

高等学校试用教材

核反应堆工程原理

凌 备 备
杨 延 洲 编著
李 群 智 审校

原子能出版社

高等学校试用教材

核反应堆工程原理

凌备备 杨延洲 编著

李群智 审校

原子能出版社

内 容 简 介

本书以压水堆为主,介绍核反应堆工程的基本原理。全书分十一章,包括反应堆静态理论、反应性变化与控制、中子动力学、热工水力学、功率控制、核测与安全保护、辐射防护与屏蔽以及反应堆运行等主要内容。对于核物理基本知识以及反应堆结构与材料等,书中也作了介绍。

本书可作为高等院校核动力装置专业的试用教材,对反应堆工程有关专业的师生及从事反应堆工程研究、设计、运行的科技人员也有一定的参考价值。

高等学校试用教材

核反应堆工程原理

凌备备 杨延洲 编著

李群智 审校

原子能出版社出版

(北京 2108 信箱)

国防科委印刷厂印刷

新华书店北京发行所发行·新华书店经售

☆

开本 $787 \times 1092 \frac{1}{16}$ · 印张 25 · 字数 597 千字

1982 年 7 月第一版 · 1982 年 7 月第一次印刷

印数 001—2100 · 统一书号: 15175 · 414

定价: 2.55 元

序 言

本书是根据 1978 年 6 月在北京召开的反应堆工程专业教材会议审定的《核反应堆工程原理》编写大纲编写的。

本书以压水堆为主,介绍核反应堆工程的基本原理,共分十一章。第一章扼要介绍动力堆特别是压水堆的发展概况。第二章介绍核物理基本知识。第三章介绍压水堆结构以及一些材料的基本性质。第四章到第六章介绍反应堆基本理论。第四章介绍中子的扩散、慢化与反应堆临界理论;从四因子公式出发,介绍链式反应基本概念,并用群扩散理论重点讨论均匀裸堆的静态特性。第五章讨论温度、中毒、燃耗效应以及反应性控制等。第六章以点堆模型基本方程为基础,讨论典型反应性扰动下反应堆(不带负荷)中子水平的响应,同时也分析了有温度反馈时的功率响应。第七章介绍压水堆稳态热工水力学。第八章主要介绍有动力装置的压水堆的功率控制与动态特性。第九章介绍各种辐射探测仪以及反应堆核测与安全保护系统的基本工作原理。第十章介绍辐射剂量与屏蔽;先根据我国现行标准讨论辐射防护的基本问题,并扼要介绍国际上的有关新建议,之后再讨论反应堆动力装置的 γ 与中子屏蔽。第十一章简要介绍反应堆的运行。

本书注重基本概念与基本理论,并且介绍必要的计算方法、数量级以及工程概念。在内容的选取上,本书注意了物理与控制以及反应堆与动力装置的有机联系。在编写中遵循了由浅入深、循序渐进的原则,内容力求联系国内、外工程实际并反映一些新的科技成就。

本书可作为高等院校核动力装置专业的试用教材,也可供反应堆工程有关专业的师生以及从事反应堆工程研究、设计、运行的科技人员参考。

本书由凌备备任主编。其中第一、二、四、五、六、八、九、十、十一诸章由凌备备编写;第三、七章由杨延洲编写;第十章的 10.4 节由崔朝晖编写。本书由第一研究设计院主审,该院有关专业的许多同志参加了各章节的审校工作,他们对本书稿提出了许多宝贵意见。在本书编写和审校过程中,我们也得到了有关部门的许多帮助和支持。第二研究设计院、728 工程研究设计院以及中国科学院原子能研究所等单位的许多同志,对本稿提出了许多有益的意见。哈尔滨船舶工程学院绘图室绘制了插图。编者在此一并表示衷心感谢。

本书涉及面广,我们的水平与时间有限,书中不妥或错误之处在所难免,希广大读者不吝指正。

编者 1981 年 3 月

目 录

第一章 绪论	(1)
1.1 反应堆发展概况	(1)
1.1.1 反应堆主要用途 (1) 1.1.2 动力堆发展概况 (2)	
1.2 几种主要动力堆堆型	(3)
1.2.1 燃料循环 (3) 1.2.2 轻水堆 (3) 1.2.3 重水堆 (4) 1.2.4 气冷堆 (5) 1.2.5 快中子增殖堆 (6)	
1.3 压水堆发展概况	(7)
1.3.1 四代压水堆 (7) 1.3.2 几个技术指标 (8) 1.3.3 目前动向 (9)	
第二章 原子核物理基础	(10)
2.1 原子核基本性质	(10)
2.1.1 原子核的组成, 质子与中子 (10) 2.1.2 微观粒子的两重性与中子波长 (11) 2.1.3 核半径与核子间的相互作用 (12) 2.1.4 同位素 (13)	
2.2 核衰变	(14)
2.2.1 衰变类型 (14) 2.2.2 衰变规律 (16)	
2.3 结合能与原子核的稳定性	(18)
2.3.1 实验事实 (18) 2.3.2 比结合能曲线与结合能半经验公式 (19) 2.3.3 核的稳定性和原子能 (20)	
2.4 中子核反应	(21)
2.4.1 一般讨论 (21) 2.4.2 微观截面 (23) 2.4.3 宏观截面、反应率与中子通量 (24) 2.4.4 复核模型 (26) 2.4.5 截面的变化规律 (28)	
2.5 裂变反应	(31)
2.5.1 裂变临界能 (31) 2.5.2 裂变截面 (32) 2.5.3 裂变产物 (35) 2.5.4 裂变中子 (36) 2.5.5 裂变释放的能量 (38) 2.5.6 反应堆热功率 (39) 2.5.7 衰变热 (39)	
2.6 中子源简单介绍	(40)
2.6.1 (α , n) 及 (γ , n) 中子源 (40) 2.6.2 其他中子源 (41)	
2.7 辐射与物质的相互作用	(41)
2.7.1 带电粒子的电离损失与射程 (41) 2.7.2 α 粒子与物质的相互作用 (42) 2.7.3 β 粒子与物质的相互作用 (44) 2.7.4 γ 射线与物质的相互作用 (44)	
第三章 压水堆本体结构	(49)
3.1 压水堆动力装置	(49)
3.1.1 装置的基本组成与总体布置 (49) 3.1.2 一回路系统 (51) 3.1.3 二回路系统 (57) 3.1.4 核电站效率 (59) 3.1.5 船用压水堆装置的某些特点 (60)	
3.2 压水堆本体结构	(60)
3.2.1 概述 (60) 3.2.2 堆芯 (63) 3.2.3 堆内构件 (64) 3.2.4 压力壳 (66) 3.2.5 冷却剂流程 (67)	
3.3 核燃料与结构材料	(68)
3.3.1 核燃料 (68) 3.3.2 包壳和结构材料 (71)	
3.4 堆芯构件	(75)

3.4.1 燃料元件 (75)	3.4.2 17×17排列的燃料组件 (77)	3.4.3 控制棒组件 (81)	3.4.4 堆芯其它构件 (83)
3.5 控制棒驱动机构	(84)		
3.5.1 概述 (84)	3.5.2 磁力提升式驱动机构 (84)	3.5.3 动作原理 (86)	
第四章 中子的扩散、慢化与反应堆临界理论 (88)			
4.1 链式反应与反应堆临界概念	(88)		
4.1.1 链式反应与中子循环 (88)	4.1.2 四因子公式与临界概念 (90)		
4.2 单速中子的扩散	(92)		
4.2.1 单速中子扩散模型 (92)	4.2.2 中子流密度矢量与斐克定律 (93)	4.2.3 连续性方程 (97)	4.2.4 扩散方程及其边界条件 (98)
4.2.5 点源扩散问题 (100)	4.2.6 扩散长度的统计意义 (101)		
4.3 中子的慢化	(102)		
4.3.1 物理机制 (102)	4.3.2 弹性碰撞理论 (103)	4.3.3 中子慢化中的碰撞次数与慢化剂 (105)	
4.4 群扩散方法	(107)		
4.4.1 群扩散方程 (107)	4.4.2 中子慢化扩散的二群计算与中子年龄 (109)	4.4.3 热中子与麦克斯韦分布律 (111)	
4.5 均匀裸堆的临界计算	(114)		
4.5.1 一群扩散方程与均匀平板裸堆 (114)	4.5.2 有限圆柱形均匀裸堆的一群计算 (117)	4.5.3 一群临界方程与临界尺寸 (120)	4.5.4 其他几何形状的统一裸堆与通量不均匀因子 (123)
4.5.5 二群临界方程与徙动长度 (124)			
4.6 有反射层的均匀堆	(127)		
4.6.1 有反射层平板堆的一群临界方程 (127)	4.6.2 反射层节省 (130)	4.6.3 反射层对中子通量分布的影响 (131)	
4.7 非均匀反应堆	(132)		
4.7.1 通量分布 (132)	4.7.2 非均匀堆的四因子参数 (134)		
第五章 反应堆动态物理——反应性的变化与控制 (136)			
5.1 温度效应	(136)		
5.1.1 温度效应及其意义 (136)	5.1.2 温度系数分类及其数量级 (138)	5.1.3 多普勒效应 (139)	5.1.4 均匀堆的慢化剂温度系数 (141)
5.1.5 压水堆的慢化剂温度系数 (143)	5.1.6 功率系数、流量系数与空泡系数 (144)		
5.2 中毒效应	(145)		
5.2.1 概述 (145)	5.2.2 毒物的毒性 (146)	5.2.3 ^{135}Xe 的物理过程及其动力学方程 (146)	5.2.4 平衡氙中毒 (147)
5.2.5 瞬时开堆下的氙毒 (148)	5.2.6 碘坑与氙振荡 (149)	5.2.7 结渣 (^{149}Sm) 的毒性效应 (151)	
5.3 反应堆燃耗	(154)		
5.3.1 物理过程 (154)	5.3.2 燃耗的动力学方程 (155)	5.3.3 剩余反应性与反应堆寿期的概念 (156)	5.3.4 无限大热堆的燃耗计算 (156)
5.3.5 有限大热堆的燃耗计算 (159)	5.3.6 燃耗深度与反应性燃耗系数 (160)	5.3.7 功率展平与燃料管理 (161)	
5.4 反应性控制	(162)		
5.4.1 后备反应性分配 (162)	5.4.2 反应性控制的基本原理与方法 (163)		
5.5 控制棒	(164)		

5.5.1 控制棒设计与材料特性 (164)	5.5.2 中心单棒的价值 (166)	5.5.3 偏心棒价值与相干效应 (169)	5.5.4 棒环总价值与相干效应的进一步讨论 (170)	5.5.5 积分价值与微分价值 (171)	5.5.6 最佳提棒程序问题 (173)
5.6 化学控制剂与可燃毒物管	(173)				
5.6.1 化学控制剂——载硼运行 (173)	5.6.2 可燃毒物管 (175)				
第六章 反应堆中子动力学	(176)				
6.1 中子动力学基础	(176)				
6.1.1 不考虑缓发中子时的中子动力学 (176)	6.1.2 反应堆周期 (179)	6.1.3 缓发中子效应的初步讨论 (180)			
6.2 点堆模型基本方程	(181)				
6.2.1 基本方程 (181)	6.2.2 方程的导出与讨论 (182)				
6.3 反应性为常数与小阶跃变化时的问题	(186)				
6.3.1 有外加中子源时的稳定态与临界问题 (186)	6.3.2 反应性小阶跃变化时的中子密度响应 (单组缓发中子) (187)	6.3.3 反应性小阶跃变化时的中子密度响应 (多组缓发中子) (192)	6.3.4 瞬时跃变近似 (195)	6.3.5 瞬发临界 (197)	
6.4 反应性等速率变化时的问题	(198)				
6.4.1 无限慢提棒与下限周期 (198)	6.4.2 反应性常速率变化时的中子水平 (199)	6.4.3 反应性常速率变化时的中子水平的解析表达式与反应堆周期 (201)	6.4.4 临界时的中子水平与周期 (204)		
6.5 有温度反馈时的反应堆功率突变响应	(205)				
6.5.1 输入大阶跃反应性时的诺德黑姆-福赫斯模型 (205)	6.5.2 输入小阶跃反应性时的瞬时跃变模型 (211)				
第七章 反应堆热工	(214)				
7.1 堆内释热	(214)				
7.1.1 燃料内的释热 (214)	7.1.2 堆内宏观功率分布 (216)	7.1.3 燃料棒与堆内的释热计算 (216)	7.1.4 结构材料、慢化剂及压力壳内的释热 (218)	7.1.5 停堆后的释热及其冷却 (219)	
7.2 堆内传热	(222)				
7.2.1 热量从反应堆中输出的过程 (222)	7.2.2 热传导方程 (223)	7.2.3 对流放热系数的计算 (225)	7.2.4 影响对流放热系数的某些因素 (228)	7.2.5 冷却剂及其排热性能 (230)	
7.3 燃料元件的传热及元件横截面上的温度分布	(232)				
7.3.1 假设条件 (232)	7.3.2 板状元件的传热计算及元件横截面上的温度分布 (232)	7.3.3 棒状元件的传热计算及横截面上的温度分布 (236)	7.3.4 积分热导率 (239)		
7.4 燃料元件及冷却剂的轴向温度分布	(240)				
7.4.1 基本假设 (240)	7.4.2 轴向温度分布 (241)	7.4.3 燃料元件内的最高温度及其位置 (243)			
7.5 冷却剂的沸腾放热	(246)				
7.5.1 概述 (246)	7.5.2 沸腾工况 (247)	7.5.3 泡核沸腾放热 (248)	7.5.4 沸腾危机与临界热通量 (250)		
7.6 堆内冷却剂的流动与压降	(253)				
7.6.1 引言 (253)	7.6.2 机械能守恒方程 (253)	7.6.3 单相流的压降 (255)			

7.6.4 两相流的基本概念 (259) 7.6.5 两相流的压降 (264)

7.7 堆芯热工设计 (268.)

- 7.7.1 引言 (268) 7.7.2 堆的热工设计参数 (269) 7.7.3 实际反应堆内功率分布的非均匀性问题 (270) 7.7.4 堆芯热工设计准则 (277) 7.7.5 压水堆稳态热工设计步骤 (280)

第八章 反应堆及其动力装置的功率控制 (283)

8.1 反应堆功率控制的基本概念 (283)

- 8.1.1 反应堆的功率控制过程 (283) 8.1.2 几个基本概念 (284)

8.2 无外控时的反应堆动力装置动态特性 (286)

- 8.2.1 反应堆中的各种反馈 (286) 8.2.2 压水堆及其动力装置的热动力学数学模型 (288) 8.2.3 压水堆动力装置的自稳性 (291) 8.2.4 压水堆动力装置的自调性 (296) 8.2.5 自稳性与自调性的实例 (298)

8.3 反应堆动力装置的功率自动控制系统 (299)

- 8.3.1 反应堆动力装置的稳态运行方案 (299) 8.3.2 功率自控系统的功能、设计与组成 (302) 8.3.3 T_w 不变的功率自控系统 (303) 8.3.4 p_w 不变的功率自控系统 (306)

8.4 外控系统投入后反应堆动力装置的过渡过程 (306)

- 8.4.1 对反应性扰动的响应 (306) 8.4.2 对负荷扰动的响应 (307)

第九章 核辐射探测、反应堆核测与安全保护系统 (310)

9.1 核辐射探测 (310)

- 9.1.1 气体的电离 (310) 9.1.2 各种电离室 (312) 9.1.3 正比计数器 (313)

- 9.1.4 盖革-弥勒 (G-M) 计数管 (314) 9.1.5 半导体探测器、闪烁计数器及核乳胶胶片等 (315) 9.1.6 自给能探测器 (316)

9.2 反应堆的核测量系统 (317)

- 9.2.1 反应堆的功率测量方法 (317) 9.2.2 中子通量的测量量程 (318) 9.2.3 核测量系统 (319)

9.3 反应堆的安全保护系统 (320)

- 9.3.1 设计原则、作用与要求 (320) 9.3.2 组成 (321) 9.3.3 逻辑元件简介 (321) 9.3.4 几个安全保护系统 (322) 9.3.5 快速停堆落棒的时间延迟 (324)

第十章 辐射防护与屏蔽 (325)

10.1 辐射量及其单位 (325)

- 10.1.1 放射性活度与居里 (325) 10.1.2 照射量、照射率与伦琴 (326) 10.1.3 吸收剂量与拉德 (327) 10.1.4 剂量当量与雷姆 (327) 10.1.5 国际单位制 (328)

10.2 辐射对人体的损伤 (329)

- 10.2.1 躯体效应 (330) 10.2.2 遗传效应 (332)

10.3 辐射防护标准与防护原则 (332)

- 10.3.1 防护标准简史 (332) 10.3.2 我国的标准 (333) 10.3.3 辐射防护的基本原则 (335)

10.4 国际放射防护委员会 (ICRP) 关于辐射防护标准的新建议 (337)

- 10.4.1 放射生物学方面的考虑 (337) 10.4.2 基本极限 (338) 10.4.3 各种防护标准 (340)

10.5 反应堆及其回路系统的辐射源 (341)

- 10.5.1 反应堆的中子 (341) 10.5.2 反应堆的 γ 辐射 (341) 10.5.3 反应堆停闭后

的放射性活度 (343)	10.5.4 主回路等系统中的放射性, 反应堆系统的放射性气体与气溶胶 (343)	
10.6 γ 射线的屏蔽		(345)
10.6.1 积累因子的概念 (345)	10.6.2 点源屏蔽的积累因子 (348)	10.6.3 无限大均匀面源的屏蔽 (349)
10.6.4 其它几何源的屏蔽 (352)	10.6.5 γ 射线屏蔽材料与多层屏蔽 (354)	
10.7 中子的屏蔽		(355)
10.7.1 概述 (355)	10.7.2 快中子分出理论 (355)	10.7.3 点源核函数 (356)
10.7.4 盘状裂变中子源 (357)	10.7.5 两个简单例子 (359)	
10.8 反应堆及其装置的屏蔽		(360)
10.8.1 屏蔽设计概述 (360)	10.8.2 电站压水堆的屏蔽 (362)	10.8.3 船用堆的屏蔽 (362)
10.9 辐射监测系统		(363)
10.9.1 辐射安全监测 (363)	10.9.2 工艺辐射监测 (364)	
第十一章 反应堆运行		(366)
11.1 反应堆启动		(366)
11.1.1 冷启动 (366)	11.1.2 典型启动过程的通量与周期 (368)	11.1.3 热启动 (371)
11.2 功率运行与停堆		(372)
11.2.1 功率运行 (372)	11.2.2 停堆 (374)	
11.3 典型事故		(374)
11.3.1 事故分类 (374)	11.3.2 启动和连续提棒事故 (375)	11.3.3 失水事故 (376)
11.3.4 主循环泵断电事故 (377)	11.3.5 冷水事故 (378)	
附录		(380)
附录 I 基本物理常数		(380)
附录 II 单位换算表		(381)
附录 III 贝塞尔函数		(382)
附录 IV 一些核素的热截面 (对 0.0253 电子伏或 2200 米/秒的中子)		(383)
附录 V 一些物质的热物性		(384)
参考文献		(387)

第一章 绪 论

能源是发展国民经济的重要基础之一。原子能及其有关科学技术的发展,对社会生产力的发展有很大的推动作用。它们不仅可用于动力(包括发电和交通运输)以及国民经济的许多领域,而且对于加强国防、保卫我们伟大的社会主义祖国, also 具有重要意义。

众所周知,核燃料所含的能值比较高,一公斤铀全部裂变所释放的裂变能,大约相当于2500吨煤或2000吨石油燃烧时所释放的能量。而且有材料估计,地球上已勘探到的铀、钍等核燃料矿藏以及海水中的铀所蕴藏的能量,要比地壳中有机燃料的大好几个量级。如果将来实现了受控聚变反应,并从海水中提取氘这种核燃料,那么裂变与聚变反应所提供的总能量,就足以供给人类使用一百亿年左右。另一方面,煤、石油、天然气等有机燃料的储量毕竟有限,它们还是宝贵的化工原料。所以从长远的观点以及合理利用自然资源等方面来看,开发核能资源是重要的。

反应堆是利用易裂变物质使之发生可控自持裂变链式反应的一种装置(现在聚变反应堆还处在研究阶段,本书不作讨论)。从本世纪四十年代开始,人们就对核裂变反应堆进行了研究。后来发展很快,到1979年世界上建成的反应堆总数已达1000座左右。

1.1 反应堆发展概况

1.1.1 反应堆主要用途

原子能工业是在第二次世界大战期间发展起来的。早期主要是为了军事需要,制造核武器;五十年代以后,原子能和平利用事业有了飞速的发展。反应堆按其用途大体可分为下列几种。

生产堆 专门用于生产易裂变或聚变物质的反应堆,称为生产堆。例如从1944—1945年起建成的第一批美国汉福特石墨水冷堆和萨瓦娜天然铀重水堆、苏联乌拉尔石墨水冷堆和天然铀重水堆等,它们的主要目的都在于生产军用 ^{239}Pu ,也就是使天然铀中大量的 ^{238}U 在堆内吸收中子转化成 ^{239}Pu 。 ^{239}Pu 是一种易裂变物质,可用作核武器的装料。此外还可把 ^6Li 放在堆内受中子辐照而产生氚(^3H),氚是氢弹的重要装料。

^{239}Pu 是一种很好的易裂变物质,从能量利用的角度来看,尽量设法使 ^{238}U 在堆内转化为 ^{239}Pu 并使它参与裂变,即可使大量天然铀中的 ^{238}U 资源得到充分的利用。此外,还可把钍-232(^{232}Th)装入堆中,使它在中子辐照下转化为铀-233(^{233}U)。 ^{233}U 也是一种很好的易裂变物质。利用上述过程,可使大量的 ^{232}Th 矿资源得到利用。因此, ^{238}U 和 ^{232}Th 常被称为再生物质。反应堆所具有的使再生物质转化为易裂变物质的特性,称为转换或增殖。

试验堆 这种堆主要用于试验研究,例如可用于核物理、放射化学、生物、医学研究和放射性同位素生产等,也可用于反应堆燃料元件或结构材料考验以及各种新型反应堆自身的静、动态特性研究等等。

动力堆 用于动力或直接发电的反应堆，称为动力堆。由于原子能在一定程度上已成为当今的重要能源之一，因此原子能电站以及舰船等可移动核动力的发展很迅速，近年来尤其如此。

1.1.2 动力堆发展概况

动力堆最初也是出于军事需要而发展起来的。自 1954 年建成第一艘以压水堆为动力的核潜艇以后，军用舰艇动力堆发展很快，相继建成了许多攻击型核潜艇、弹道导弹核潜艇，还有核动力航空母舰。据不完全统计，截至 1972 年，国外核舰船大约已超过 211 艘；到 1979 年中，舰船动力堆已在 300 座以上。但核动力民用船目前还较少。

至于核电站，1954 年世界上只有一座，装机容量只有 5 兆瓦（电）；1960 年，增加到 5 个国家 20 座，装机容量 1279 兆瓦（电）；到 1970 年则已发展到 14 个国家 99 座，总装机容量差不多为 1960 年的 15.6 倍，即约为 19975 兆瓦（电）。近几年来，发展更快。有报道说，截至 1978 年 6 月底，全世界 22 个国家与地区正在运行而电功率在 30 兆瓦（电）以上的电站反应堆，已达 200 多座，总装机容量已有 107776 兆瓦（电）^①。图 1.1 中所示曲线 a 及 b 分别表示运行中的动力堆数目及核电站装机容量近 20 年来增长的大致情况。1977 年到 1985 年的曲线是由 1977 年初已经开始施工的反应堆数字估计而来，其中不包括已经批准而尚未正式施工的数目。

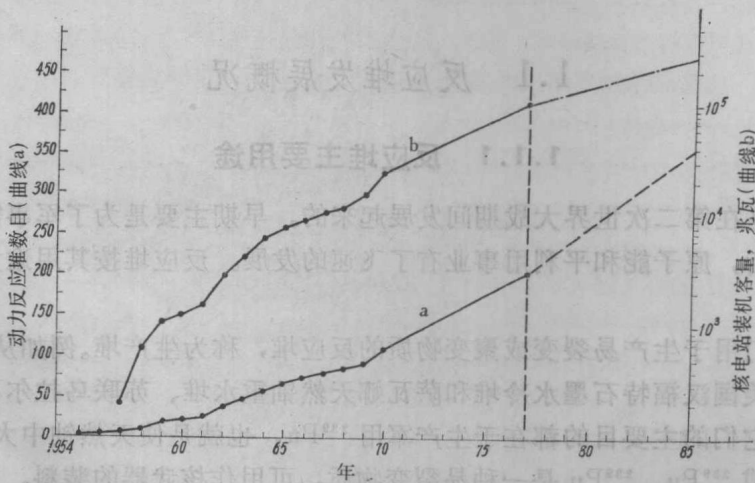


图1.1 世界原子能电站的发展

a —— 动力反应堆数目；
b —— 核电站装机容量。

据估计，到本世纪末，某些主要工业国家的核电站装机容量可能占总容量的 30% 以上。但是也需指出，一个国家发展核能事业的相对速度，要由本国的具体情况而定，不能一概而论。

^① 截至 1980 年底，世界上正在运行的核电站约有 247 座，总装机容量为 146530 兆瓦。

1.2 几种主要动力堆堆型

1.2.1 燃料循环

由于燃料的消耗，反应堆工作一定时期后堆内燃料元件需要卸出、更换或部分更换。但在卸出的燃料元件中，既有一定数量未用完的易裂变物质，也有一定数量因转换而生成的新易裂变物质。所以卸出的元件经过化学后处理，有些物质可以提取出来重新制成元件，供反应堆装料使用；有些则可另作他用，如作核武器装料等。从一种燃料元件装入反应堆，经用后卸出到后处理提取某种裂变物质，再制成新的燃料元件，这是一个燃料的循环过程。例如装入的易裂变物质是 ^{233}U ，反应堆运行消耗一部分后，即可使同时装入堆内的 ^{232}Th 转换为 ^{233}U ，这种循环简称钍-铀(Th-U)循环。另一种是铀-钚(U-Pu)循环，消耗的是 ^{239}Pu ，同时可使 ^{238}U 转化为 ^{239}Pu 。但通常装入堆内的与转换而得的物质不是同一种同位素，例如装入 ^{235}U ，转换所得的是 ^{233}U ，这种过程有时也称为钍-铀循环。类似地，装入 ^{235}U ，同时使 ^{238}U 转换为 ^{239}Pu ，这种过程也常称之为铀-钚循环。目前，世界各国采用的大都是铀-钚循环，其循环示意图见图1.2所示。

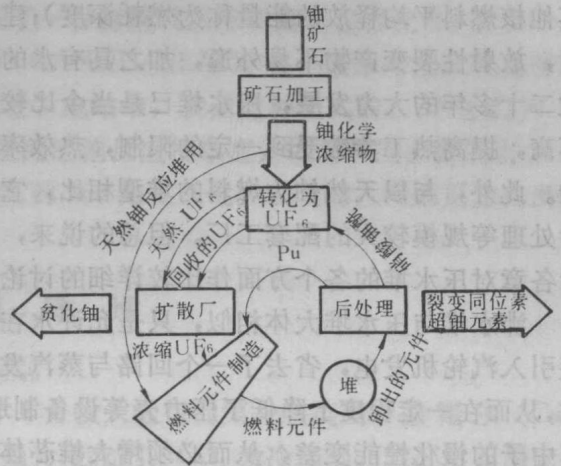


图1.2 反应堆 U-Pu 燃料循环

六十年代以来，随着大量核舰艇动力堆的建造以及对于电能需求的急剧增长（大约每十年增长一倍），世界上许多国家对核电站的研究发展都很注意，在迅速增加核电站装机容量的同时，对于各种堆型也作了比较广泛的探索研究。经过近二、三十年来的工作，目前工业规模电站中比较成熟的主要堆型，是轻水堆和重水堆，正在研究发展的是高温气冷堆和快中子增殖堆。

一个国家主要发展哪一类堆型以及选择哪一种燃料循环，这些问题除了与直接的政治军事原因、建堆目的等有关以外，还与这个国家所拥有的核资源情况以及能建立怎样的核燃料前、后处理工厂体系等问题密切相关。这里有复杂的科学技术问题，也有重要的经济问题。正因为实际情况不同，所以世界各国所选的堆型发展道路是颇为不同的。

1.2.2 轻水堆

轻水堆包括压水堆和沸水堆两种。从第一艘核潜艇建成后，压水堆有了迅速的发展。目前已建成的核潜艇都使用压水堆；而且从目前运行、建造或订货中的核电站数量来看，压水堆占60%以上，是当前最受重视的堆型。其次就是沸水堆，约占20—30%。

压水堆的燃料元件通常为棒状，元件由低浓缩 UO_2 陶瓷燃料做成的芯块封装在金属(早

期使用不锈钢,现通用锆合金)包壳内而制成。铀的浓缩度一般为2—3%或略高些。水为慢化剂,它把中子的速度慢化到热能附近以增加中子对 ^{235}U 的核裂变作用几率。水还兼作冷却剂。水从堆芯流过时将热量导出堆外,使蒸汽发生器(二次侧)产生蒸汽,再由二回路把蒸汽导入汽轮机发电或直接作功。水的慢化性能以及导热性能都比较好,但对中子的吸收几率也较大,所以轻水堆必须采用低浓缩铀为燃料。为了把反应堆的出口水温提高到 300°C 左右而不致沸腾,必须把压力提高到14—16兆帕左右,并需要有一个耐受高压的容器即压力壳来放置堆芯。故这种堆称为加压水慢化冷却反应堆,简称压水堆(PWR)。

压水堆主要优点是:结构紧凑、体积小、功率密度(即堆芯单位体积所产生的功率)高;单堆电功率大,例如已可达1300兆瓦;平均燃耗也较深(反应堆到工作寿期終了,每吨铀或其他核燃料平均释放的能量称为燃耗深度);建造周期短,造价便宜;而且因采用多道屏障密封,放射性裂变产物不易外逸,加之具有水的温度反应性负效应,所以比较安全可靠。经过二十多年的大力发展,压水堆已是当今比较成熟的堆型。压水堆的主要缺点是:水的沸点不高,提高热工参数受到一定的限制,热效率相对较低;压力壳制造要求较高;设备比较复杂。此外,与以天然铀为燃料的堆型相比,它还需要铀同位素分离、浓缩铀元件制造、化学后处理等规模较大的配套工厂。但总的说来,压水堆的各种工艺都已比较成熟。本书将在以后各章对压水堆的各个方面作比较详细的讨论。

沸水堆与压水堆大体相似,只是允许水在压力壳内沸腾,所产生的 $200\text{—}300^{\circ}\text{C}$ 的蒸汽直接引入汽轮机发电,省去了一个回路与蒸汽发生器。压力壳内的压力因此可以降到7兆帕左右,从而在一定程度上降低了压力壳等设备制造工艺上的难度。主要问题是水沸腾后将使堆芯内中子的慢化性能变差,从而必须增大堆芯体积,燃料装载量要比同样功率的压水堆大50%左右。其次,放射性杂质随蒸汽直接进入汽轮机,维修比较困难。但目前这种堆型也已比较成熟,已在商业上推广。

1.2.3 重水堆

有些国家对重水堆很有兴趣。这种堆以天然铀为燃料、重水为慢化剂、重水(后来也有人考虑用轻水、有机物或气体)作冷却剂。重水堆的突出优点是:重水对中子的慢化性能好,吸收中子的几率小,可使用天然铀作燃料。同时最大燃耗深度可达8000—10000兆瓦日/吨;用过的燃料含 ^{235}U 量比扩散厂通常的尾料浓度还低,对 ^{235}U 的利用比较充分,因而可把卸出的燃料元件储存起来,不必急于后处理。又因重水堆的转换比高,由天然铀中的 ^{238}U 转化为 ^{239}Pu 所提供的能量,可占整个重水堆所释放的能量的一半左右。如果使用等量天然铀燃料,重水堆可比轻水堆多生产20%的电能,因此它是一种较好的堆型。这种堆还可用来生产钷-239及氚,为快中子增殖堆积累必要的 ^{239}Pu 。例如一座1000兆瓦(电)的重水堆运行十年,从其卸出的燃料中大约可提取4.5吨左右的 ^{239}Pu ,这正好可供一座1000兆瓦(电)的快中子增殖堆装料之用。并且这种堆型对燃料的适应性强,可以用 ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu 或它们的任意组合物为燃料,实现Th-U或U-Pu循环。

重水堆按结构的不同,可分为压力壳式及压力管式两类。前者的堆芯装在重水压力容器内,结构大体与压水堆相似(压水堆结构见第三章)。压力管式重水堆则把短棒束型燃料元件装在压力管内,其堆芯由置于重水慢化剂中的许多压力管组成。大约9兆帕、 300°C 左右的重水冷却剂在压力管内流动,把热量导出堆芯之外。压力管式重水堆一大优点是可以不停堆装

卸料和连续换料。因此，它的后备反应性可以降低到压水堆的 $1/4$ 左右，从而控制系统也可以相对简化一些。

这种堆型的主要缺点是设备比较复杂，特别是重水装载量很大，例如每 10 兆瓦电功率需要 8—9 吨重水，因此投资量增大。而且重水的泄漏损失可观，例如 1967 年投入运行的加拿大道格拉斯角 (Douglas Point) 核电站，电功率为 200 兆瓦，在一个时期内重水泄漏率曾达每小时 4 公斤左右，后来采取防漏和回收措施，才降到每小时 0.1 公斤左右。这样，基建和运行维护的费用较高，使有些国家对这种堆型产生了不同的看法。但是为了直接利用天然铀资源、减少浓缩燃料的费用，加拿大则主要发展这种堆型。所以这种堆常被称为加拿大铀堆，按其英文字头缩写简称为坎杜 (CANDU) 堆或坎杜加压重水堆 (CANDU-PHW)。

后来，在 CANDU-PHW 堆基础上，发展了一种沸腾轻水冷却的重水慢化堆，它实际上是坎杜堆与沸水堆的结合型，称为坎杜沸水堆 (CANDU-BLW)，有些国家对它比较重视。1971 年开始正式运行的加拿大根蒂莱 (Gentilly) 电站堆，就是这种型式的，其电功率为 250 兆瓦。但由于以天然铀为燃料的这种堆有正的空泡反应性效应，因而从安全控制出发，还有一些问题值得研究，特别是把单堆功率提高到 750 兆瓦 (电) 以上时，问题更为突出。所以目前又有使用低浓铀的倾向。

1.2.4 气冷堆

气冷堆大体有三个发展阶段，或称已有三代。

第一代是天然铀石墨气冷堆。可以 1956 年 8 月投入运行的第一座英国卡德霍尔 (Calder Hall) 堆为代表。它以天然铀为燃料，石墨为慢化剂， CO_2 为冷却剂。堆芯由石墨砌体组成，其中插有棒状或管状天然铀金属燃料元件 (包壳为不易氧化的镁合金)。冷却剂从元件的冷却通道流过，将热量导出堆外。由于包壳为不易氧化的镁合金，其英文缩写为 Magnox，故这种堆也称为镁诺克斯型堆。这种堆的主要优点是： CO_2 及石墨对中子的吸收几率小，可用天然铀作燃料；由于气体在不太高的压力下可以达到较高的温度，因此热效率相对较高；而且产钷量也相对较高。最初英、法就是单纯为了生产军用钷而使之投产，后来才发展为产钷发电两用堆的。其主要缺点是：燃料装载量大，燃耗浅，比功率低；而且为了弥补气体传热性能较差这个缺陷，需要采用大型鼓风机，耗电量大，效率低。同时对其他装置或设备的相应要求也较高，造价昂贵。这种堆目前已停止建造。在英国，这种堆型的电站共建成了 11 座，最后一座是 1971 年 7 月投入运行的威尔法 (Wylfa) 电站 (双堆)，电功率已增大到 1180 兆瓦，压力壳已改为由预应力混凝土制成，堆出口温度约为 414°C 。

第二代为改进型气冷堆 (AGR)。为加深燃耗、提高发电效率 (提高堆出口温度)，从而降低成本，在第一代气冷堆基础上，研制成功了改进型气冷堆。1963 年 2 月投入运行的英国温斯凯尔 (Windscale) 堆，就是一例。与第一代相比，其主要特点是采用了 2.5—3.3% 的低浓缩 UO_2 燃料，包壳也改成了不锈钢。这样，功率密度和堆出口温度都有所提高 (如温斯凯尔堆出口温度约为 460°C)，堆的体积也有所减小。这种堆采用预应力混凝土压力壳，一回路设备放在该压力壳之内。英国的欣克利角 B (Hinkley Point B) 电站堆 (电功率为 621 兆瓦)、亨脱斯顿 B (Hunterston B) 电站堆 (电功率为 621.6 兆瓦)，都属于第二代改进型气冷堆。但这种堆在建造试验过程中发生了一些问题，其经济价值也还值得进一步研究。

第三代是高温气冷堆 (HTGR)。这是一种新型的气冷堆，曾在 1964 年 10 月投入运行的

英国温弗里斯“龙堆”(Winfrith Dragon)是最初的一座。后来英美等国特别是英国对它颇有兴趣。高温气冷堆一般采用弥散型燃料元件,例如可把直径约为100—300微米的 UO_2 及 ThC 的带涂层颗粒,弥散于石墨基体中做成棒状或球状元件。铀的浓缩度通常在90%以上。因这种颗粒一般有多孔热解碳、碳化硅以及致密热解碳等多层涂层,故其抗辐照肿胀能力很强,裂变产物(气体)不易逸出,可以省去元件的金属包壳;同时高温石墨慢化剂亦不需金属结构材料。因此,这种堆的中子寄生吸收较低,转换比较高,燃耗深度很高。例如美国圣符仑堡(Ft. St. Vrain)电站的高温气冷堆,燃耗可达 10^5 兆瓦日/吨。而且,涂层颗粒燃料的表面积相对较大,所用的氦冷却剂传热性能好,堆芯又能耐高温,所以这种堆的热工性能很好,功率密度高,出口温度高,从而热效率也高。由于堆温较高,如出口温度可达700—800℃以上,因此这种堆称为高温气冷堆。这种堆也采用把一回路包含在内的预应力混凝土压力壳,故环境的放射性水平比较低。

高温气冷堆也有用浓缩度在5%以上的低浓缩 UO_2 为燃料、并使之实现U—Pu循环的。

总之这种堆燃耗深度深,转换比高,故可降低燃料的成本。又由于放射性水平低,热效率高,同时出口温度高,因而除发电以外,这种堆还有可能直接用于炼钢工业和某些化学工业。所以这是一种很有前途的先进堆型。

但高温气冷堆技术条件比较复杂,目前尚处在研究试验阶段,还不到工业规模的程度。由于种种原因,有的堆建成后又关闭了。在1979年底,继续运行的只有两座:一为美国圣符仑堡高温气冷堆,电功率为330兆瓦,它以浓缩度为93%的UC以及 ThC 涂层粒子为燃料及再生材料,石墨慢化氦冷却,进出口温度分别为406℃及785℃,压力壳由预应力混凝土制成。二为西德于利希AVR堆(Jülich AVR)电功率为13兆瓦,它用铀(浓缩度为93%)和钍的陶瓷体涂层粒子为燃料及再生材料,石墨慢化氦冷却,进出口温度分别为270℃及850℃。近年来,温度又有所提高。

1.2.5 快中子增殖堆

上述几种反应堆都是热中子堆,裂变主要由热中子(能量在0.0253电子伏附近的中子)所引起。由于热中子引起核裂变的几率比快中子的大,因而这类反应堆可用低浓铀为燃料,所需临界质量也较小,在一定条件下还可用天然铀作燃料。但是为了慢化中子,堆内必须装有大量慢化剂,而慢化剂和其他结构材料对热中子的吸收几率也较大,核裂变所产生的中子除了维持链式反应外,较难有更多的中子去用于再生材料的转换,转换比较低。除了用 η (原子核吸收一个中子所放出的平均裂变中子数)值相对尚高的 ^{233}U 为燃料外,一般热堆较难实现增殖。

快中子反应堆不用慢化剂,堆内中子平均能量可提高到0.25兆电子伏左右。裂变主要由能量在0.1兆电子伏以上的快中子所引起。这时,若用 ^{239}Pu 为燃料,则消耗一个 ^{239}Pu 核所产生的平均中子数例如可达2.6左右,除了维持链式反应用去一个中子外,可能有一个以上的中子用于再生材料的转换(因为不存在慢化剂的吸收),例如可把堆内天然铀中的 ^{238}U 转换成 ^{239}Pu 。结果,新生成的 ^{239}Pu 核与消耗的 ^{239}Pu 核数之比(增殖比)可达1.2左右,实现了裂变燃料的增殖,所以这种堆称为快中子增殖堆。它所能利用的铀资源中潜在的能量,要比热中子堆大几十倍。从长远的观点看,建造快堆可以相对减少铀资源的消耗,这是快堆最突出的一个优点。再加上快堆还可充分利用大量核电站热堆所生产出来的工业钚,所以许多国家

对它都很重视。

但另一方面，与热堆相比，快堆内平均中子能量较高，裂变几率相对较小，所以燃料必须用高浓缩的铀或钚，临界质量也相对较大。然而快堆的燃耗可深达 10^5 兆瓦日/吨以上，这在一定程度上可以使相对较高的燃料成本有所降低。

由于快堆堆芯中没有慢化剂，结构材料和冷却剂都用得较少，故体积很小，堆芯结构紧凑。功率密度要比一般轻水堆高出 4—8 倍左右，每升堆芯容积可有 400—500 千瓦的功率。与此同时，导热问题比较突出。这样，燃料元件的传热面积必须加大，燃料棒的棒径必须做得很小，冷却剂必须采用传热性能很好而又不会使中子慢化的材料，例如液态金属钠。由于液态钠沸点较高，约为 895°C ，钠所组成的一回路可在高温低压下工作，一般压力只有 0.7—0.8 兆帕左右，因而钠冷快堆比较容易向大功率发展。与轻水堆相比，钠冷快堆的冷却剂出口温度也可高许多，约为 $550\text{—}560^{\circ}\text{C}$ 。这样，二回路产生的蒸汽温度可达 500°C 左右，从而可把热效率提高到 43% 左右。

但是液态钠冷却剂的化学性质很活泼，且一旦与水相混便会发生激烈化学反应。为了使可能发生的泄漏所造成的钠水反应后果不直接影响反应堆本体，一般钠冷快堆都采用 3 个回路。一回路中的放射性钠通过中间热交换器，把能量传给中间回路中的非放射性钠，而后再通过蒸汽发生器产生蒸汽，把能量带到二回路去发电。显然，这就使设备复杂了许多，要求也更为苛刻了。特别是对蒸汽发生器提出的要求尤其苛刻。因此，目前有些国家在研究氦气冷却的问题。不仅如此，快堆的控制问题也较复杂。

目前看来，快堆技术难度较大，造价很高，但快堆的优点也非常突出，故一般认为钠冷快堆仍是一种很有前途的堆型。目前美、苏、英、法、西德、日本对它都比较重视。例如法国在“狂想曲”(Rapsodie) 实验快堆于 1967 年 8 月运行后，已集中力量于 1973 年建成了电功率为 250 兆瓦的“凤凰”(Phénix) 原型快堆，且并入了国家电网。“凤凰”堆以浓缩度为 19.2—27.1% 的 UO_2 以及 $\text{UO}_2\text{—PuO}_2$ 混合物为燃料，钠为冷却剂，进、出口温度分别为 400°C 及 560°C ；它用 3 个回路，并采用了把堆芯、钠泵和中间热交换器都放在一个封闭钠池内的一体化方案。这可防止堆芯失钠事故和缓冲瞬态热冲击，对安全比较有利。“凤凰”堆建成后，法国又在建造电功率为 1200 兆瓦的“超凤凰”快堆了。

1.3 压水堆发展概况

1.3.1 四代压水堆

自 1954 年第一座潜艇动力堆建成至今，在 25 年之中压水堆经过了从军用到民用、从舰船到陆用的发展过程，其经济性、安全性等各方面的指标都有了许多改进，七十年代实现了标准化与系列化，各方面都已比较成熟。据不完全统计，1977 年上半年各国运行的电站压水堆大约有六、七十座，总的输出电功率为 42199 兆瓦。按电站堆的主要技术指标特别是单堆电功率大小，压水堆可分成四代：

第一代，单堆总电功率在 300 兆瓦以下，如美国 1961 年开始发电的扬基·罗 (Yankee Rowe) 等。

第二代，单堆总电功率在 600 兆瓦左右，如美国 1968 年投入运行的哈达姆海峡 (Haddam

Neck) 电站堆,输出总电功率为 600 兆瓦;西德 1972 年正式投入运行的施塔德 KKS (Stade KKS) 电站堆,输出总电功率为 662 兆瓦。

第三代,单堆输出总电功率在900兆瓦左右,如1972年开始发电的美国齐翁 1 (Zion 1) 电站堆,净电功率为 1050 兆瓦。

第四代,单堆输出总电功率在 1200 兆瓦左右,如 1976 年建成的西德比布利斯 B(Biblis B),净电功率为 1182 兆瓦;1976 年夏开始供电的美国“勇士”(Trojan) 电站堆,单堆输出电功率为 1130 兆瓦。但据 1977 年初统计,当时世界上建成并投入运行的压水堆,单堆输出电功率绝大多数都在 300—900兆瓦的范围内,1000 兆瓦以上的世界上只有 7 座。

1.3.2 几个技术指标

四代压水堆几个主要技术指标(或称技术参数)的比较,可参看表 1.1。由表可知,除了堆的热功率随电功率的增加而增加外,各主要技术指标也都随着电功率的增加而有所改进:

(1)电站净效率 即电站输出电功率与反应堆热功率之比,它与发电成本密切相关。第一代的效率大致在 28.5%,到第二、三代已提高到 31—32%,第四代则约为 33%。

表 1.1 各代压水堆几个主要参数的比较

参 数	第一代 扬基·罗	第二代 哈达姆海峡	第三代 齐翁 1	第四代 比布利斯 B
运行年月	1961.7	1968.1	1972.4	1976.8
输出电功率, 兆瓦	185 (总)	600 (总) 575 (净)	1050(净)	1238(总) 1182(净)
输出热功率,兆瓦	600	1825	3250	3588
净效率, %	28.5	31.5	32.3	33
堆芯高×直径,米×米	2.3×1.9	3.09×3.03	3.6×3.35	3.9×3.6
燃料装量,吨	20.7	75	99	101.7
功率密度,千瓦/升	最大90.1	82.1	平均104.7	最大103.4 平均 92.3
比功率,千瓦/公斤	28.9	27.7	37.6	
燃料浓缩度, %	4.9	3/3.24/3.67	3.2	2.48
燃耗深度,兆瓦日/吨	14200	16700	21800	32500
冷却剂进/出口温度,℃	263/286	274/297	282/317	290/324
冷却剂回路数目	4	4	4	4