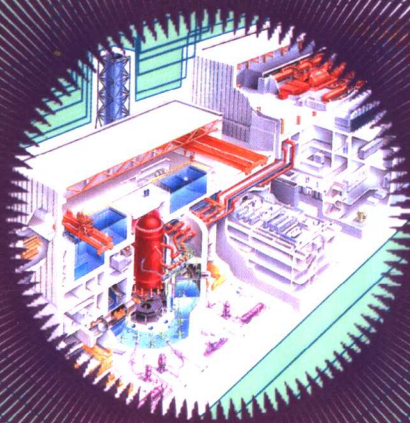


核电站辐射测量技术

凌球 郭兰英 李冬馥 编著



原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

核电站辐射测量技术/凌球 郭兰英等编著. —北京:原子能出版社,1998.6
ISBN 7-5022-1813-0

I. 核… II. 凌… III. 核电站-辐射测量 IV. TL75

中国版本图书馆 CIP 数据核字(98)第 03858 号

内 容 简 介

本书共分九章:第一章是概述,简要介绍了核电站;第二章介绍核辐射探测原理和探测方法;第三章至第六章介绍不同测量目的所采用的测量系统和测量技术;第七章介绍核电站辐射实验室分析系统;第八章介绍核电站个人剂量监测系统;第九章介绍表面沾污监测系统。

本书可作为大学“核工程与核技术”专业的本科生、研究生和从事核辐射测量与辐射防护的工程技术人员及管理人员的参考书。

原子能出版社出版 发行

责任编辑:袁祖伟

社址:北京市海淀区阜成路 43 号 邮政编码:100037

北京朝阳科普印刷厂印刷 新华书店经销

开本:787×1092mm 1/16 印张: 16 字数: 400 千字

2001 年 12 月北京第 1 版 2001 年 12 月北京第一次印刷

印数:1000 册

定价: 32.00 元

前 言

核科学技术经历了几十年的研究和发展,对人类做出了巨大贡献,核能发电就是其突出贡献之一。

核能发电的主要应用是以核反应堆作电站的动力装置和舰艇的动力装置。例如核电站和核潜艇。

核电站与其他种类电站的主要差别是核反应堆运行中有核辐射发射,所以核电站设置有许多核辐射测量系统,目的是从中得到反应堆功率及其分布的信息、一些设备的完整性信息、核电站及其周围环境放射性水平的信息等。这些信息直接或间接地被用于保障反应堆安全运行、工作人员辐射防护和核电站及其周围环境的保护。因此,核电站辐射测量技术与其他常规核辐射测量技术在功能上有差别,例如,核电站的有些核辐射测量系统有联动功能(但不是闭环控制)和三级报警功能。联动功能方面如提供紧急停堆信号给有关系统,该系统接到紧急停堆信号后就使反应堆紧急停堆;又如提供废物停止排放信号,相应的排放阀门接到这个信号后就关闭排放阀门,使不符合排放条件的废物停止排放,待处理后再排放;三级报警是指核辐射测量系统设置有一定的阈值、高阈值和高高阈值,当测量结果超过相应阈值时,系统就发出视听可以区别的超阈、超高阈、超高高阈报警信号。

本书在总结“核工程与核技术”专业和核电站工程技术人员培训教学和科研成果及实际从事核电站辐射测量工作的基础上,紧密结合核电站至今仍在运用的一些与安全有关的核辐射测量系统编写而成,以提供给“核工程与核技术”专业本科生、研究生和核电站从事核辐射测量与辐射防护的工程技术人员作参考。作者也希望能为研制出更先进的、数字化、小型化、一体化核辐射测量仪器提供一些基本技术。

本书所介绍的核电站辐射测量系统同样可以用于核动力装置舰艇的核辐射测量。

在本书编著过程中,南华大学赵修良副教授帮助译阅过不少资料。责任编辑袁祖伟老师给予了许多帮助指导,在此对他们一并表示衷心的感谢!

该书是我国第一部专门讨论核电站辐射测量技术的书,由于编著者水平有限,书中缺点和错误在所难免,敬请读者批评指正。

编著者

2001年10月

目 录

第一章 核电站概述	1
1.1 裂变反应	1
1.2 核电站动力装置	2
1.2.1 一回路系统	4
1.2.2 一回路辅助系统	4
1.2.3 二回路系统	4
1.2.4 压水堆本体结构	5
1.3 核电站的核辐射	13
1.3.1 中子辐射	13
1.3.2 γ 辐射	14
1.3.3 放射性气体与气溶胶	14
1.4 核电站辐射测量技术的特点	15
参考文献	15
第二章 核辐射探测原理及探测方法	16
2.1 核辐射探测原理	16
2.1.1 带电粒子的探测原理	16
2.1.2 X 和 γ 射线的探测原理	19
2.1.3 中子的探测原理	21
2.2 气体探测器	23
2.2.1 电离室	23
2.2.2 正比计数管	24
2.2.3 G-M 计数管	26
2.2.4 气体探测器的工作特性	28
2.3 半导体探测器	30
2.3.1 半导体探测器工作原理	30
2.3.2 PN 结型半导体探测器	31
2.3.3 锂漂移型半导体探测器	32
2.3.4 高纯锗(HPGe)探测器	33
2.4 闪烁探测器	34
2.4.1 闪烁探测器的工作原理	35
2.4.2 闪烁体	35
2.4.3 光电倍增管	38
2.4.4 高压电源和分压器	41
2.5 核辐射测量方法	42
2.5.1 α, β 放射性活度测量的小立体角法	42
2.5.2 γ 射线能谱测量	44
2.5.3 低水平放射性测量	48
参考文献	54

第三章 反应堆的核测量	55
3.1 反应堆功率测量系统	55
3.1.1 反应堆功率测量原理	55
3.1.2 反应堆周期测量原理	56
3.1.3 反应堆功率测量系统概述	57
3.1.4 源量程测量通道	61
3.1.5 中间量程测量通道	64
3.1.6 功率量程测量通道	67
3.1.7 反应堆功率测量系统测量的参量	74
3.2 堆芯中子通量密度测量系统	77
3.2.1 堆芯中子通量密度测量系统的功能	77
3.2.2 堆芯中子通量密度测量系统的组成和布局	77
3.2.3 机电设备	78
3.2.4 中子探测器	82
3.2.5 电子学设备	83
3.2.6 堆芯中子测量系统的工作方式	90
第四章 核电站工艺辐射监测	94
4.1 核裂变产生的核辐射	95
4.1.1 裂变中子和裂变 γ 射线	95
4.1.2 裂变产物及其辐射特性	95
4.2 燃料元件包壳总破损辐射监测	98
4.2.1 燃料元件棒中裂变产物的动力学方程	98
4.2.2 燃料元件包壳破损辐射监测的关键核素	99
4.2.3 裂变产物由燃料元件包壳破损处向冷却剂的释放	102
4.2.4 燃料元件包壳破损监测方法概述	103
4.2.5 一回路冷却剂 γ 放射性的连续监测	103
4.2.6 一回路冷却剂放射性采样测量	106
4.2.7 辐照后燃料元件包壳破损的吸漏检测	109
4.3 蒸汽发生器泄漏监测	113
4.3.1 蒸汽发生器排污系统排水的 γ 放射性监测	113
4.3.2 蒸汽中 ^{16}N 的放射性测量	115
4.4 一回路压力边界泄漏监测	119
4.4.1 安全壳内气溶胶总 β 放射性监测	119
4.4.2 安全壳内空气中气载碘放射性监测	124
4.4.3 安全壳内空气中惰性气体放射性监测	126
4.4.4 安全壳内空气中 ^{13}N 的放射性测量	127
参考文献	129
第五章 排出流辐射监测	130
5.1 概述	130
5.2 气态排出流辐射监测	131
5.2.1 烟囱排气辐射监测	131
5.2.2 凝汽器抽气排气辐射监测	135

5.3 液态排出流辐射测量	137
5.3.1 概述	137
5.3.2 采样及测量	138
5.3.3 校准技术	142
参考文献	143
第六章 区域辐射测量	144
6.1 概述	144
6.1.1 区域辐射测量功能	144
6.1.2 区域辐射测量通道	144
6.1.3 对区域辐射测量的要求	145
6.2 区域 γ 辐射测量	145
6.2.1 区域的划分	145
6.2.2 利用电离室探测器测量区域 γ 放射性	146
6.2.3 利用 G-M 计数管测量区域 γ 放射性	150
6.2.4 γ 放射性测量系统的校准技术	152
6.3 区域中子剂量当量水平测量	154
6.3.1 区域中子剂量当量水平的连续测量	154
6.3.2 场所区域中子剂量当量率的巡测	158
6.3.3 校准技术	158
6.4 区域空气辐射测量	159
6.4.1 放射性气溶胶的测量	160
6.4.2 区域空气中放射性碘的测量	162
6.4.3 惰性气体放射性的测量	164
6.4.4 ^3H 和 ^{14}C 的测量	166
6.4.5 校准技术	166
参考文献	167
第七章 核电站辐射实验室分析测量系统	169
7.1 概述	169
7.2 弱放射性总 α 、总 β 活度的测量	170
7.2.1 样品的采集	170
7.2.2 样品的处理及制样	172
7.2.3 实验室分析测量装置	172
7.2.4 探测效率的刻度	174
7.3 γ 核素比活度测量	174
7.3.1 样品的采集	174
7.3.2 样品的处理	175
7.3.3 γ 射线谱仪	176
7.3.4 γ 谱仪的刻度	178
7.4 特殊核素的测量	179
7.4.1 ^3H 的测量	179
7.4.2 ^{90}Sr 的测量	185
7.5 探测环境条件及测量结果分析	190

7.5.1 探测环境条件	190
7.5.2 测量结果分析	190
附录 A 用于个人剂量计的剂量当量转换系数	194
附录 B 单位注量的周围剂量当量	198
参考文献	198
第八章 核电站个人剂量监测系统	199
8.1 概述	199
8.2 X、 γ 外照射个人剂量的测量	199
8.2.1 用热释光剂量计测量	200
8.2.2 用胶片剂量计测量	210
8.2.3 用辐射光致荧光玻璃剂量计测量	212
8.2.4 用半导体探测器测量	213
8.3 中子外照射个人剂量的测量	220
8.3.1 概述	220
8.3.2 用组合式反散射中子剂量计测量	220
8.3.3 用核乳胶快中子个人剂量计测量	226
参考文献	227
第九章 表面沾污监测系统	228
9.1 概述	228
9.2 现场地面、墙壁及设备的放射性表面沾污的测量	230
9.2.1 直接测量	231
9.2.2 采样测量	235
9.3 非一次性劳保用品表面沾污的测量	236
9.3.1 工作鞋的监测	237
9.3.2 工作服的监测	238
9.4 人体全身表面沾污的测量	239
9.4.1 概述	239
9.4.2 控制水平及仪器执行限值	239
9.4.3 测量装置	240
9.4.4 探测效率的测定	242
9.4.5 测量技术	244

第一章 核电站概述

核电站是利用原子核裂变反应过程中释放的核能来发电的。核能发电包括由核能转换为热能,热能转换为机械能,机械能转换为电能的全过程。

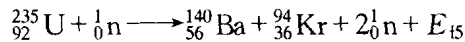
核电站的动力装置是核反应堆。由此可以说用于动力或发电的反应堆简称为动力堆。动力堆堆型主要有轻水堆、重水堆、气冷堆、快中子增殖堆等;轻水堆又包括压水堆和沸水堆。前三类是热中子堆,即裂变反应主要由能量在 0.0253 eV 附近的热中子引起。最后一类裂变反应由能量在 0.1 MeV 以上的快中子引起。

世界上大多数核电站是压水堆核电站。我国已投入运行的也都是压水堆核电站。在建的除了秦山核电站两个 700 MW 的重水堆机组以外也都是压水堆核电站。我国的压水堆核电站将完全国产化和标准化。以下主要介绍压水堆核电站。为便于理解,首先讨论裂变反应。

1.1 裂变反应

1938 年 O. Hahn 和 F. Strassmann 发现,在中子轰击下,铀等重核通常可以分裂成质量差不多的两个原子核(称为裂变碎片);L. Meitner 提议称这种现象为核裂变。

裂变分为自发裂变和诱发裂变。反应堆内燃料核的核裂变为中子诱发的核裂变。能被热中子诱发裂变的核素叫易裂变核,它们可用作核燃料。 ^{235}U , ^{239}Pu 和 ^{233}U 等都是易裂变核。例如 ^{235}U 的裂变反应



每一次核裂变平均产生 2.43 个中子,释放出的裂变能 E_{f} 约有 200 MW。裂变能释放形式由表 1-1 给出。

表 1-1 ^{235}U 的裂变能

释放形式	释放的能量/MeV
裂变碎片的动能	168
裂变产物的 β 射线	8
裂变产物的 γ 射线	7
中微子	12
瞬发 γ 射线	7
裂变中子动能	5
总能量	207

由表 1-1 可以看出,绝大部分裂变能以裂变碎片的动能形式释放出来。裂变碎片的射程很短,所以这部分能量几乎都在核燃料块内转化为热能。除了中微子可以不受阻碍地穿出堆外把它的动能带走以外,裂变中子、 β 射线和 γ 射线基本上都将被堆内物质吸收,即它们的能

量几乎也都在堆内转化为热能。

若设以 ^{235}U 为燃料的反应堆平均热中子通量密度为 $\varphi(1/\text{cm}^2 \cdot \text{s})$, ^{235}U 的热中子宏观裂变截面为 $\Sigma_{f5}(1/\text{cm})$, ^{235}U 所占体积为 $V(\text{cm}^3)$,每次裂变所放出的能量为 $\Sigma_{f5}(\text{MW} \cdot \text{s})$,则反应堆功率 $P(\text{MW})$ 为:

$$P = \varphi \Sigma_{f5} V \Sigma_{f5} \quad (1-1)$$

^{235}U 所占体积可由反应堆装料的 ^{235}U 质量 $m(\text{g})$ 求得 $V = \frac{m}{\rho}$,其中 ρ 为铀的密度($\text{g} \cdot \text{cm}^{-3}$),将 $\Sigma_{f5} = 28.0 \text{ cm}^{-1}$, $E_{f5} = 200 \text{ MeV}$, $1\text{W} = 6.243 \times 10^{12} \text{ MeV/s}$ 代入,可得反应堆功率为 $P(\text{MW})$ 的反应堆每天裂变次数(即裂变率)为:

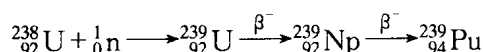
$$\text{裂变率} = \frac{P \times 10^6 \times 86400}{200 \times 1.60 \times 10^{-13}} = 2.68 \times 10^{21} P (\text{裂变数/d}) \quad (1-2)$$

即功率为 $P(\text{MW})$ 的反应堆每天消耗 $2.68 \times 10^{21} P$ 个 ^{235}U 原子。再乘以 ^{235}U 的克原子量并除以阿伏加德罗常数后,则换算成为每天需要进行裂变的 ^{235}U (即燃耗率):

$$\text{燃耗率} \approx 2.68 \times 10^{21} P \times \frac{235}{6.02 \times 10^{23}} = 1.05 P \text{ g/d} \quad (1-3)$$

这表明每天使 $1 \text{ g } ^{235}\text{U}$ 裂变产生的热功率约为 1 MW 。考虑到 ^{235}U 在反应堆内是以裂变和辐射俘获两种方式消耗的,所以实际每天消耗的 ^{235}U 比上面这个值要大 σ_a/σ_f 倍, ^{235}U 吸收热中子的微观截面为 $\sigma_a = \sigma_f + \sigma_c = 578.8 \text{ b}^*$,热中子微观裂变截面为 $\sigma_f = 531.1 \text{ b}$,故实际燃耗率为 $1.05 P \times 1.169 = 1.23 P \text{ g/d}$ 。这种估算中没有考虑燃料中 ^{238}U 裂变的影响。

天然铀中 ^{235}U 的含量仅约占 0.7% ,其余大部分是 ^{238}U 。 ^{238}U 吸收中子后经过两次 β^- 衰变生成成为易裂变的 ^{239}Pu 核:



^{238}U 称为可转换材料。

链式裂变反应可以在很短的时间内产生很多次核裂变,因而释放出巨大的能量,如果不加以控制就会造成巨大的破坏力。人们对利用核能的装置即核反应堆采取了一些措施,在核裂变的过程中,使上一代轰击燃料核的中子数目和下一代轰击燃料核的中子数目基本相等,即达到一个临界状态。这时,由燃料核裂变反应所释放出来的核能基本稳定。因而,核电站反应堆内的燃料核裂变为受控核裂变。

1.2 核电站动力装置

不同类型反应堆的核电站,其动力回路不同。压水堆核电站动力装置主要由反应堆一次冷却剂(水)回路(又称一回路)、二次汽、水回路(又称二回路)及其辅助系统组成。反应堆就是由燃料核发生受控自持链式裂变反应释放能量的锅炉(又称核锅炉)。一次冷却剂(又称载热剂)从核反应堆内带出裂变产生的热能。温度升高了的冷却剂在蒸汽发生器一次侧的U型传热管内将热量传到U型管外二次侧的工质(水),完成核裂变能转换为热能的能量转换过程;

* $1 \text{ b} = 1 \times 10^{-28} \text{ m}^2 = 1 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$ 。——编辑

二次侧的工质(水)被加热蒸发为二回路的主蒸汽(饱和蒸汽),主蒸汽在汽轮机内膨胀做功,将蒸汽焓释放出的热能转换成汽轮机的转子转动的机械能,这一过程为热能转换为机械能的能量转换过程;汽轮机的旋转转子直接带动发电机的转子旋转,使发电机发出电能,这就是机械能转换为电能的能量转换过程。以上三种能量转换过程的后两种与常规的火电站的工艺过程完全相同。压水堆核电站原理流程图由图 1.1 a)给出。

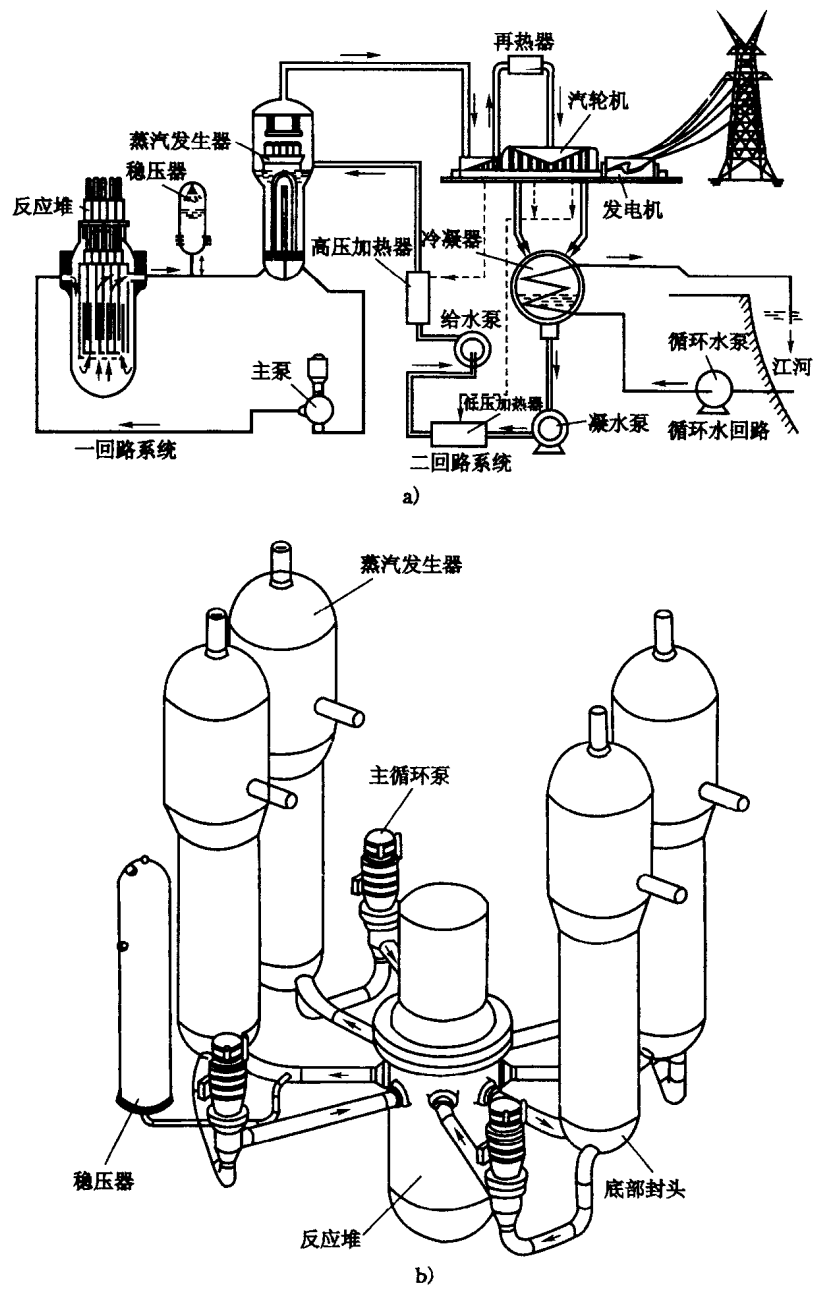


图 1-1 压水堆动力装置的回路系统

a) 压水堆核电站原理流程图;

b) 由 4 个独立的冷却环路组成的一回路系统图。

1.2.1 一回路系统

现代大功率压水堆核电站动力装置的一回路系统(或称主回路系统)通常由 2~4 个独立的对称并联连接在反应堆容器接管上的密封冷却环路组成[见图 1.1 b)]。每个冷却环路各有一台蒸汽发生器和一台冷却剂主循环泵和相应的管道、阀门。几个环路共用一台稳压器。一回路内高温高压含硼水,由反应堆冷却剂主循环泵唧送,流经反应堆堆芯,冷却剂吸收了核燃料裂变释放的热能,再流经蒸汽发生器内一次侧的传热管(一般为倒 U 型管),通过蒸汽发生器传热管壁,将热能传给传热管外的蒸汽发生器内二回路系统的蒸汽发生器给水,使它变成蒸汽;然后,再由主循环泵重新唧送至反应堆内。如此循环往复,构成一个密闭的循环回路。它的主要作用是将一回路系统中带放射性物质的主要设备包在一起,以防止放射性物质向外扩散。一回路系统及其主要辅助系统布置在安全壳内。核电站安全壳是一个低压密封容器。一回路系统的压力由稳压器来控制。一回路设备与管道组成压力边界。

1.2.2 一回路辅助系统

为了保证反应堆和一回路系统能正常运行及调节,并为一些重大事故提供必要的安全保护及防止放射性物质扩散的措施,核电站还设置有一回路辅助系统。主要的辅助系统及其主要功能简述如下。

化学和容积控制系统(简称化容系统)主要为反应堆冷却剂系统提供容积控制和化学控制。容积控制是保持反应堆冷却剂系统内合适的水容积,使稳压器水位按规定的水位—功率程序变化。化学控制即加硼、除硼、调硼,以控制反应性。加氢抑制氧分解,加联氨除氧,加氢氧化锂调 pH 值等,以保持一回路的水质。

安全注射系统是个安全设施,一旦核电站一回路系统设备或管道发生破损事故时,它就向堆芯紧急注入高硼冷却水,防止堆芯因失水而造成烧毁事故。

核取样系统的作用是从一回路、一回路辅助系统及部分二回路系统引取一些有放射性的液体、气体样品进行化学和放射化学分析,监测一回路主、辅系统的运行状况,监督一回路水质。以保证一回路系统安全运行,减少厂房内剂量。

设备冷却水系统是为核电站一回路主、辅系统接触放射性物质的设备和向核岛内所有冷却器及热交换器提供冷却水。设备冷却水作为中间冷却水防止了海水的污染;硼和水补给系统是为一回路主、辅系统贮存和供应用于反应性控制的硼酸和再生水;停堆冷却系统是将反应堆停堆后的剩余热量带走,使堆芯冷却剂温度降低到允许温度。当一回路发生失水事故时可作为安全注射系统的一部分;安全壳喷淋系统是在核电站发生失水事故或二回路主蒸汽管道破裂事故时用来降低安全壳压力和温度,使放射性蒸汽凝结下来;去污清洗系统是对一回路主、辅系统的放射性设备进行就地去污及为去污提供去污设施。

1.2.3 二回路系统

二回路系统的主要功用是将蒸汽发生器中产生的饱和蒸汽供汽轮发电机组作功发电。所以核电站二回路厂房和火电站汽轮发电机厂房基本一样。二回路的主要设备和管路系统布置在汽轮发电机厂房内。二回路由汽水分离器、汽轮机、冷凝器、凝结水泵、给水泵、给水加热器、除氧器等设备组成。二回路给水吸收了一回路的热量后蒸发产生饱和蒸汽,蒸汽进入汽轮机

高低压气缸之间的汽水分离器去湿,合格的干饱和蒸汽进入汽轮机做功,乏汽进入冷凝器凝结成水。冷凝水由主凝结水泵送至低压加热器,再由给水泵送到高压加热器,加热后重新送入蒸汽发生器二次侧,如此循环往复构成二回路的密闭循环系统(见图 1-1a)。二回路水是不带放射性的。

1.2.4 压水堆本体结构

压水堆是加压水冷却、慢化型核反应堆的简称。压水堆经过 40 多年的发展,其本体结构经过多次改进,现在它的各个方面已相当成熟,并已基本定型,其主要部件均已标准化和系列化。

压水堆本体结构主要有:反应堆堆芯结构(又称活性区,简称堆芯),反应堆堆内支持结构(简称堆内构件),反应堆(压力)容器(习惯上称为压力壳)和控制棒驱动机构等。反应堆本体结构的特性是要保证核燃料能在堆内进行可控的链式核裂变反应,并保证能把核裂变产生的能量(转换成的热能)有效地导出,以保证即使在事故情况下反应堆结构的完整性和安全性。

图 1-2 给出了压水堆本体结构图。

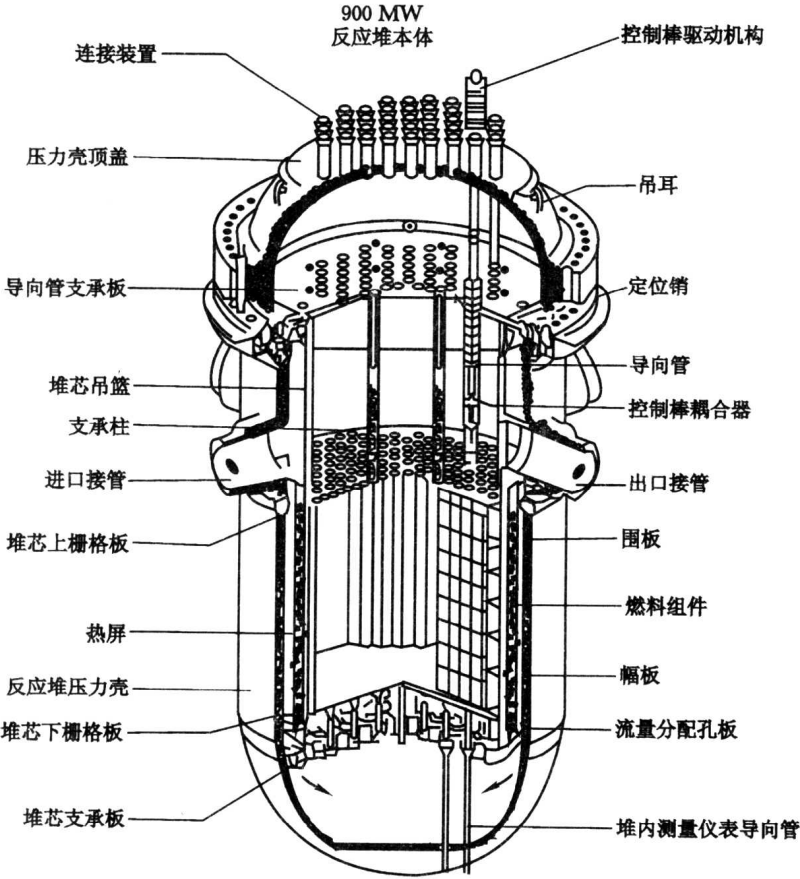


图 1-2 压水堆本体结构图

1.2.4.1 压水堆堆芯结构

反应堆堆芯是放置核燃料、进行可控链式核裂变反应的地方,也是不断释放出大量能量并转换为热能的源泉,同时它又是强辐射源。因此,堆芯结构是反应堆的核心构件。

压水堆堆芯被一个钢制“堆芯吊篮”所包围,并被支撑在反应堆容器内,位于反应堆容器的冷却回路进出口以下,在整个反应堆容器内中间偏下位置(见图 1.2)。

压水堆堆芯结构由核燃料组件、控制棒组件、固体可燃毒物组件、中子源组件和阻力塞组件等堆芯组件组成。图 1-3 给出了电功率为 900 MW 级典型压水堆首次装料的堆芯结构布置情况。堆芯共有 157 个燃料组件,其中 49 个燃料组件中插有控制棒组件,68 个燃料组件中装有固体可燃毒物组件,4 个装有中子源组件,其余的都装有阻力塞组件。控制棒组件是核反应

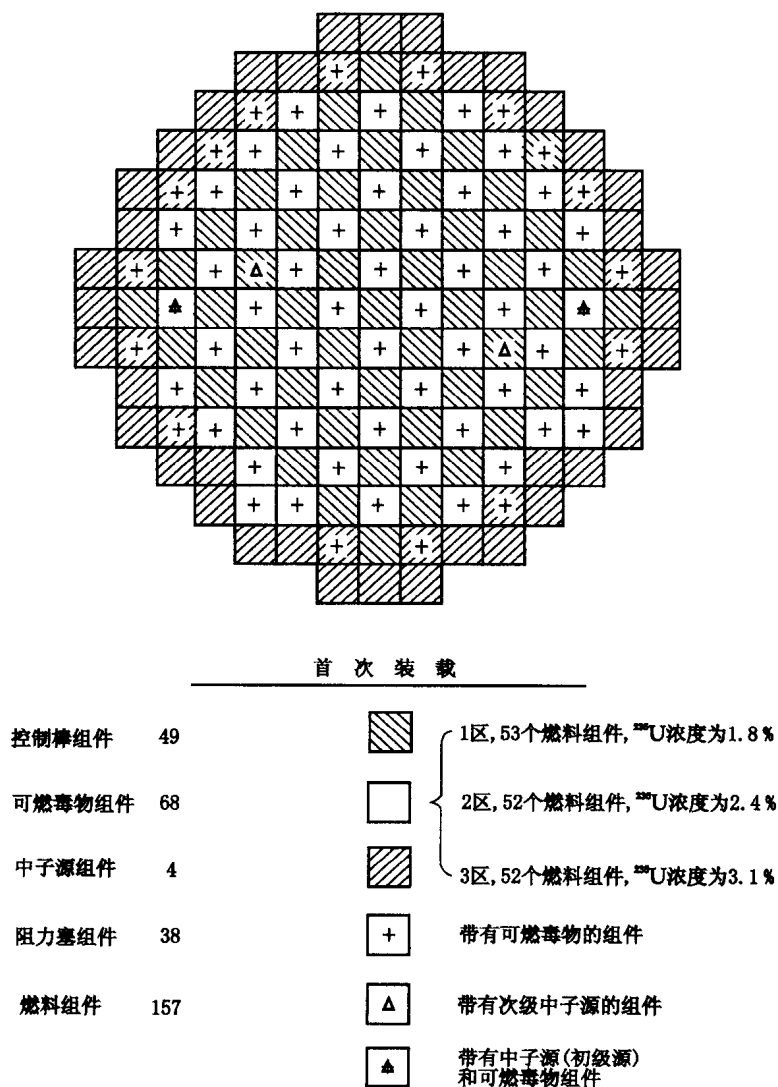


图 1-3 900 MW 级压水堆首次装料堆芯布置图

堆控制部件,用它来控制反应堆的核裂变反应速率,启动和停堆,调整反应堆的功率;固体可燃毒物组件是用来补偿初始堆芯因全部装入新燃料而比后继循环有更大的剩余反应性的;中子源组件是用于反应堆启动时点火的;阻力塞组件主要是用来阻止控制棒导向管内冷却剂的漏流,使绝大部分冷却剂能有效地冷却发热元件。燃料组件被安置在承放堆芯的下栅格板上,外侧用包络堆芯的堆芯围板定位。上栅格板放置在燃料组件顶部的压紧弹簧上,用以防止在事故情况下由于水力不稳定而使燃料组件上升。

现代压水堆普遍采用了无盒、带指形控制组件的棒束型核燃料组件。组件内的燃料元件棒按正方形排列,常用的有 14×14 、 15×15 、 16×16 和 17×17 等几种栅格型式燃料组件。900 MW 级压水堆采用 17×17 栅格型式燃料组件。所有的燃料组件都是机械结构、几何形状完全相同的开式组件,如图 1-4 所示。每个这样的组件共有 264 根燃料元件棒,24 根控制棒导向管,组件中心位置为一根堆内中子通量密度测量导管。按 17×17 阵列布置的燃料元件棒由 6~8 个定位格架及上管座、下管座、控制棒导向管构成的组件骨架支持和定位。为了提高堆芯功率密度和充分利用核燃料,首次装料时采用三个不同的²³⁵U 富集度(浓度)的核燃料组件、它们的质量分数分别是 1.8%、2.4%、3.1%,这是根据设计要求确定的。

1.2.4.2 堆内构件

堆内构件的主要作用是支承和固定堆芯组件并承受堆芯重量;确保控制棒驱动线正确对中并为控制棒运动导向;为反应堆冷却剂提供流道,为反应堆容器提供热屏蔽,使其少受快中子和 γ 射线的辐照;为堆内核测量装置和控制棒组件提供机械导向。所以堆内构件是指反应堆容器内起上述作用的一些不锈钢结构件。大体上可将堆内构件分为两个部件:堆芯下部支承部件和堆芯上部压紧部件。图 1-5 a) 是压水堆堆芯下部支承结构的剖视图,图 1.5 b) 和堆芯上部压紧部件构件图。

堆芯下部支承部件包括堆芯吊篮和堆芯支承板、堆芯围板和幅板构件、堆芯下栅格板、热屏蔽及防断支承组件等。

堆芯吊篮和堆芯支承板及堆芯下栅格板的作用主要是承担堆芯组件的全部重量并支撑和固定堆芯;在堆芯吊篮内直角曲折形状的围板和沿轴向几块直角的折形状的幅板构件包围着整个堆芯组件,以引导反应堆冷却剂流过燃料组件所在位置,更有效地将热量带出堆外,并保证燃料组件外围的 1 mm 均匀水隙。围板外围水层起反射层作用;热屏蔽是具有一定厚度的不锈钢圆筒,它的主要作用是和吊篮一起屏蔽由堆芯射出来的中子和 γ 射线,以减小中子和 γ 射线对反应堆容器的辐射损伤;防断支承组件由支柱、缓冲器、防断中板和防断底板构成,它的作用是防止吊篮断裂造成事故。一旦吊篮发生断裂,堆芯突然垂直下落时防止反应堆容器受撞击而损坏并确保不造成反应堆超临界事故。

堆芯上部压紧部件在反应堆内,处在吊篮的上方,用它来压住燃料组件,以防止燃料组件因冷却剂流动的水力冲击而发生向上移动。同时又能保证控制棒对中并起导向作用;使控制棒在堆芯内能平稳地上抽、下插,执行控制反应性任务。压紧部件还是堆芯冷却剂出口温度测量装置和堆内核测量装置的支承。

堆芯上部压紧部件主要由导向筒支承板、堆芯上栅格板、导向筒和支承柱等构件组成。

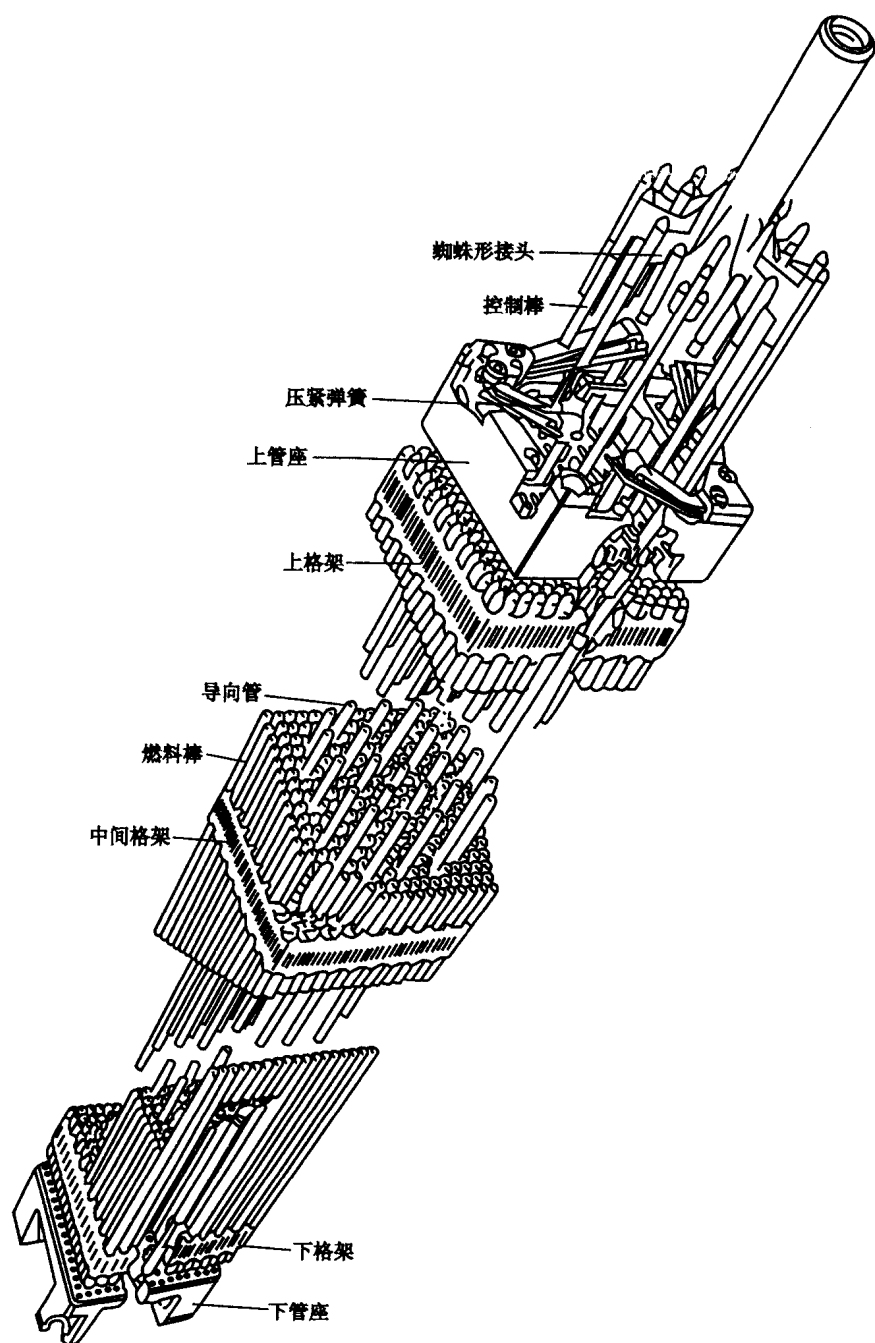
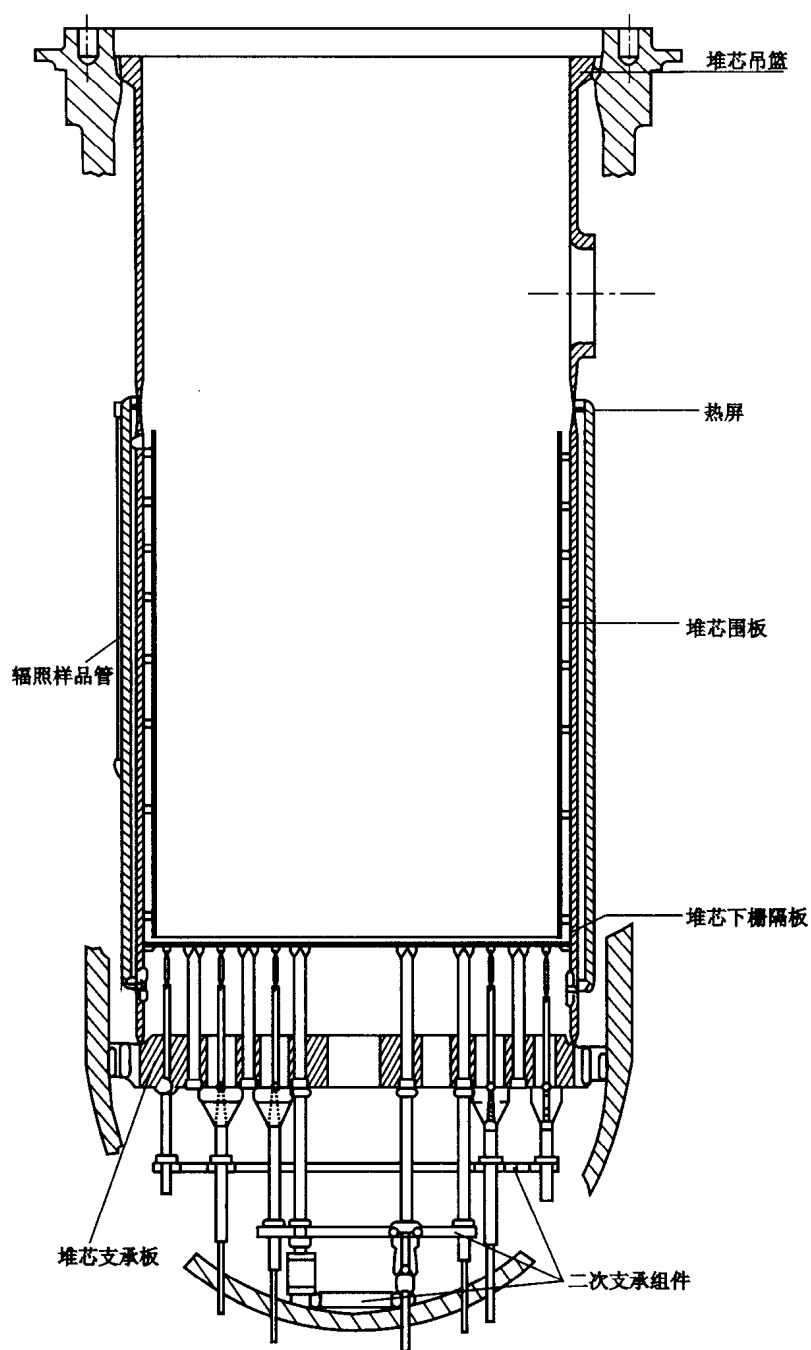


图 1-4 17×17 压水堆燃料组件及其控制棒组件



a)

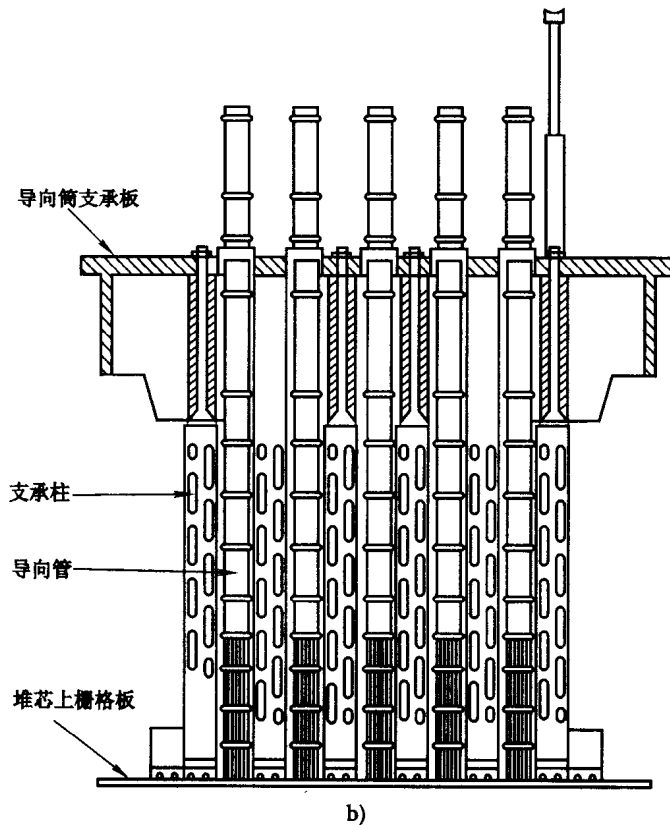


图 1-5 堆内构件结构图

- a) 压水堆堆芯下支承部件结构图;
b) 堆芯上部压紧部件构件图。

1.2.4.3 反应堆容器和控制棒驱动机构

反应堆容器是用来固定和包容堆芯、堆内构件、防止放射性物质外逸的高压容器。所有的堆内构件都由反应堆容器支承和固定,所以它又是一个承受很大载荷的构件。对压水堆来说,它和一回路管道是承压冷却剂的重要的压力边界。因此,对反应堆容器选材要求比较高。

图 1-6 为压水堆容器的典型结构剖面图。它由筒体组合件和顶盖组合件两部分组成。筒体组合件由圆柱形筒体、半球形底封头、接管和接管段法兰等部件组焊而成;顶盖组合件由顶封头球冠(包括控制棒驱动机构的杯形支承管座和温度测量引出管管座)、顶盖法兰和其他附件等组焊而成。为了确保反应堆容器法兰接合处的密封性,顶盖法兰和接管段法兰接合处通常都用因科镍材料制造的两道同心的 O 形密封环来密封,并设有泄漏监测装置。

控制棒驱动机构是用来使控制棒组件在堆芯内上抽、下插或处于适当的位置以实现反应堆的启动、功率调节、停堆和事故情况下让控制棒凭借自身重力落入堆芯以实现紧急停堆的安全控制。每个控制棒组件都由自己单独的控制棒驱动机构操作。

目前常见的控制棒驱动机构有磁阻马达型、磁力提升型、液压驱动型及齿轮齿条型等各种形式。国外大多数核电站和我国已建核电站都采用销爪式磁力提升型控制棒驱动机构。图