所释放出的能量。

目前广泛采用的压水堆核电站是利用反应堆中核燃料释放出的能量作为热源,经反应堆冷却剂系统(俗称一回路系统)导出热量,通过蒸汽发生器产生饱和蒸汽,供二回路系统的汽轮发电机组发电,如图92-1压水堆核电站流程原理图所示。

随着蕴藏在地下的化石燃料的巨量消耗,同时又要满足人类日益增长的能源需要,因此已迫切要求开发新能源,以弥补其短缺。由于核能技术的逐渐掌握,核能已成为当前最有前途的新能源,截止1989年底,世界上核电站已积累了约5201个运行年的经验,使核能比其它新能源的利用形成了明显的优势。

1954年6月世界第一座实验性核电站在苏联奥布宁斯克投入运行;1957年12月美国希平港原型压水堆核电站开始发电。此后,核电站发展非常迅速,1960年核电仅占世界总发电量的0.7%(约 $24.7 \times 10^9 \text{kWh}$);1975年占5.4%(约 $351.7 \times 10^9 \text{kWh}$);1985年占14.5%(约 $1401.6 \times 10^9 \text{kWh}$);1989年增长到16.8%(约 $1854.3 \times 10^9 \text{kWh}$)。从这些数据中不难看出,核电发展的势头。

92.2 世界各国核电站简况

全世界已有25个国家和地区拥有核电站。根据1989年的统计,法国核电已占全国发电总量的74.6%;比利时占60.8%;韩国占50.2%;匈牙利占49.8%;瑞典占45.1%;瑞士占41.6%。经济发达的美国、法国、原苏联、日本和德国等国家拥有的核电站机组数占世界运行总数的66%,其装机容量占75%。其它各国核电占有量的情况详见表92-1所列。

到1989年年底世界上正在运行的有426座核电站,其中压水堆核电站为239座,约占56%,其发电量为200575MW,约占全世界核发电总量318271MW的63%。由此可见,压水堆是当前核电站的主要堆型。

核电站已有近40年的发展史,各国专家、科技

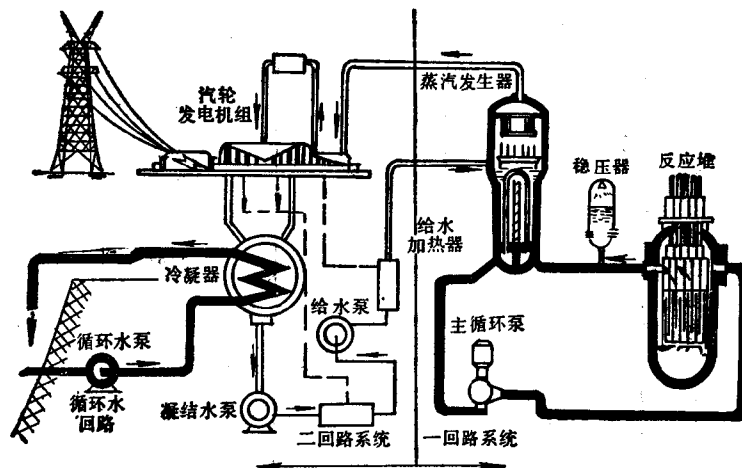


图 92-1 压水堆核电站流程原理图

1992年6月30日止 世界各国和地区核电站统计表

国 家		机组数	净功率	机组数	净功率	国 家		机组数	净功率	机组数	净功率
		在运行(MW _e)		(运行+在建+订货)				在运行(MW _e)		(运行+在建+订货)	
				(MW _e)						(MW _e)	
阿 根 廷	2	935	3	1627	立陶宛	2	2760	2	2760		
比 利 时	7	5484	7	5484	墨 西 哥	1	654	2	1308		
巴 西	1	626	3	3084	荷 兰	2	507	2	507		
保加利亚	6	3666	6	3666	巴基斯坦	1	125	2	425		
加拿大	19	12799	22	15442	菲 律 宾			1	620		
中 国			3	2100	罗马尼亚			5	3100		
古 巴			2	834	俄罗斯	24	17751	40	32328		
原捷克斯洛伐克	8	3264	14	6604	斯洛文尼亚	1	620	1	620		
芬 兰	4	2310	4	2310	南 非	2	1840	2	1840		
法 国	54	55158	60	63363	西班牙	9	7097	15	12844		
德 国	21	22465	21	22465	瑞 典	12	10002	12	10002		
匈牙利	4	1729	4	1729	瑞 士	5	2936	5	2936		
印 度	8	1614	16	3784	乌克兰	14	12065	20	17795		
日 本	42	32044	54	43716	英 国	37	11934	38	13122		
哈萨克	1	135	1	135	美 国	110	99470	118	109104		
韩 国	9	7220	14	11683	总计*	413	323642	510	405776		

* 总计中包括中国台湾省6座4884MW_e

(摘自核新闻1992年8月)

人员对核电站进行了多种堆型的研究和探索,并在各种堆型核电站的运行考验中取得了丰富的经验。这从表92-1及表92-2所列的情况可以说明。从这两个表中还可看出,在经过运行考验以后,有些堆型的核电站由于经济、安全和技术上的原因,已不再新建了;而有几种堆型的核电站已获得广泛采用。

如1989年建造的96座核电站中,压水核电站占有64座;压力管式重水堆核电站占有17座。可以认为,这两种堆型核电站是目前世界技术上比较成熟,经济性较好,安全可靠性能较高的核电站。还有新一代的核电站,快中子增殖堆核电站正处于研究开发阶段。

表 92-1 全世界运行中和建造中的核电站

	运行中的堆		建造中的堆	
	数 量	总 容 量	数 量	总 容 量
阿根廷	2	935	1	692
比利时	7	5484		
巴 西	1	626	1	1245
保加利亚	6	3538		
加拿大	22	15755		
中 国	2	1194	1	906
古 巴			2	816
捷 克	4	1632	2	1784
芬 兰	4	2310		
法 国	57	59033	4	5815
德 国	21	22559		
匈牙利	4	1729		
印 度	9	1503	5	1010
伊 朗			2	2392
日 本	47	36970	6	5397

续表

	运行中的堆		建造中的堆	
	数 量	总 容 量	数 量	总 容 量
哈萨克斯坦	1	135		
韩 国	9	7220	7	5770
立陶宛	2	2370		
墨西哥	1	654	1	654
荷 兰	2	504		
巴基斯坦	1	125		
罗马尼亚			5	3155
俄罗斯	29	19843	17	13225
南 非	2	1842		
斯洛伐克	4	1632	4	1552
斯洛文尼亚	1	632		
西班牙	9	7101		
瑞 典	12	10002		
瑞 士	5	2985		
英 国	35	11901	1	1188
乌克兰	15	13020	6	5700
美 国	109	98784	2	2330
总 计*	429	336998	67	53631

注：* 总计数包括中国台湾省的6台机组，总容量4890MW。

本表的数据，反映了向IAEA报报的1993年底的原始统计数。本表录自IAEA BULLETIN, 1/1994

92.3 中国核电站现状

我国核电的发展正处于开创阶段，1992年已投入运行的有秦山核电站，装机容量为300MW；正

在建造的有广东大亚湾核电站，装机容量为两台900MW机组，将分别于1993年和1994年投入运行。两者均采用压水堆。

表 92-2 全世界运行中和建造中的核电站类型
(截止1989年12月31日)

运 行 中 的			建 造 中 的		
	数 量	MW		数 量	MW
压水堆	239	200575	压水堆	64	57325
沸水堆	88	71685	沸水堆	8	7076
气冷堆	29	6145	气冷堆	0	0
改进型气冷堆	14	7150	改进型气冷堆	0	0
压力重水堆	27	14948	压力重水堆	17	8881
轻水石墨堆	20	14975	轻水石墨堆	5	5080
高温气冷堆	2	309	高温气冷堆	0	0
快中子增殖堆	5	2244	快中子增殖堆	2	545
其它	2	240	其它	0	0
总 计	426	318271	总 计	96	78907

我国的核电建设虽然起步较晚,但具有良好的发展前景,尤其在那些工业发达,本地区缺乏能源资源的地区,都有建设核电来补充能源不足的潜在

需要。

鉴于上述情况,本篇着重介绍压水堆核电站。压水堆核电站厂房布置见图92-2。

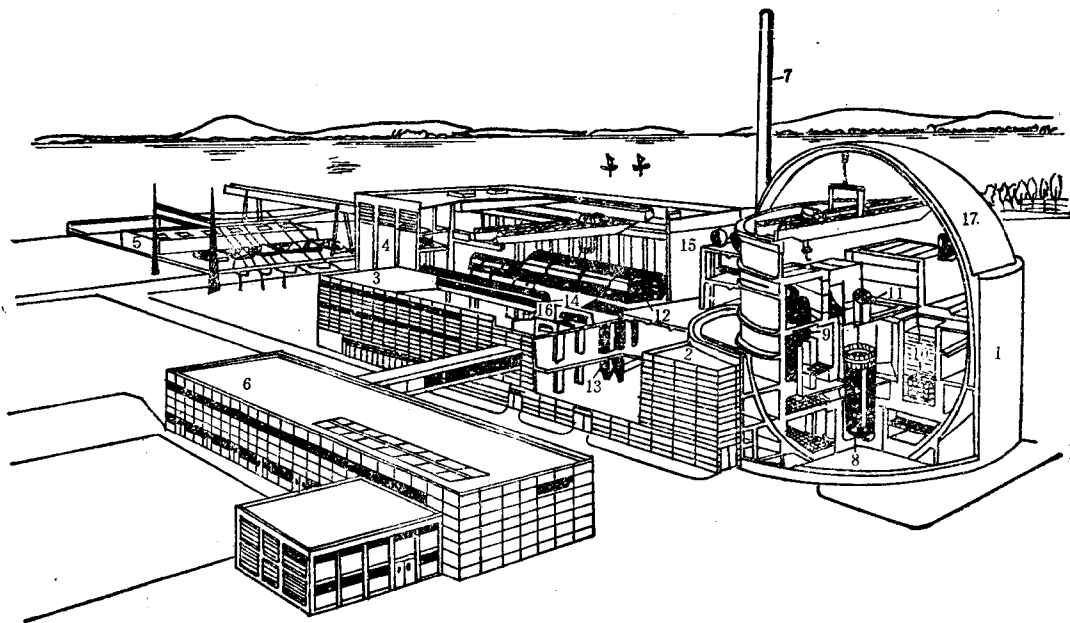


图 92-2 压水堆核电站厂房布置

- 1—反应堆厂房 2—反应堆辅助厂房 3—开关房 4—汽机房 5—循环泵房
6—办公楼 7—通风烟囱 8—反应堆 9—蒸汽发生器 10—燃料水池
11—换料机构 12—汽轮发电机组 13—给水加热器 14—给水箱 15—吸音装置 16—控制室 17—安全壳

第 93 章 反应堆技术有关物理热工概念

93.1 概 述

反应堆堆芯是核反应堆的核心部分,在这里实现可控自持链式裂变反应,并释放和导出大量的核裂变能。

反应堆物理主要根据中子与原子核反应的理论研究堆芯内中子的运动及其分布规律,从而阐明自持链式裂变反应。反应堆热工主要研究冷却剂在反应堆及其回路系统中的流动特性和热量传递特性。反应堆物理和热工设计的主要任务是设计一个具有良好的中子物理特性和输热系统的堆芯,并为反应堆的结构和系统设计、电站的控制调节、安全保护和启动运行提供大量基础数据和运行参数。

93.2 中子物理基本概念

93.2.1 中子和原子核的反应

中子和原子核的反应主要有散射、辐射俘获和裂变。俘获和裂变等反应也称中子吸收反应。

(1) 散射反应

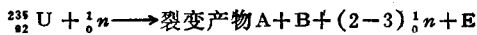
散射反应是指中子与核发生反应后仍处于运动过程,但其能量降低,运动方向也与入射前不同。在热中子堆中,中子与原子核的散射反应起着十分重要的作用。应用这一散射反应原理,可利用某些轻物质(轻水、重水、石墨),使裂变产生的快中子与之碰撞而迅速减速为能量很低的热中子(与所在介质处于热平衡状态),以提高它们与铀-235裂变反应的几率。

(2) 辐射俘获反应

辐射俘获反应是指中子被原子核吸收而消失,同时伴随 γ 辐射。在热中子堆中,重要的俘获反应有:易裂变核素铀-235因俘获慢中子而裂变消耗;铀-238和钍-232因俘获快中子而分别转换成可裂变核素钚-239和铀-233。

(3) 裂变反应

裂变反应是指某些重元素的原子核吸收中子后分裂为两个(甚至三个或四个)同量级质量的碎片,同时放出二、三个裂变中子和大量裂变能的过程。典型的裂变反应如下:



只有少数几种重同位素是可裂变的。 ${}^{233}_{92}\text{U}$ 、 ${}^{235}_{92}\text{U}$ 和 ${}^{239}_{94}\text{Pu}$ 均可以由任何能量的中子引起裂变,它们称为易裂变核素(见表93-1)。 ${}^{232}_{90}\text{Th}$ 、 ${}^{238}_{92}\text{U}$ 和 ${}^{240}_{94}\text{Pu}$ 只能由高能中子引起裂变(见表93-2)。铀-235是自然界中唯一存在的易裂变核素,它在天然铀中的含量仅约0.7%,而铀-238的含量高达99.2%。

表 93-1 每次裂变释放的
平均中子数 ν

易 裂 变 核	平 均 中 子 数 ν	
	热中子裂变 (0.0253eV)	快中子裂变 (~1MeV)
铀-233	2.49	2.58
铀-235	2.42	2.51
钚-239	2.93	3.04

表 93-2 每次裂变释放的有效能量

裂变特征	裂变同位素	裂变能(MeV)
主要裂变同位素 的热中子裂变	铀-233	190.0±0.5
	铀-235	192.9±0.5
	钚-239	198.5±0.8
	钚-241	200.3±0.8
主要可裂变同位 素在铀-235裂变 谱中子作用下	钍-232	184.2±0.9
	铀-234	188.9±1.0
	铀-236	191.4±0.9
	铀-238	193.9±0.8
	镭-237	193.6±1.0
	钚-238	196.9±0.8
	钚-240	196.9±1.0
	钚-242	200.0±1.9

每次核裂变释放出的可利用能量大约是 200 MeV。热中子反应堆主要是利用热中子与铀-235 的

裂变反应来获得能量的。

93.2.2 中子密度和中子通量

中子密度是指介质内某处每立方厘米的中子数,一般用 n 表示,单位为中子/cm³;中子通量是中子密度与中子速度(v)的乘积,表示在一立方厘米介质内,所有中子在一秒钟内所走距离的总和,通常用 ϕ 表示:

$$\phi = nv \quad \text{中子}/(\text{s} \cdot \text{cm}^2)$$

中子密度和中子通量一般是时间、空间和中子能量的函数。

93.2.3 核截面和反应率

中子与某种介质的原子核发生某种核反应的速度称为反应率:

$$\text{反应率} = N\sigma\phi = \Sigma\phi \quad \text{次}/\text{s} \cdot \text{cm}^3$$

式中 N ——介质的核密度;

σ ——微观有效核截面,它表示中子与原子核发生某种核反应的几率,它与原子核种类、中子能量等有关,单位是barn [靶(恩)],1靶=10⁻²⁴cm²。

Σ ——宏观截面,单位cm⁻¹

反应堆内反应率与中子通量成正比,若已知堆内某点的中子通量,就可求得裂变反应率及相应的释热率。为了求出堆内的释热分布,必须求出堆内的中子通量分布。

93.2.4 瞬发中子和缓发中子

裂变中释放出的中子可以分成两类,即瞬发中子和缓发中子。

在10⁻¹⁴s(或更短)的裂变瞬间被释放的中子称瞬发中子,它占裂变中子总数的99%以上。这些中子可用来维持链式裂变反应。大多数瞬发中子的能量在1到2MeV之间,也有一些中子的能量超过10MeV。

在裂变中子中还有少于1%的中子在裂变发生后延迟若干时间才从裂变碎片中放出,这些中子称为缓发中子。它们是由放射性裂变产物随后的蜕变产生的,这种裂变产物即为缓发中子的先驱核素。缓发中子对于有效地控制链式裂变反应起着极为重要的作用。

93.3 堆 芯 成 分

核燃料 是指含有易裂变核素和可裂变核素或可转换核素的材料。易裂变核素主要是指铀-235、铀-233和钚-239,它们可和任何能量的中子发生裂

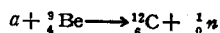
变反应;可裂变核素主要是指钚-232和铀-238,它们只能在快中子作用下引起裂变;可转换核素主要是指钚-232和铀-238,因为它们俘获某些高能中子后可分别转变内可裂变核素铀-233和钚-239。在压水堆核电站中常用的核燃料是 UO_2 。

慢化剂 是指通过散射使中子能量迅速降低而不明显俘获中子的轻元素材料,如轻水、重水和石墨。压水堆的慢化剂是轻水。

冷却剂 是对反应堆进行冷却,并把核燃料裂变所释放的热量带出反应堆的介质。压水堆的冷却剂是轻水。

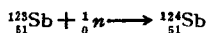
中子吸收毒物 在现代压水堆中,可分为人为添加的可控制毒物和不可控制毒物两种。可控制毒物是指用作反应堆控制的中子吸收能力很强的控制吸收体(如 Ag-In-Cd ,即银铟镉, B_4C ,即碳化硼和 Cd 等),放入堆芯通过其逐渐燃耗来协助控制反应性的慢变化(如硼硅玻璃棒、弥散在核燃料中的钆等)以及其浓度可调、溶解在冷却剂轻水中的硼酸;不可控制的毒物指裂变产物氙-135和钷-149等,它们使堆芯损失很多中子,因此它们的产生和消失对反应堆的有效增殖因数及运行有很大影响。

外中子源 分初级中子源和次级中子源。初级中子源用于堆的首次启动,次级中子源用于堆以后的再启动。常用的初级中子源(也称一次中子源)有铜-252源和钷-铍源。铜源通过自发裂变产生中子;钷-铍源通过钷衰变时放出 α 粒子打击铍核发生以下反应放出中子:

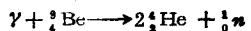


钷的半衰期 $T_{1/2}=138$ 天

常用的次级中子源(也称二次中子源)是铈-铍源。铈在反应堆内经中子辐照,发生如下反应:



其半衰期 $T_{1/2}=60$ 天,辐照后的铈放出 γ 射线打击铍,产生以下反应:



93.4 中子链式反应

在堆芯内,由铀-235裂变产生的快中子,经散射慢化而变成热中子(与此同时一部分中子伴随着吸收和向堆外的漏失而损失掉),在运动过程中又被铀-235吸收并引起裂变,放出新的裂变中子。这一过程称为一代中子的寿命循环,或者说中子经历

了一代。这样一代一代继续下去的过程,称为中子链式反应。

如果每次裂变反应放出的中子数目大于引起核裂变所消耗的中子数目,那么,一旦在少数原子核中引起裂变反应之后,就有可能不再依靠外界的作用而使裂变反应不断地进行下去,这样的裂变反应称作自持的链式裂变反应。

核反应堆就是一种能以可控方式产生自持链式反应的装置。

93.5 有效增殖因子和反应性

新一代循环开始时的中子数与前一代开始时的中子数之比叫做有效增殖因子,通常用 K_{eff} 表示:

$$K_{eff} = \frac{\text{某一代循环开始时的中子数}}{\text{前一代循环开始时的中子数}}$$

K_{eff} 的另一种表示形式是:

$$K_{eff} = \frac{\text{中子产生率}}{\text{中子吸收率} + \text{中子泄漏率}}$$

对于一个无限大的系统,没有中子泄漏损失,对应的增殖因子用 K_∞ 表示。

反应性 ρ 也是表征反应堆偏离临界程度的重要参数:

$$\rho = \frac{K_{eff} - 1}{K_{eff}}$$

当 $K_{eff}=1$,即 $\rho=0$ 时,每一代中子数是常数,表示反应堆在给定时间内由裂变产生的中子数正好等于吸收和从堆表面泄漏而损失的中子数,反应堆处于稳定状态,称为临界状态。当然这种平衡可以在不同的中子密度水平下实现,即在不同功率水平下取得。

当 $K_{eff}>1$,即 $\rho>0$ 时,中子一代比一代多,反应堆处于超临界状态,对应于反应堆功率提升或启动过程。

当 $K_{eff}<1$,即 $\rho<0$ 时,中子一代比一代少,反应堆处于次临界状态,链式反应可最终停止,对应于反应堆降功率或停堆过程。

对应于某个状态下堆芯在无控制棒,无控制毒物时的反应性称为剩余反应性。剩余反应性 $\Delta K = K_{eff} - 1$ 。

93.6 反应性的变化

93.6.1 压水堆反应性系数

反应性系数表示核电站某些运行参数变化时的反应性特性。

(1) 核燃料温度系数

表示燃料温度升高1℃时的反应性增量。它是由燃料多普勒效应引起的，它总是负值。在零功率和满功率时，大约分别为 $-3.2 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$ 和 $-1.6 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$ 。

(2) 冷却剂或慢化剂温度系数

慢化剂温度升高1℃时的反应性变化量称为温度系数。它主要是由水密度变化引起慢化及吸收性能的改变而产生的。对无硼冷却剂，慢化剂温度系数为负值；但当硼浓度大约大于1400ppm时，它变为正值。为了保证堆的自稳性，在热态零功率以上，慢化剂温度系数必须设计为负值。这就要求首炉堆芯装载可燃毒物，以减少冷却剂中的初始硼浓度。慢化剂温度系数从 -5×10^{-5} 到 -70×10^{-5} (1/℃)。

(3) 汽泡系数和压力系数

汽泡系数指冷却剂中体积含泡量增加1%，而压力系数指压力增加1Pa时的反应性变化。汽泡系数的正负与冷却剂温度系数的正负符号相同，而压力系数则相反。这两个系数对压水堆运行特性影响较小，只有在失水事故时显得较为重要。

(4) 功率系数

功率增加1%引起的反应性变化称为功率系数。它是核燃料和慢化剂温度系数的综合效应。压水堆的功率系数在所有工况下总是负值。这显示了压水堆的自稳性。功率系数大约为 $-10 \times 10^{-5}/(1\%)$ 。

93.6.2 燃料燃耗和裂变产物积累 (中毒和碘坑)

(1) 燃耗

燃耗是指随着反应堆运行，裂变物质不断消耗而使反应性逐渐降低以致最后必须换料的过程。燃耗可用燃耗深度来表示：

燃耗深度=每吨铀产生的总的平均能量 (MWd/tU 兆瓦日/吨铀)

(2) 裂变产物积累

中毒 燃料裂变时形成多种裂变产物，其中一些具有很大的中子吸收截面，而使堆的反应性下降的现象。其中特别值得注意的是氙-135 (^{135}Xe) 和钐-149 (^{149}Sm)。

碘坑 反应堆停堆后，中子通量水平很低，氙-

135不再吸收中子而消失，氙的先驱核碘-135则继续衰变 (速率大于 ^{135}Xe) 而生成氙-135，从而使氙-135的浓度显著增加而后下降，引起反应性下降而后回升的过程称为碘坑。“坑底”大约在停堆11h后达到。这时要重新启动反应堆，必须提供足以克服碘坑的剩余反应性，否则只能等氙衰变到一定程度后才能重新启动。

93.6.3 控制棒的价值

控制棒插入堆芯前后堆的反应性变化称为控制棒价值，一般用 $\Delta K/K$ 或 $\Delta \rho$ 表示：

$$\Delta K = K_2 - K_1$$

$$\Delta \rho = \rho_2 - \rho_1$$

K_1 和 K_2 分别表示插棒前后堆芯的有效增殖系数， ρ_1 、 ρ_2 分别表示插棒前后堆芯的反应性。

控制棒的价值有时用Pcm表示

$$1\text{Pcm} = 10^{-5} \text{ (反应性单位)}$$

93.7 反应性控制

反应性控制的目的 贮备新堆的剩余反应性，以补偿由于反应堆从冷态到热态的温度变化、中毒、燃耗等效应的反应性变化；保持堆的临界状态；改变功率水平；启动和停闭反应堆。

反应性控制方法有下列三种：

(1) 可移动控制棒

它主要用来补偿功率变化及冷却剂温度变化引起的快反应性变化及停堆，在满功率运行时它们基本提出堆芯。Ag-In-Cd棒就属于可移动控制棒。

(2) 可燃毒物

如硼硅玻璃棒或弥散在核燃料中的钆 (Gd)，它们主要用以补偿新堆的剩余反应性。

(3) 可溶毒物

可溶毒物是指冷却剂中的硼酸，主要补偿慢反应性变化，如燃耗效应和功率变化时的氙毒效应。

93.8 栅格特性和堆芯布置

93.8.1 燃料组件和栅格特性

燃料组件是堆芯组成的基本单元，它体现了堆物理优化设计所确定的栅格特性，即铀-235富集度、燃料棒棒径和排列方式、棒中心距、 $\text{H}_2\text{O}/\text{UO}_2$ 体积比或 N_H/N_0 即 H_2O 与 UO_2 的原子核密度比。压水堆选取欠慢化栅格， N_H/N_0 比约为4，燃料棒芯块半径约为4~5mm。

典型17×17-25型燃料组件的平面布置如图93-

1所示。24根导向管和1根中心仪表管分别用于放置控制棒或可燃毒物棒和堆芯测量装置等。

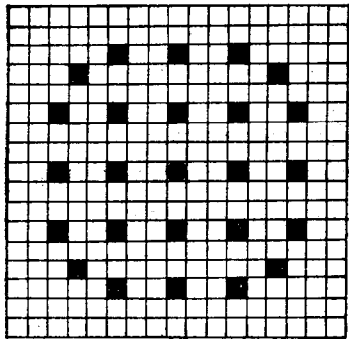


图 93-1 17×17-25燃料组件栅格布置

- 控制棒或可燃毒物棒或阻力塞
- 中心仪表管
- 燃料棒栅元

93.8.2 堆芯平面布置

1. 燃料富集度分区布置

典型600MW级的堆芯燃料富集度分区平面布置如图93-2所示。三种不同铀-235富集度的燃料组件

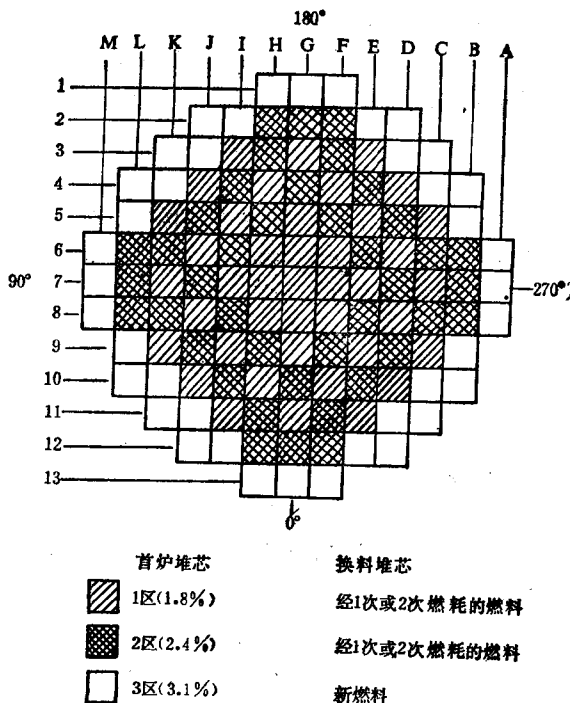


图 93-2 燃料富集度分区布置

分三区布置：富集度高的放边区；富集度适中和低的以棋盘式布置在内区；富集度低的集中在中心区。堆芯布置原则是尽可能使堆芯中子通量的径向分布（即释热或功率分布）平坦。

2. 可燃毒物布置

典型600MW级压水堆核电站首炉堆芯中的可燃毒物布置如图93-3所示。可燃毒物采用硼硅玻璃($\text{SiO}_2\text{-B}_2\text{O}_3$)棒，布置在燃料组件的部分导向管中。可燃毒物组件分三种，分别含16、12和8根可燃毒物棒。

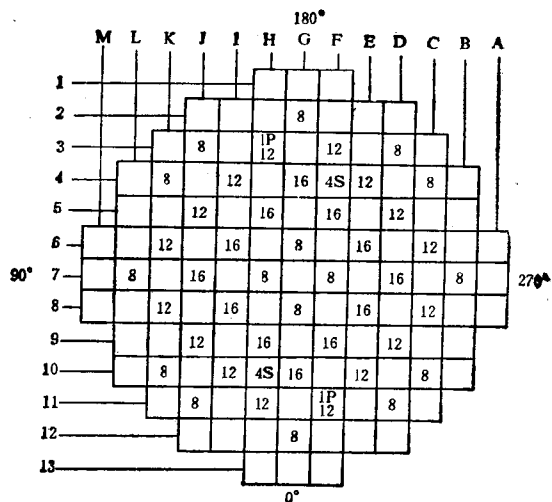


图 93-3 可燃毒物布置

- 含N (N=8、12、16) 根可燃毒物棒的可燃毒物组件
- 含一次中子源棒的燃料组件
- 四个二次中子源组件

3. 控制棒布置

典型600MW级压水堆核电站的控制棒布置如图93-4所示。共33个控制棒组件，分为两个停堆组S棒组分为两组和4个调节组A、B、C、D，D组为主调节组。

4. 堆芯中子通量和温度测点分布

典型600MW级压水堆堆芯通量和温度测点分布如图93-5所示。堆芯中子通量径向测量位置共36个，温度测点共37个。通量监测采用移动式小型裂变室系统。

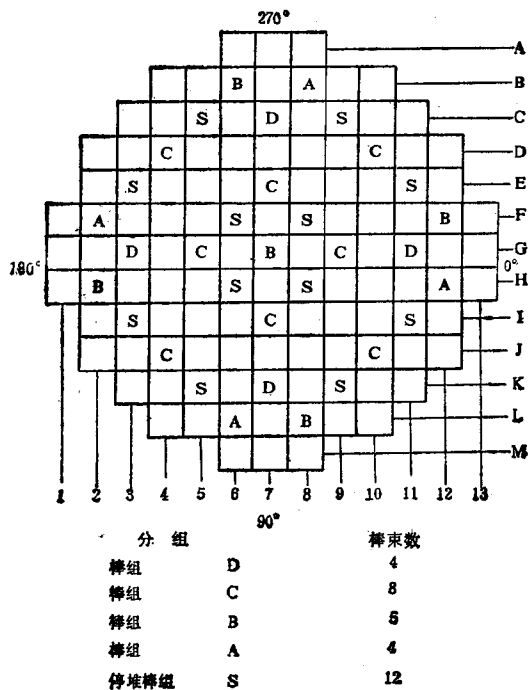


图 93-4 控制棒布置

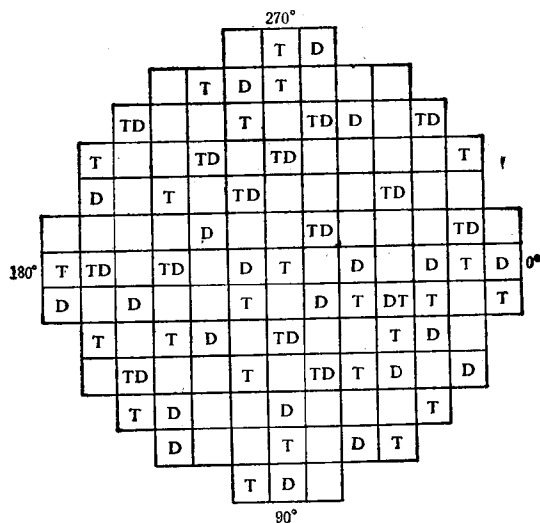


图 93-5 堆芯中子通量和温度测点分布

D—中子通量测点位置

T—温度测点

93.9 堆内燃料管理

93.9.1 燃料循环

一炉燃料运行到一定时间后，由于燃料消耗，

反应性降低，以致不能维持额定功率运行时，就需停堆更换一部分燃料并重新布置堆芯，这叫倒换料。对压水堆核电站，一般每年要进行一次倒换料。经历一次由装料、启动、运行直到完成换料的过程，称为一个燃料循环。

首炉堆芯经历4~5个燃料循环后，就可达到平衡堆芯。在此以后每次循环后的堆芯特性基本保持不变。

93.9.2 平衡循环参数基本关系式

平衡循环的卸料平均燃耗

$$A = Z \alpha T L_u$$

$$Z = m/n \quad L_u = P/W_u \quad \alpha = t/T$$

式中 A ——卸出组件的平均燃耗，MWd/t₀ (兆瓦日/吨铀)；

Z ——循环数；即堆芯中燃料组件总数(m)与每次换料时卸出组件数(n)之比；它也表示每个新燃料组件在堆芯经历的循环次数；

α ——平均负荷因子，一般为0.6~0.8；

t ——换料周期(循环长度)，表示一个燃料循环内的满功率运行天数，单位为有效满功率日，符号为EFPd；

T ——一个燃料循环内的日历天数(包括停堆及换料时间)，d(日)；

P ——堆芯热功率，MW；

W_u ——堆芯中的铀装量，t

L_u ——燃料比功率，MW/tU。

93.9.3 换料方式

1. 由外向里的倒换料方式(也称out-in)

每次新料装载在堆芯外区，卸出富集度低，即经过三个循环的燃料组件；把经历二个循环的燃料组件倒入三个循环的位置；把外区经过一个循环的燃料组件倒入二个循环的位置。这是目前多数电站采用的三分之一倒换料方式。这种方式年均卸料燃耗可达33000MWd/tU。

2. 由里向外的倒换料方式(也称in-out)

这种换料方式是新发展，也称低泄漏换料方式。每次新料装在中心区，减少中子漏失，增加反应性，以提高燃耗深度。这种换料方式有利于获得高燃耗和长周期。用这种模式，每次装的新料均需带可燃毒物，以展平中子通量并提高加料中铀-235的富集度；可燃毒物采用弥散型。

3. 四分之一倒换料方式

每次更换四分之一燃料,新料在堆芯中要经过四个循环。这种换料方式有可能使卸料平均燃耗从33000MWd/tU提高到42000MWd/tU。

93.9.4 燃料管理的主要项目包括:

换料方案研究;换料后反应堆的安全评估;换料堆芯的核设计和物理启动试验和运行数据的提供。

93.10 冷却剂在堆内的流动和热量传递

冷却剂由主泵送入反应堆压力容器的进口,少量冷却剂向上流,主流向下通过环形流道流到下腔室,然后改变流向,经流量分配和均匀化后,沿着

燃料棒之间的流道,顺着燃料棒表面从下往上流,将堆芯的热量带走。流动过程中,由于燃料组件是开式无盒结构,即大量平行的子通道横向是连通的,以及定位格架的强烈搅混作用,冷却剂之间有一定的流动混合现象;另外少量冷却剂则向上流入堆芯吊篮与围板组件之间的空间和控制棒导向管中;流出堆芯的冷却剂通过压力容器出口流入冷却剂环路。

对燃料棒不起直接冷却作用的旁通流量,在压水堆中大约占总流量的6.5%。

裂变能的热量传递和导出过程如图93-6所示。

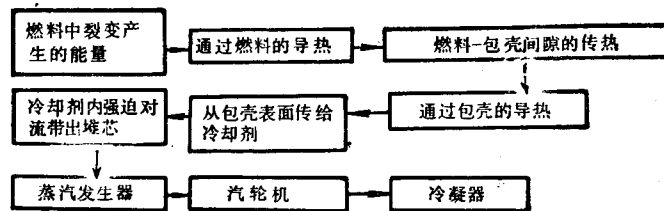


图 93-6 裂变能的传递和导出

93.11 反应堆热源及其分布

93.11.1 反应堆热源

每次核裂变约放出200MeV的能量,它们主要是裂变碎片的动能以及裂变和缓发中子的动能, γ 和 β 射线的辐射能等。因此,在压水堆中,燃料元件的释热率占97.4%,其余能量是在慢化剂、堆内构件、压力容器和屏蔽材料中释放的。

单位体积内的裂变反应率 R (核反应次数/($s \cdot cm^3$))为

$$R = \Sigma_f \Phi \approx N_f \sigma_f \Phi$$

式中 Φ ——中子通量,中子/($cm^2 \cdot s$);

σ_f ——微观裂变截面, cm^2 ;

N_f ——可裂变核的核密度,核数/ cm^3 ;

Σ_f ——宏观裂变截面, cm^{-1} 。

堆芯的体热源 q_v

$$q_v = N_f \sigma_f \Phi E_f f_s \quad \text{MeV}/(s \cdot cm^3)$$

或 $q_v = 1.6021 \times 10^{-13} N_f \sigma_f \Phi E_f \quad \text{W}/cm^3$

式中 E_f ——每次裂变的裂变能;

f_s ——堆芯(主要是元件和慢化剂)的释热量占堆总释热的份额。

堆芯体积释热率与裂变物质的核密度和中子通量的乘积成正比,如裂变物在堆芯中分布均匀,则可认为堆内热源分布和中子通量分布相同。

93.11.2 堆芯内的释热率分布

对动力堆中常见的圆柱形反应堆,假定燃料在堆芯内的分布是均匀的,则圆柱形堆芯的中子通量分布如图93-7所示。其径向为贝塞尔函数分布,轴向为余弦函数分布。

若把坐标原点取在堆的中心,则中子通量为

$$\Phi(r, Z) = \Phi_0 J_0 \left(2.405 \frac{r}{R_0} \right) \cos \left(\frac{\pi Z}{H_0} \right)$$

式中 R_0 、 H_0 ——堆芯的外推半径和外推高度,稍大于实际堆芯半径和高度;

J_0 ——零阶第一类贝塞尔函数;

$\Phi(r, Z)$ ——堆芯内任一空间位置的中子通量;

Φ_0 ——堆中心的通量 $\Phi(0, 0)$ 最大值。

堆芯的释热分布为

$$q_v(r, Z) = q_{v, \max} J_0 \left(2.405 \frac{r}{R_0} \right) \cos \left(\frac{\pi Z}{H_0} \right)$$

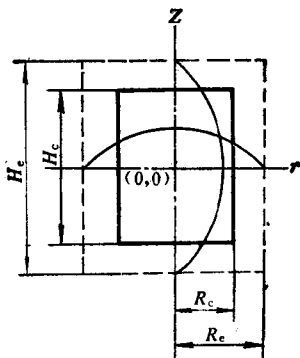


图 93-7 圆柱形堆芯的中子通量分布

93.12 临界热流密度和最小烧毁比

93.12.1 热流密度与临界热流密度

燃料元件表面的热流密度(也称热通量) q 是指每秒每平方厘米通过元件表面的热量(W/cm^2)。

临界热流密度 这是在元件表面某处,使冷却剂从泡核沸腾过渡到膜态沸腾时的热流密度。此时,随着元件表面热流密度的升高,产生了大量气泡,在元件表面便形成一层绝热汽垫,使传热能力下降,元件壁面温度迅速升高,引起包壳破裂,大量放射性物质泄入冷却剂,这就是通常所说的烧毁。

临界热流密度,也称临界热通量或烧毁热流密度,表示为 q_{DNB} 或 q_{CHF} 。 DNB 称偏离泡核沸腾(即 *departure from nucleate boiling*; CHF 是 *Critical heat flux*)。

影响临界热流密度的主要因素:冷却剂的流动几何特性、压力、流速、焓、过冷度和含汽量等。

93.12.2 元件表面的烧毁比和最小烧毁比

烧毁比(也称DNBR) 元件表面某处的临界热流密度 $q_{DNB}(Z)$ 与实际运行热流密度 $q_s(Z)$ 之比,即,

$$DNBR = \frac{q_{DNB}(Z)}{q_s(Z)}$$

最小烧毁比 在压水堆中, q_{DNB} 常用以实验为基础的公式计算(如W-3公式)。由于W-3公式^①的计算值与测量值相比,在95%的可信度内其误差为

$\pm 23\%$,所以,为了安全起见,若DNBR不小于 $1/(1-0.23)$,就不会发生烧毁。故定义最小烧毁比 $DNBR_{min}$,并要求:

$$DNBR_{min} = \left(\frac{q_{DNB}(Z)}{q_s(Z)} \right)_{min} > 1.3$$

可见,最小烧毁比的限值与采用的临界热流密度的计算公式的离散度是有关的。

93.13 反应堆热工设计准则

1. 在正常运行、正常运行瞬态以及中等频率事故工况下,燃料元件表面不允许出现偏离泡核沸腾。使用式(W-3)时,最小烧毁比 $DNBR_{min} > 1.3$;对于稳态额定工况,最小烧毁比一般应在1.8~2.2之间,以便为瞬态工况留出足够的裕量。

2. 不允许燃料芯块中心熔化。二氧化铀熔点为2800℃,考虑到经辐照燃耗后,熔点下降及其它因素的影响,一般规定燃料芯块中心最高温度不超过2590℃。

3. 在稳态额定工况及常见的各种预期事故工况下,不发生因堆芯出口附近冷却剂含汽量较高而出现的水力不稳定性。

93.14 热通道因子和热点因子

反应堆的热工设计开始都是在理想条件下进行的。例如元件的尺寸、包壳的厚度、流道的几何尺寸、燃料的富集度和材料的物性等都严格等于设计所规定的值,中子通量分布也严格按照物理计算的结果。上述这些理想条件均称为名义条件。在名义条件下算出的温度和热流密度等统称为名义值。

然而,名义条件在实际上是不存在的。例如,不可避免的制造公差和装配公差会使元件尺寸偏离名义值;运行期间的元件弯曲会使流道截面不严格等于设计值;节流孔板的尺寸公差将使流量分布偏离设计值;中子通量分布也不会与理想计算值完全相符等。上述偏离的结果会造成温度和热流密度的实际运行值偏离名义值。为了确保反应堆安全可靠运行,必须在设计中预先考虑到这些问题。热通道因子和热点因子就是基于这一考虑提出来的。

93.14.1 热通道因子、热点因子的定义

热通道因子和热点因子一般定义为最大可能值与名义平均值之比。在压水堆的热工水力设计中主

① W-3公式是美国西屋公司发展的第三个临界热流密度关系式。

要考虑最大冷却剂焓升热通道因子和最大热流密度热点因子。它们分别定义如下:

$$F_{\Delta H} = \frac{\Delta H_{\max}}{\Delta H_{\text{nom av}}} = \text{焓升热通道因子}$$

$$F_Q = \frac{q_{\max \text{ loc}}}{q_{\text{nom av}}} = \text{热流密度热点因子}$$

式中 $\Delta H_{\max}$ ——热通道内的最大焓升;

$\Delta H_{\text{nom av}}$ ——堆芯的名义平均焓升;

$q_{\max \text{ loc}}$ ——最大热流密度;

$q_{\text{nom av}}$ ——名义通道内的平均热流密度。

93.14.2 热通道和热点因子的分类

根据造成上述热通道因子和热点因子的物理偏离因素,通常可把热通道因子和热点因子概括地分为两类:一类是与核有关的,称为核热通道因子;另一类是与非核部分的工程因素有关的,称为工程热通道因子。

工程热通道因子又可分为机械因子和流量分配因子,通常用机械因子来表示由于制造公差、燃料富集度、密度、热物理特性等偏离名义值所产生的

表 93-3 典型压水堆的热通道因子

热 通 道 因 子	F_Q	$F_{\Delta h}$
径向功率密度分布不均匀系数	1.43	1.43
局部功率峰值因子	1.05	1.05
轴向功率密度分布不均匀系数	1.53	—
核 热 通 道 因 子	2.37	1.50
制造公差	1.03	1.13
冷却剂入口不均	—	1.05
热管内冷却剂横向流动	—	1.05
冷却剂混流使功率峰的下降	—	0.88
工 程 热 通 道 因 子	1.03	1.1
总的热通道因子	2.50	1.65

影响;用流量分配因子来表示诸如孔板节流、压力壳几何形状的缺陷造成的流量分配偏离名义值所产生的影响。这些因素的影响均可用相应的子因子来表示。这样,就可利用这些子因子来分别考虑各个工程基本量对焓升和热流密度的影响。

表93-3举例列出典型压水堆热通道因子的组成情况。

表93-3中的热通道因子是对首炉堆芯而言的,在燃耗过程中,热通道因子将会逐渐变小,这是因为随着燃耗的增加,径向功率分布逐渐趋于均匀,局部功率峰将会减小。

93.15 堆芯主要尺寸的确定

堆芯主要尺寸首先取决于所允许的最大线功率密度。建造轻水堆初期,把避免燃料芯块熔化做为选择最大允许线功率密度的依据,近些年来,则增加了很多更加苛刻的限制,其中包括由堆芯事故冷却能力引起的要求及包壳管与核燃料这一材料对的耐用性要求。大多数压水堆所选择的堆内燃料棒平均线功率密度为170~208W/cm,相应地新堆满负荷时的最高值为425~520W ($F_Q=2.5$)。各个核电站的差别主要在于堆芯事故冷却装置的能力和多重性。

根据满负荷时的最大允许线功率密度 $q'_{\max}$ 、给出的 F_Q 以及堆芯热功率 N_{th} , 可求出平均线功率密度 $\bar{q}'$ 及燃料棒在堆芯内的最低限度总长 L :

$$\bar{q}' = \frac{q'_{\max}}{F_Q} \quad L = \frac{N_{th} f}{\bar{q}'}$$

式中 f ——反应堆热功率在燃料棒中的释热份额。

根据总长 L 求出组件数和燃料高度时,还必须考虑堆芯高/直径比一般应介于0.9~1.1之间,以及堆芯的可布置性。

第 94 章 压水堆核电站系统与设备

94.1 压水堆核电站组成

压水堆核电站按工程习惯通常分为核岛和常规岛两大部分。它主要由反应堆、一回路、二回路及其辅助回路系统等组成,其系统见图94-1。

94.2 压水反应堆

压水反应堆是目前技术上最成熟的一种堆型。

压水反应堆是用高压、高温水(约15.8 MPa、343℃)作冷却剂兼作慢化剂,用低浓二氧化铀(约2~

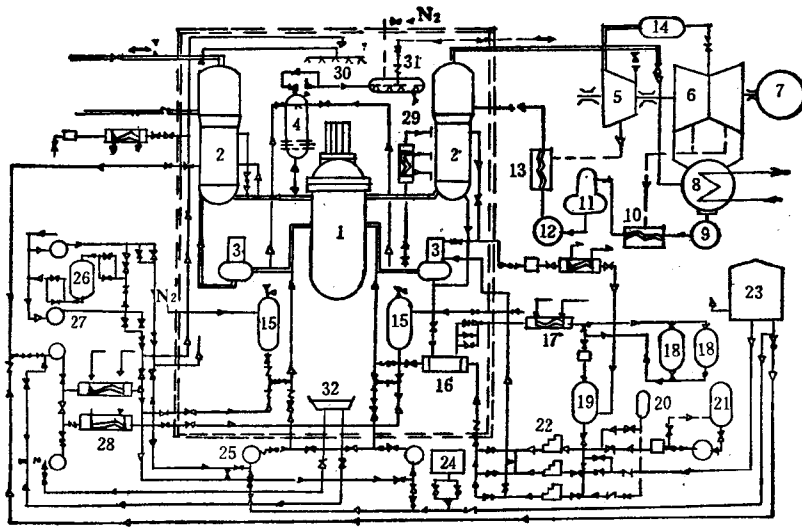


图 94-1 压水堆核电站系统总图

1—反应堆 2—蒸汽发生器 3—主循环泵 4—稳压器 5—汽轮机高压缸 6—汽轮机低压缸 7—发电机 8—冷凝器 9—凝结水泵 10—低压加热器 11—除氧器 12—给水泵 13—高压加热器 14—汽水分离再热器 15—安全注入箱 16—再生热交换器 17—下泄热交换器 18—离子交换器 19—容积控制箱 20—化学物添加箱 21—硼酸贮存箱 22—上充泵 23—换料水箱 24—硼酸注射器 25—高压安全注入泵 26—氢氧化钠贮存箱 27—安全壳喷淋泵 28—停堆冷却热交换器 29—过剩下泄热交换器 30—安全壳喷淋管线 31—卸压箱 32—安全壳地坑

4%铀-235)作核燃料,实现可控的自持链式裂变反应装置。

反应堆主要由堆芯结构、堆内构件、压力容器、控制棒驱动机构和堆内测量系统等组成。压水反应堆结构概貌见图94-2。

冷却剂从反应堆压力容器进口接管流入。少量冷却剂向上流,冷却顶盖;主流则沿吊篮与压力容器之间的环形通道下行至堆下腔室。然后转而向上,流过堆芯,带走堆芯中核裂变释放出的热,载热冷却剂经堆上腔室,从出口接管流出;另外有少量冷却剂向上流到围板和吊篮之间的空间,最后,通过压力容器的出口接管与主流一起流入冷却剂环路。

反应堆压力容器能承受堆内构件、堆芯、堆冷却剂、控制棒及其驱动机构等的重量;冷却剂管道的部分重量、热应力以及万一发生地震和反应堆冷却剂管道断裂事故所产生的作用力等,并通过压力容器进出口接管底部的支承垫坐落在支承结构上,由它把重量力和力矩传递给堆坑四周混凝土基础

(兼作屏蔽墙)。支承结构设有通风冷却,以防混凝土基础过热。

压水堆的主要优点:结构紧凑、体积小、功率密度高、平均燃耗较深、单堆功率大、采用多道屏障密封、对环境污染少、且具有水温度负反应性效应,比较安全可靠。

压水堆的主要缺点:水的沸点较低,热工参数受到限制,热效率低些;压力容器制造技术要求高;需以低浓铀作燃料。反应堆全部结构部件在核电站工作寿期40年内能保持良好的性能,即使在事故情况下仍能保证反应堆结构的完整性。

94.2.1 堆芯结构

堆芯结构是反应堆的核心构件,在这里实现核裂变反应,核能转化为热能;同时它又是强放射源。

压水反应堆的堆芯结构位于压力容器的冷却剂环路进出口以下,由核燃料组件及其相关组件按一定栅格布置而成。图94-3所示为30~60万kW压水