

普通高等教育“十一五”规划教材
普通高等教育核工程与核技术专业规划教材



YASHUIDUI HEDIANCHANG
TIAOSHI YU YUNXING

压水堆核电厂 调试与运行

单建强 主编



Thermal Energy & Power



中国电力出版社

<http://jc.cepp.com.cn>

普通高等教育“十一五”规划教材
普通高等教育核工程与核技术专业规划教材



YASHUIDUI HEDIANCHANG
TIAOSHI YU YUNXING

压水堆核电厂 调试与运行

主编 单建强
编写 朱继洲 张 斌
主审 马大园



中国电力出版社

<http://jc.cepp.com.cn>



普通高等教育“十一五”规划教材
普通高等教育“十一五”规划教材

内 容 提 要

本书为普通高等教育“十一五”规划教材。

本书重点论述典型1000MW压水堆核电厂的调试启动、正常运行与维护、事故运行时的安全性和运行管理等方面的知识。全书共分6章。主要包括：核电厂的发展历史、现状和趋势，安全性和经济性，运行特点以及运行安全性能指标体系；核电厂技术规格书；压水堆核电厂的调试与启动；核电厂的正常运行；核电厂的事故运行；核电厂的运行管理和维修。

本书可作为高等院校核能科学与工程学科各专业的本科教材，也可供从事核电厂研究、设计、运行和调试的工程技术人员参考。

图书在版编目(CIP)数据

压水堆核电厂调试与运行/单建强主编. —北京：中国电力出版社，2008

普通高等教育“十一五”规划教材

ISBN 978-7-5083-7275-4

I. 压… II. 单… III. ①压水型堆—核电厂—调试—高等学校—教材 ②压水型堆—核电厂—运行—高等学校—教材 IV. TM623.91

中国版本图书馆CIP数据核字(2008)第188108号

中国电力出版社出版、发行

(北京三里河路6号 100044 <http://jc.cepp.com.cn>)

北京丰源印刷厂印刷

各地新华书店经售

*

2008年12月第一版 2008年12月北京第一次印刷
787毫米×1092毫米 16开本 9.25印张 218千字
定价 16.00元

敬告读者

本书封面贴有防伪标签，加热后中心图案消失
本书如有印装质量问题，我社发行部负责退换

版权专有 翻印必究

前 言

为贯彻落实教育部《关于进一步加强高等学校本科教学工作的若干意见》和《教育部关于以就业为导向深化高等职业教育改革的若干意见》的精神，加强教材建设，确保教材质量，中国电力教育协会组织制订了普通高等教育“十一五”教材规划。该规划强调适应不同层次、不同类型院校，满足学科发展和人才培养的需求，坚持专业基础课教材与教学急需的专业教材并重、新编与修订相结合。本书为新编教材。

核能已成为人类使用的重要能源，核电是电力工业的重要组成部分。由于核电不造成对大气的污染排放，在人们越来越重视地球温室效应、气候变化的形势下，积极推进核电建设是我国能源建设的一项重要政策，对于满足经济和社会发展不断增长的能源需求，保障能源供应与安全，保护环境，实现电力工业结构优化和可持续发展，提升我国综合经济实力、工业技术水平和国际地位，都具有重要的意义。

本书主要论述了核电的发展历史、现状和趋势，安全性和经济性，运行特点以及运行安全性能指标体系；核电厂技术规格书；以典型 1000MW 压水堆核电厂为例讲述了压水堆核电厂的调试、启动、正常运行、事故运行以及运行管理和维修等内容。

本书由西安交通大学单建强主编，朱继洲和张斌参编，由单建强统稿。其中，单建强编写了第一、三、四章，朱继洲编写了第五章，张斌编写了第二、六章。本书由中国原子能科学研究院马大园主审。

本书涉及的学科领域广泛，由于编者水平所限，书中难免有疏漏之处，殷切希望广大读者、专家、学者给予批评和指正。

编 者

2008 年 11 月

目 录

前言

第 1 章 绪论	1
1.1 核电发展历史、现状和趋势	1
1.2 核电厂的经济性与安全性	4
1.3 核电厂运行的特点与一般原则	8
1.4 核电厂运行工况与分类	10
1.5 国际核事件等级表	12
1.6 核电厂运行安全性能指标体系	14
第 2 章 核电厂技术规格书	19
2.1 术语、定义和应用	19
2.2 核电厂的运行限值与条件	23
2.3 运行限制条件	26
2.4 监督要求	27
2.5 设计特征	27
2.6 行政管理	27
第 3 章 压水堆核电厂的调试启动	28
3.1 核电厂调试启动的目的和任务	28
3.2 从安装到调试的转移	28
3.3 调试阶段的划分	34
3.4 基本系统试验	37
3.5 冷态功能试验	39
3.6 热态功能试验	42
3.7 安全壳性能试验	46
3.8 燃料装载	49
3.9 临界前试验	51
3.10 初次临界试验	52
3.11 低功率物理试验	54
3.12 功率试验	59
第 4 章 核电厂正常运行	71
4.1 正常启动	71
4.2 过渡到功率运行	77
4.3 停闭	90
4.4 核电厂的换料	94

第 5 章 压水堆核电厂的异常运行和事故分析	98
5.1 控制棒组件失控抽出事故	98
5.2 失去正常给水	102
5.3 全厂断电事故	104
5.4 蒸汽发生器传热管断裂事故	105
5.5 蒸汽管道破裂事故	108
5.6 失水事故	111
5.7 其他事故	116
5.8 超设计基准事故的防止和缓解	118
第 6 章 压水堆核电厂的运行管理	120
6.1 燃料元件破损的检测	120
6.2 水质管理	123
6.3 核电设备定期试验与在役检查	127
6.4 蒸汽发生器传热管的检修	132
6.5 核电厂维修简介	133
参考文献	139

第 1 章 绪 论

1.1 核电发展历史、现状和趋势

从第一座核电厂建成至今已有 50 年的历史了, 在经历了 20 世纪 60 年代末到 80 年代中期核电大发展以后, 由于 1979 年美国三里岛事件和 1986 年前苏联切尔诺贝利事件的影响, 核电的发展在世界范围内受到严重的制约。也正因为这些事件, 使人们对核电有更多的反思, 并为 21 世纪迎来核电在更高水平上的发展奠定了坚实的基础。

20 世纪 50~60 年代可视为核电发展早期。这时期核电主要集中在美、苏、英、法和加拿大少数几个国家中, 西德和日本由于二次大战后巴黎协议禁止其在战后 10 年内进行核研究, 因而核能技术应用起步较晚。这阶段发展的堆型可分为三种情况, 一是从军用生产堆或军用动力堆转型改造过来, 二是一些商用核电厂堆型的原型机组, 三是研究探索过程中建造的一些堆型。这阶段典型的核电机组堆型包括: 英国和法国建造的一批“镁诺克斯”天然铀石墨气冷堆 (GCR); 前苏联早期建造的轻水冷却石墨慢化堆 (LGR); 美国早期建造的压水堆 (PWR) 和沸水堆 (BWR); 加拿大早期建造的天然铀重水堆以及美国和前苏联早期建造的快中子实验堆。

这一阶段建造的核电厂可称为第一代核电厂, 这一代核电厂有以下一些共同点:

- (1) 建于核电开发期, 因此具有研究探索的试验原型堆性质;
- (2) 设计比较粗糙, 结构松散, 尽管机组发电容量不大, 一般在 300MW 之内, 但体积较大;
- (3) 设计中没有系统、规范、科学的安全标准, 因而存在许多安全隐患;
- (4) 发电成本较高。

目前, 第一代核电厂基本已退役 (约 50 台机组)。这些早期开发、研究的堆型, 有些成了第二代重点发展的商业核电厂堆型, 如轻水堆 (PWR、BWR)、改进型气冷堆 (AGR)、高温气冷堆 (HTGR)、CANDU 重水堆和液态金属冷却快中子增殖堆 (LMFBR), 另有一些由于当时条件所限未能发展, 但其设计思想已成为第三代甚至第四代先进堆的选用堆型, 如采用自然循环方式和非能动安全的沸水堆 (ESBWR) 以及快中子堆和熔盐堆等。

目前正在运行的绝大部分商用核电厂划归为第二代核电厂, 这一代核电厂主要是按照比较完备的核安全法规和标准以及确定论的方法、考虑设计基准事故的要求而设计的。实际上, 这种划分是相对的。它既是在第一代堆型 (如 20 世纪 60 年代初投运的 PWR 电厂, 英、法等国的天然铀石墨气冷堆电厂) 基础上的改进和发展, 与现在的第三代核电厂的设计概念也有交叉。目前运行的许多核电厂, 特别是三里岛事件后设计的核电厂已进行了许多根本性的改进, 考虑了许多严重事故的对策, 也引入了一些非能动安全设计。因此, 第二代核电厂只是一个包络的概念, 而非绝对的划分。

第二代核电厂主要有 PWR、BWR、加拿大 AECL 开发的天然铀压力管式重水堆 (CANDU 堆)、前苏联开发的石墨水冷堆 (LGR)、改进型气冷堆 (AGR) 和高温气冷堆 (HTGR) 以及钠冷快堆。由于发生了切尔诺贝利事故, 俄罗斯、乌克兰等国关闭了一批同

堆型的 LGR 机组,对正在运行的 13 台 LGR 机组进行了相应的整治和改造,同时决定停止再建此堆型的核电厂。改进型气冷堆是在天然铀石墨气冷堆基础上改进而成,由于其经济竞争力差,英国和法国也停止了该堆型的发展。钠冷快堆核电机组因政治和经济的原因,其发展速度大为减缓。因此,目前运行和在建的第二代核电厂中占优势的堆型是 PWR、BWR 和重水堆,分别占目前总机组数的 65%、23%和 6%。表 1-1 给出了截至 2007 年 2 月世界主要国家和地区的核电现状。全世界共有 31 个国家和地区拥有 435 座运行中的核电厂,总装机容量为 368GW。在建的机组共 30 个,装机容量为 24GW。

表 1-1 世界核电现状

国 家	运行中的反应堆		在建的反应堆	
	机 组	容量 (MWe)	机 组	容量 (MWe)
阿根廷	2	935	1	692
亚美尼亚	1	376		
比利时	7	5801		
巴西	2	1901		
保加利亚	2	1906	2	1906
加拿大	18	12584		
中国 ^①	10	7572	5	4220
捷克	6	3523		
芬兰	4	2696	1	1600
法国	59	63363		
德国	17	20339		
匈牙利	4	1755		
印度	16	3483	7	3112
伊朗			1	915
日本	55	47593	1	866
韩国	20	16810	1	960
立陶宛	1	1185		
墨西哥	2	1360		
荷兰	1	450		
巴基斯坦	2	425	1	300
罗马尼亚	1	651	1	655
俄罗斯	31	21743	5	4525
斯洛伐克	5	2034		
斯洛文尼亚	1	656		
南非	2	1800		
西班牙	8	7450		
瑞典	10	8921		
瑞士	5	3220		

续表

国 家	运行中的反应堆		在建的反应堆	
	机 组	容量 (MWe)	机 组	容量 (MWe)
乌克兰	15	13107	2	1900
英国	19	10982		
美国	103	98446		
总计	435	367988	30	24251

① 未包括我国台湾地区。

表 1-2 给出了截至 2007 年 2 月世界上正在运行和建造的核电厂的各种堆型的比例。从表中可以看出,无论是在运行的还是在建的,压水堆占据绝对的优势。我国已建成的核电厂中,除了秦山三期为重水堆外,其余的均为压水堆。

表 1-2 世界核电厂堆型的份额

类 型	运行的反应堆		建造中的反应堆	
	机 组 数 量	容量 (MWe)	机 组 数 量	容量 (MWe)
压水堆	264	241164	19	17351
沸水堆	93	83476	2	2600
加压重水堆	42	21357	6	2155
气冷堆	18	9794		
石墨水冷堆	16	11404	1	925
快堆	2	793	2	1220
合计	435	367988	30	24251

由于三里岛和切尔诺贝利事故的发生暴露了第二代核电厂设计中的一些根本性弱点。20 世纪 80 年代中期开始,美国电力研究所 (EPRI) 在美国能源部和核管会 (NRC) 的支持下,经多年努力,制定了一个能被供货商、投资方、业主、核安全管理当局、用户和公众各方面都接受的,提高安全性和改善经济性的核电厂设计基础文档,即适用于先进轻水堆核电厂设计的“用户要求文件 (URD)”。随后,欧共体国家共同制定了类似的文件,即“欧洲用户要求文件 (EUR)”。现在,人们通常把符合 URD 或 EUR 要求的核电反应堆称作先进堆核电厂或第三代核电厂。

十多年来,世界各核电供货商都在按 URD、EUR 等的要求,在各自己已经形成批量生产堆型的基础上,做改进创新的开发研究。到目前为止,已经开发和正在开发的第三代核电力堆型主要有:GE 公司的 ABWR 先进沸水堆;ABB-CE 公司的 SYSTEM 80 先进压水堆;西屋电气公司的 AP600 和 AP1000 先进压水堆;法德联合设计的 1500MW 电功率大型欧洲压水堆 EPR;俄罗斯的 VVER640 (V-407 型) 和 VVER1000 (V-392 型) 先进压水堆;日本和 GE 公司的先进简化沸水堆 SBWR;俄、美、法、日联合开发的 278MW_{th}、燃气轮机直接循环、模块式氦气冷却堆 (GT-MHR);阿根廷开发的 25MWe、一体化蒸汽发生器、热电联供、海水淡化小型反应堆 (CAREM);韩国开发的 330MW_{th} 多用途 (包括海水淡化)、一体化蒸汽发生器、一体化模块先进堆 (SMART)。我国将在浙江三门、山东海阳和

广东台山首先建造第三代核电厂（AP1000 和 EPR）。

2000 年 1 月，由美国能源部发起组织阿根廷、巴西、加拿大、法国、日本、韩国、南非、英国和美国共 9 个国家的高级政府代表会议，讨论开发第四代核电的国际合作问题。会后发表了联合声明，对发展核电达成了十点共识。十点共识的基本思想是：世界特别是发展中国家，为社会发展和改善全球生态环境需要发展核电；第三代核电还需改进；核电需要提高经济性，安全性，减少废物，能防核扩散；核电技术要同核燃料循环统一考虑。2000 年 5 月，由美国能源部再次发起组织了近百名国内外专家研讨第四代核电的发展目标，目的是研究第四代核电应具备的基本性能和特点，以便进一步研究确定第四代核电的设计概念，为第四代核电堆型的研究开发明确技术方向。通过并发表了研讨会纪要文件，提出了发展设想进度。2002 年，第四代核电国际论坛（GIF）对第四代核电堆型的技术方向形成共识，在 2030 年以前将开发六种“新型发电”反应堆与燃料循环技术，即气冷快堆、铅冷快堆、熔盐堆、钠冷快堆、超临界水堆和超高温堆。

根据我国制定的《核电中长期发展规划（2005~2020 年）》，在核电发展战略方面，坚持发展百万千瓦级先进压水堆核电技术路线，目前按照热中子反应堆—快中子反应堆—受控核聚变堆“三步走”的步骤开展工作。发展目标为根据保障能源供应安全，优化电源结构的需要，统筹考虑我国技术力量、建设周期、设备制造与自主化、核燃料供应等条件。到 2020 年，核电运行装机容量争取达到 4000 万 kW；核电年发电量达到 2600 亿~2800 亿 kW·h。在目前在建和运行核电容量 1696.8 万 kW 的基础上，新投产核电装机容量约 2300 万 kW。同时，考虑核电的后续发展，2020 年末，在建核电容量应保持 1800 万 kW 左右。

1.2 核电厂的经济性与安全性

1.2.1 核电厂的经济性

煤电厂、天然气电厂和核电厂的发电相对成本因地点不同而差异很大。在诸如中国、美国和澳大利亚这些煤资源丰富并且容易获得的国家，煤目前仍具有经济吸引力，将来可能依旧如此。天然气在许多地区的基荷发电中具有竞争性，尤其是利用联合循环装置，但随着天然气价格的上涨，这种优势会减小。

为了比较不同的电力生产手段，人们习惯采用常规的贴现率经济分析法。这一方法也是一些国际机构（如 NEA, IAE 和 IAEA）从事比较分析时采用的方法。这一方法忽略了市场电价，仅考虑贴现的生产成本。这一成本细分成投资（包括退役）成本、运行成本和燃料成本三项。运行和燃料两项成本代表固定部分和可变部分。

基于以上方法，图 1-1 比较给出了 2000 年某机构得到的核能、天然气和煤的基荷（8000h/a）生产经济成本分类，其中贴现率为 4.5%。

(1) 外部费用。根据 2001 年年中发表的一份对欧洲各种燃料循环主要是煤电和核电外部费用的大型研究报告（ExternE），以纯粹的现金形式，核电的成本只有煤电的 1/10。如果把外部费用计算在内，欧盟的煤发电成本将翻倍，而天然气发电成本将增加 30%，这还不包括阻止全球变暖的费用。

1991 年，欧洲委员会与美国能源部（DOE）开展了一项合作研究，并首次使用一些近

似真实的财务数字说明整个欧盟不同发电形式对外部环境造成的损害。该项研究考虑了排放、弥散和对环境的最终影响。研究表明,核电外部费用平均为0.4欧分/ $\text{kW}\cdot\text{h}$,与水电差不多,而煤电高于4欧分/ $(\text{kW}\cdot\text{h})$ [4.1~7.3欧分/ $(\text{kW}\cdot\text{h})$],天然气在1.3~2.3欧分/ $(\text{kW}\cdot\text{h})$ 之间,只有风能成本低于核电,平均为0.1~0.2欧分/ $(\text{kW}\cdot\text{h})$ 。

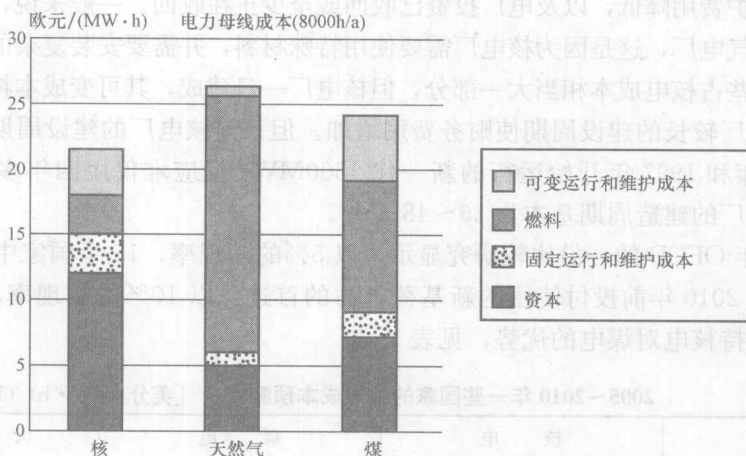


图 1-1 核能、天然气和煤的基荷生产经济成本分类图

(2) 燃料费用。核能的基本优势就是核电厂的燃料费用比煤、石油和天然气电厂的低。当然,核能的燃料费用还必须考虑加工、富集和制造成燃料组件的费用(约占总成本的3/4)和放射性乏燃料的管理和乏燃料或分离出的废物的最终处置。

根据美国的计算,2006年4月,得到1kg二氧化铀反应堆燃料的费用见表1-3。

项目	费用	总计
U_3O_8	$8\text{kg} \times 90.20$	722
转化	$7\text{kgU} \times 12$	84
富集	$4.3\text{SWU} \times 122$	586
燃料制造	1kg	240
总计		1633

这样,3400GJ的热量发电315000 $\text{kW}\cdot\text{h}$,由此得出燃料费用为0.52美分/ $(\text{kW}\cdot\text{h})$ 。在OECD国家核电厂的总燃料费用一般约为煤电厂的1/3,为天然气联合循环装置的1/5~1/4。

(3) 各种发电技术的比较。对于核电厂来说,其总成本一般都包括乏燃料管理、电厂退役和废物最终处置费用。这些费用对于其他发电技术来说属于外部费用,而对于核电来说是内部费用。

退役费用估计为核电厂初始基建费用的9%~15%。但经过贴现后,退役费用仅占投资总额的几个百分点,甚至比发电费用还低。美国仅为0.1~0.2美分/ $(\text{kW}\cdot\text{h})$,不超过发电成本的5%。

包括乏燃料储存或放射性废物最终处置在内的燃料循环后端另占总成本的10%,如果乏燃料不经后处理而直接处置,成本会低一些。美国通过对核电厂施加0.1美分/ $\text{kW}\cdot\text{h}$ 的课税来为其180亿美元的乏燃料处置计划提供资金。

法国 2002 年公布的数字显示, 核电的总成本为 3.2 欧分/(kW·h), 天然气为 3.05~4.26 欧分/(kW·h), 煤电为 3.81~4.57 欧分/(kW·h)。核电由于采用了标准化的大型电厂而更有竞争力。

核电成本在过去 10 年中一直在持续下降。这主要是由于燃料费用(包括铀-235 富集度的提高)和运行维护费用降低, 以及电厂投资已收回或至少正在收回。一般来说, 核电厂的造价高于燃煤或天然气电厂, 这是因为核电厂需要使用特殊材料, 并需要安装复杂的安全设施及备用控制设备。这些占核电成本相当大一部分, 但核电厂一旦建成, 其可变成本将非常低。

过去, 核电厂较长的建设周期使财务费用增加。但目前核电厂的建设周期趋于缩短, 例如日本于 1996 年和 1997 年开始运行的新一代 1300MWe 反应堆仅用四年多一点的时间建成。第三代核电厂的建造周期基本为 36~48 个月。

根据 1998 年 OECD 的一份比较研究显示, 以 5% 的贴现率, 13 个国家中有 7 个将考虑核电, 核电将是 2010 年前投入使用的新基荷电力的首选。以 10% 的贴现率, 将仅有法国、俄罗斯和中国保持核电对煤电的优势, 见表 1-4。

表 1-4 2005~2010 年一些国家的发电成本预测 [美分/(kW·h) (1997 年美元值)]

国 家	核 电	煤 电	天 然 气 发 电
法国	3.22	4.64	4.74
俄罗斯	2.69	4.63	3.54
日本	5.75	5.58	7.91
韩国	3.07	3.44	4.25
西班牙	4.10	4.22	4.79
美国	3.33	2.48	2.33~2.71
加拿大	2.47~2.96	2.92	3.00
中国	2.54~3.08	3.18	—

注 核电和煤电的贴现率为 5%, 30 年寿期, 75% 负荷因子。

1.2.2 核电厂的安全性

现有核电厂的设计、建造和运行贯彻了纵深防御的安全原则。以纵深防御 (defense-in-depth) 为主要原则的 IAEA-NUSS 核安全标准系列文件在我国核安全法规体系 (HAF 系列) 中得到了全面的反映。

纵深防御的基本安全原则, 包含了在放射性裂变产物与环境之间设置的多道屏障和对放射性物质的多级防御措施。图 1-2 给出了核电厂的四道屏障和五层保护。

(1) 多道屏障。为了阻止放射性物质向外扩散, 轻水堆核电厂结构设计上的最重要安全措施之一, 是在放射源与人之间, 即放射性裂变产物与人所处的环境之间, 设置了多道屏障, 力求最大限度地包容放射性物质, 尽可能减少放射性物质向周围环境的释放量。最为重要的是以下四道屏障。

第一道屏障为燃料基体。核电厂一般采用烧结的二氧化铀陶瓷燃料, 其基体可包容大部分固体和挥发性裂变产物。

第二道屏障是燃料元件包壳。轻水堆核燃料芯块叠装在锆合金包壳管内, 两端用端塞封

焊住。气态的裂变产物和挥发性裂变产物能部分地扩散出芯块，进入芯块和包壳之间的间隙内。包壳的工作条件是十分苛刻的，它既要受到中子流的强烈辐照、高温高速冷却剂的腐蚀、侵蚀，又要受热的和机械应力的作用。正常运行时，只允许少量裂变产物穿过包壳扩散到冷却剂。

第三道屏障是将反应堆冷却剂全部包容在内的一回路压力边界。压力边界的形式与反应堆类型、冷却剂特性以及其他设计考虑有关，由压力容器和堆外冷却剂环路组成，包括蒸汽发生器传热管、泵和连接管道。

为了确保第三道屏障的严密性和完整性，防止带有放射性的冷却剂漏出，除了设计时在结构强度上留有足够的裕量外，还必须对屏障的材料选择、制造和运行给以极大的注意。

第四道屏障是安全壳，即反应堆厂房。它将反应堆、冷却剂系统的主要设备（包括一些辅助设备）和主管道包容在内。当事故发生时，它能阻止从一回路系统外逸的裂变产物泄漏到环境中去，是确保核电厂周围居民安全的最后一道防线。安全壳也可保护重要设备免遭外来袭击（如飞机坠落）的破坏。对安全壳的密封有严格要求，如果在失水事故后 24h 内安全壳总的泄漏率小于 0.3% 安全壳内所含气体的质量，则认为达到要求。为此，在结构强度上应留有足够的裕量，以便能经受住冷却剂管道大破裂时压力和温度的变化，阻止放射性物质的大量外逸。它还要设计得能够定期地进行泄漏检查，以便验证安全壳及其贯穿件的密封性。

为了最大限度地防止放射性物质进入到环境中，田湾核电厂采用双层安全壳。安全壳的内层采用预应力钢筋混凝土结构，下部为圆柱形，上部为半球形。安全壳的内部衬以一层碳钢以确保防止泄漏。设计压力为 0.4MPa。安全壳外层采用整体式钢筋混凝土结构。在两层之间为环形的空间。外层安全壳可以确保内层安全壳免受外来物体的冲击。

除了上述四道实体屏障之外，每个核电厂周围都有一个公众隔离区。核电厂选址应与居民中心保持一定的距离。这样，可对释出的任何载有放射性气体提供大气扩散以及自然消散的途径，并在万一发生严重事故时有足够疏散居民的时间。核电厂附近的居民一般较少，要

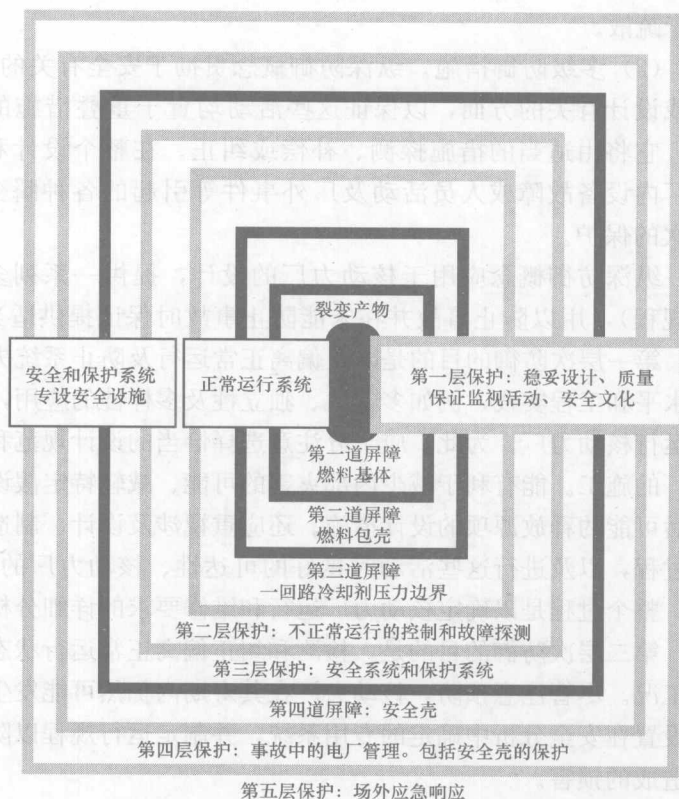


图 1-2 核电厂的多道屏障与多层保护

易于疏散。

(2) 多级防御措施。纵深防御概念贯彻于安全有关的全部活动,包括与组织、人员行为或设计有关的方面,以保证这些活动均置于重叠措施的防御之下,即使有一种故障发生,它将由适当的措施探测、补偿或纠正。在整个设计和运行中贯彻纵深防御,以便对由厂内设备故障或人员活动及厂外事件等引起的各种瞬变、预计运行事件及事故提供多层次的保护。

纵深防御概念应用于核动力厂的设计,提供一系列多层次的防御(固有特性、设备及规程),用以防止事故并在未能防止事故时保证提供适当的保护。

第一层次防御的目的是防止偏离正常运行及防止系统失效。这一层次要求按照恰当的质量水平和工程实践,例如多重性、独立性及多样性的应用,正确并保守地设计、建造、维修和运行核动力厂。为此,应十分注意选择恰当的设计规范和材料,并控制部件的制造和核动力厂的施工。能有利于减少内部灾害的可能、减轻特定假设始发事件的后果或减少事故序列之后可能的释放源项的设计措施。还应重视涉及设计、制造、建造、在役检查、维修和试验的过程,以及进行这些活动时良好的可达性、核动力厂的运行方式和运行经验的利用等方面。整个过程是以确定核动力厂运行和维修要求的详细分析为基础。

第二层次防御的目的是,检测和纠正偏离正常运行状态,以防止预计运行事件升级为事故工况。尽管注意预防,核动力厂在其寿期内仍然可能发生某些假设始发事件。这一层次要求设置在安全分析中确定的专用系统,并制定运行规程以防止或尽量减小这些假设始发事件所造成的损害。

设置第三层次防御是基于以下假定:尽管极少可能,某些预计运行事件或假设始发事件的升级仍有可能未被前一层次防御所制止,而演变成一种较严重的事件。这些不大可能的事件在核动力厂设计基准中是可预计的,并且必须通过固有安全特性、故障安全设计、附加的设备和规程来控制这些事件的后果,使核动力厂在这些事件后达到稳定的、可接受的状态。这就要求设置的专设安全设施能够将核动力厂首先引导到可控制状态,然后引导到安全停堆状态,并且至少维持一道包容放射性物质的屏障。

第四层次防御的目的是,针对设计基准可能已被超过的严重事故的,并保证放射性释放保持在尽实际可能的低。这一层次最重要的目的是保护包容功能。除了事故管理规程之外,这可以由防止事故进展的补充措施与规程,以及减轻选定的严重事故后果的措施来达到。由包容提供的保护可用最佳估算方法来验证。

第五层次,即最后层次防御的目的是,减轻可能由事故工况引起潜在的放射性物质释放造成的放射性后果。这方面要求有适当装备的应急控制中心及厂内、厂外应急响应计划。

1.3 核电厂运行的特点与一般原则

一、核电厂的能量平衡

一个典型的发电厂可以认为是一系列能源与热井的集成,它们的组合提供了总的能量平衡,如图 1-3 所示。

从图 1-3 可以看出:

(1) 反应堆为系统提供了热能的输入；

(2) 由裂变反应所产生的热量，由冷却剂（一回路）系统带给蒸汽发生器；

(3) 蒸汽发生器把传输热量转化为蒸汽源，用于驱动汽轮机；

(4) 汽轮机推动发电机为电网系统提供电力；

(5) 在汽轮机不可用的事件中，汽轮机旁路阀提供了备用的最终的热井。

所以，只要上述能量链中没有中断的部分，核电厂的运行就会是稳定的。如果这个链中某一环节受到系统相互作用的干扰，就将引起别的方面所需要的控制校正。例如，丧失蒸汽发生器的给水，这时蒸汽发生器只是冷却剂系统较小的热井，只能从它提取少量的热量。因而，冷却剂系统的压力、温度均将升高，必须采取措施以除去来自反应堆的热量，以尽可能维持冷却剂系统的压力。

二、核电厂的特殊性

核电厂运行的基本原则，与常规火力发电厂一样，都是根据电厂外负荷的需要量来调节“锅炉”的发热量，使其热功率与电负荷相平衡。核电厂与火力发电厂的不同之处，就在于核电厂是以原子核裂变反应时产生的巨大能量作为能源，因此，核电厂中担负供应蒸汽的“锅炉”就是由反应堆、冷却剂（一回路）系统及其辅助系统所组成的核蒸汽供应系统（Nuclear Steam Service System, NSSS）。这样，在控制和运行操作上也带来一些与常规火力发电厂不同的特殊问题，具体问题如下所述。

(1) 在火力发电厂中，可以连续不断地向锅炉供给燃料（燃煤、燃油、燃气），而在压水堆核电厂，由于反应堆置于高压的压力容器中，就必须采取定期（12~18个月）停堆换料的方式，即一次性装入大于反应堆临界所需的核燃料量，以克服运行时燃料消耗、平衡氙毒和温度效应等各种因素引起的反应性损失。因此，在反应堆堆芯初次装料或换料后的初期，其过剩反应性往往很大；但是，反应堆要在稳定功率下运行，就必须维持在临界状态，这就需要采用多种控制手段，在现代大型压水堆核电厂，对堆芯反应性的控制调节已普遍采用棒束型控制棒组件和在冷却剂中溶入化学“毒物”——硼酸相结合的办法。这就给反应堆的运行和控制带来一定的复杂性。

(2) 反应堆堆芯内的核燃料发生裂变反应，在释放出巨大能量的同时，也放出瞬发中子和会发出 β 、 γ 射线的裂变碎片。一般来说，在平衡循环寿期末反应堆每1W热功率所相应的裂变成为的产物约为 $3.7 \times 10^{10} \text{Bq}$ ，一座1000MWe功率的核电厂，由于反应堆内放射性产物的累积，以及堆内构件、压力容器等受中子的辐照而活化，堆内的放射性水平将高达 $1.0 \times 10^{20} \text{Bq}$ ，所以，不管反应堆在运行中或停闭后，都有很强的放射性。

在核电厂正常运行期间，上述放射性物质的绝大部分（约98%）被燃料元件及其包壳所包容，只要运行时能保持燃料元件包壳的完整性，大量放射性物质就不可能从燃料向外释放，也就不会对周围环境造成任何危害。所以，核电厂运行时一定要注意防止事故的发生，或者，即使发生了事故，应尽量减轻其后果，特别要防止由于放射性物质的外逸而污染环境。

对于压水堆核电厂来说，一回路与二回路相隔开是它的一个特点，如果冷却剂（一回

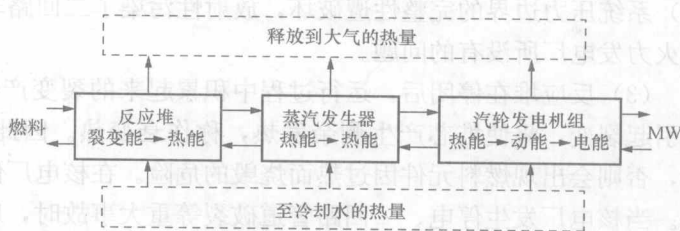


图 1-3 核电厂的能量平衡图

路)系统压力边界的完整性遭破坏,放射性污染了二回路非核设备,在维修时会带来很多常规火力发电厂所没有的问题。

(3)反应堆在停闭后,运行过程中积累起来的裂变产物产生的 β 、 γ 衰变,以及缓发中子引起裂变,将使堆芯产生剩余发热,称作衰变热。因此,反应堆停闭后不能立即停止冷却,否则会出现燃料元件因过热而烧毁的危险。在核电厂停闭情况下,也必须继续除去衰变热。当核电厂发生停电、一回路管道破裂等重大事故时,应急电源、安全注入系统等专设安全设施应立即自动投入,做到在任何情况下,保证反应堆堆芯的冷却。

(4)核电厂在运行时,其工艺过程会产生气体、固体及液体放射性废物,这些放射性三废的处理和储存问题在火力发电厂是不存在的。为了确保工作人员和居民的健康,放射性废物必须按照国家的规定,经过严格的处理和监测,降低排放物的放射性活度至国家的放射防护规定的水平后,才允许向环境排放。

(5)与火力发电厂相比,核电厂由于安全性要求高,系统冗多、设备复杂。一座大型1000MWe核电厂约有300多个系统,其中又分为安全系统,安全相关系统,非安全系统,因而,核电厂的初投资和建设费用远高于火力发电厂。为了提高经济性,极为重要的是使核电厂有比较高的负荷因子,为此:①核电厂应在额定功率或尽可能接近额定功率的工况下连续运行;②尽可能缩短核电厂换料停闭时间。

1.4 核电厂运行工况与分类

根据对核电厂运行工况所作的分析,1970年,美国标准学会按反应堆事故出现的预计概率和对广大居民可能带来的放射性后果,把核电厂运行工况分为四类。

工况I:正常运行和运行瞬变。包括:

- (1)核电厂的正常启动、停闭和稳态运行;
- (2)带有允许偏差的极限运行,如发生燃料组件包壳泄漏、一回路冷却剂放射性水平升高、蒸汽发生器管子有泄漏等,但未超过规定的最大允许值;
- (3)运行瞬变,如核电厂的升温升压或冷却卸压,以及在允许范围内的负荷变化等。

这类工况出现较频繁,所以要求整个过程中无需停堆,只要依靠控制系统在反应堆设计裕量范围内进行调节,即可把反应堆调节到所要求的状态,重新稳定运行。

工况II:中等频率事件。或称预期运行事件。这是指在核电厂运行寿期内预计出现一次或数次偏离正常运行的所有运行过程。由于设计时已采取适当的措施,其最为严重的瞬态是实施停堆保护,不会造成燃料组件棒损坏或一回路、二回路系统超压,不会导致事故工况。

工况III:稀有事故。在核电厂寿期内,这类事故一般极少出现,它的发生频率约为 $10^{-4} \sim 3 \times 10^{-2}$ 次/(堆·a)。处理这类事故时,为了防止或限制对环境的辐射危害,需要专设安全设施投入工作。

工况IV:极限事故。这类事故的发生频率可估为 $10^{-6} \sim 10^{-4}$ 次/(堆·a),因此被称作假想事故。它一旦发生,就会释放出大量放射性物质,所以在核电厂设计中必须加以考虑。

核电厂安全设计的基本要求是:在常见故障时,对居民不产生或只产生极少的放射性危害;在发生极限事故时,专设安全设施的作用应保证一回路压力边界的结构完整、反应堆安全停闭,并可对事故的后果加以控制。

表 1-5 和表 1-6 分别给出了这四类工况的举例及其所对应的安全准则。

表 1-5 运行工况及其例子

预期运行事件	稀有事故	极限事故
1. 堆启动时, 控制棒组件不可控地抽出 2. 满功率运行时, 控制棒组件不可控地抽出 3. 控制棒组件落棒 4. 硼失控稀释 5. 部分失去冷却剂流量 6. 失去正常给水 7. 给水温度降低 8. 负荷过分增加 9. 隔离环路再启动 10. 甩负荷 11. 失去外电源 12. 一回路卸压 13. 主蒸汽系统卸压 14. 满功率运行时, 安全注射系统误动作	1. 一回路系统管道小破裂 2. 二回路系统蒸汽管道小破裂 3. 燃料组件误装载 4. 满功率运行时抽出一组控制棒组件 5. 全厂断电 (反应堆失去全部强迫流量) 6. 放射性废气、废液的事故释放 7. 蒸汽发生器传热管断裂	1. 一回路系统主管道大破裂 2. 二回路系统蒸汽管道大破裂 3. 一台冷却剂泵转子卡死 4. 燃料操作事故 5. 弹棒事故

表 1-6 四类运行工况及其安全准则

运行工况	概 率	放 射 性	安 全 准 则
I. 正常运行与运行瞬态			燃料不应受到损坏 不应要求启动任何保护系统或专设安全设施
II. 中等频率事件 (预期运行事件)	$10^{-2} \sim 1$		燃料不应受到任何损坏 任何屏障不应受到损坏 (屏障本身出故障除外) 采取纠正措施后机组应能重新启动 不应发展成为后果更为严重的事故
III. 稀有事故	$10^{-4} \sim 10^{-2}$	全身 5mSv 甲状腺 15mSv	一些燃料组件可能损坏, 但其数量应是有限的一回路和安全壳的完整性不应受到影响 不应该发展成为后果更为严重的事故
IV. 极限事故	$10^{-6} \sim 10^{-4}$	全身 0.15Sv 甲状腺 0.45Sv	燃料组件可能有损坏, 但数量应有限 一回路、安全壳的功能在专设安全设施作用下应能保证

过去核电厂的安全设计主要考虑设计基准事故, 认为反应堆堆芯不会严重损坏和熔化, 放射性物质不会大量释放。我国新的核电厂设计安全规定要求适当考虑严重事故。严重事故 (Severe Accidents) 是指堆芯遭到严重损坏和熔化甚至安全壳也损坏的一种事故, 因而导致放射性物质大量释放到环境, 是一种超设计基准事故。

在 10000 堆·a 的核电厂运行历史中, 已经发生了两起严重事故。1979 年 3 月 28 日三里岛 (TMI-2) 核电厂事故, 大约 40% 堆芯熔化, 由于安全壳保持了完整性, 只有极少量气态碘和惰性气体释放, 没有人员死亡。1986 年 4 月 26 日切尔诺贝利 (Chernobyl-4) 核电厂事故, 堆芯全部破坏, 房顶被炸飞, 导致大量放射性物质释放至大气中, 即发死亡 31 人。从简单的统计学的观点看, 这两起事故使得发生严重事故的几率达到 $2 \times 10^{-4} / (\text{堆} \cdot \text{a})$, 比早先设想的 $10^{-5} \sim 10^{-6} / (\text{堆} \cdot \text{a})$ 的几率要大得多。

严重事故的后果非常严重, 特别是有大量放射性物质释放到环境的切尔诺贝利核电厂事故, 带来了环境、健康、经济和社会心理上的巨大影响。在这种情况下, 就要重新审议一下过去核电厂设计和运行不考虑严重事故是否适宜。从发生的几率、从后果的严重性、从公众接受核电方面等要求现在运行的和将来设计的核电厂要有防止和缓解严重事故的对策措施。因为实践已经说明, 单纯考虑设计基准事故, 不考虑严重事故的防止和缓解, 不足以保证工