

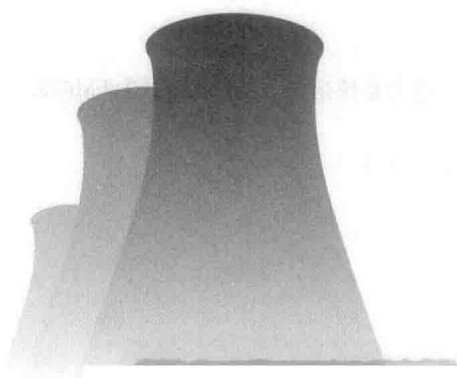


俞冀阳 编著

核电厂 系统与运行

N 核科学与技术系列教材

清华大学出版社



核电厂 系统与运行

⊛ 俞冀阳 编著

清华大学出版社
北 京

内 容 简 介

本书首先介绍核电厂运行的基本原理,内容包括反应性、反应性系数、能耗与中毒等基本概念。然后介绍核电厂的堆芯和冷却剂系统的特点,以及相应的能量传输和转换系统。在此基础上,介绍核电厂仪表和控制系统,以及各种类型的核电厂的控制特点。随后介绍辅助系统和安全系统,这对核电厂运行也是十分重要的。最后,介绍核电厂的正常运行和异常运行等知识。本书还对核电厂的常规和非常规运行进行了介绍,包括功率调节、跨越碘坑、停堆或停机后的恢复运行、热传输系统或蒸汽给水系统发生故障后的诊断和运行等。

本书既适合从事核电厂运行及管理人员使用,也可供高等学校核反应堆工程专业的师生及从事核电工程的技术人员参考。

版权所有,侵权必究。侵权举报电话:010-62782989 13701121933

图书在版编目(CIP)数据

核电厂系统与运行/俞冀阳编著. —北京:清华大学出版社,2016

(核科学与技术系列教材)

ISBN 978-7-302-45015-3

I. ①核… II. ①俞… III. ①核电厂—电力系统运行—教材 IV. ①TM623.7

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2016)第 219009 号

责任编辑:朱红莲

封面设计:傅瑞学

责任校对:刘玉霞

责任印制:宋 林

出版发行:清华大学出版社

网 址: <http://www.tup.com.cn>, <http://www.wqbook.com>

地 址:北京清华大学学研大厦 A 座 邮 编:100084

社 总 机:010-62770175 邮 购:010-62786544

投稿与读者服务:010-62776969, c-service@tup.tsinghua.edu.cn

质量反馈:010-62772015, zhiliang@tup.tsinghua.edu.cn

印 刷 者:北京富博印刷有限公司

装 订 者:北京市密云县京文制本装订厂

经 销:全国新华书店

开 本:185mm×260mm 印 张:20

字 数:487 千字

版 次:2016 年 10 月第 1 版

印 次:2016 年 10 月第 1 次印刷

印 数:1~1000

定 价:68.00 元

产品编号:070907-01

前言

核电厂是利用核能发电的装置,系统十分庞大而且种类繁多,学习核电厂的运行自然也十分不易。目前,有关核电厂系统与运行的教材已有不少,为什么还要再费力编写这么一部教材?理由有三:(1)大学教育制度的改革,使得本科生的培养向宽口径、厚基础方向发展,原先偏专、偏深的教材已经不适合现在的学生使用。(2)核电厂操纵员的培训是不可能在大学阶段完成的,需要到具体的核电厂进行模拟机培训后才能够取得执照,大学阶段的学习和训练应该侧重于基本理论和基本运行原理的掌握。(3)目前我国已经具有了压水堆、重水堆、沸水堆、钠冷快堆、高温气冷堆等多种堆型的核电厂,就核电厂运行的基本原理而言,应该涉及各种类型的核电厂的特点,而不应该拘泥于某一种类型的核电厂。

本着这样的思路和出发点,本书作者在清华大学多年讲授核电厂系统与运行的讲义的基础上,编写这本教材,以压水堆核电厂为主线,兼顾其他堆型的特点,着重阐述核电厂的主要系统与基本运行原理。

本书首先介绍核电厂运行的基本原理,内容包括有关基本概念,例如反应性、反应性系数、燃耗与中毒等问题。然后介绍核电厂的堆芯和冷却剂系统的特点,以及相应的能量传输和转换系统。在此基础上,介绍核电厂仪表和控制系统,以及各种类型的核电厂的控制特点。随后介绍辅助系统和安全系统,这对运行核电厂也是十分重要的。最后,介绍核电厂的正常运行和异常运行等知识。通过阅读本书,读者可以了解到各种核电厂的运行基本原理和概貌,包括主要设备和主要工艺系统的控制与运行,以及核电厂的安全是如何实现的。

本书既适合从事核电厂运行及管理人员使用,也可供高等学校核反应堆工程专业的师生及从事核电工程的技术人员参考。

第 1 章 核电厂概述与安全性	1
1.1 核电厂的能量平衡	1
1.2 核电厂的安全性	3
1.2.1 核电厂的主要风险	3
1.2.2 核电厂安全目标	4
1.2.3 核电厂安全许可证制度	4
1.2.4 核电厂有关安全的基本设计思想	7
第 2 章 核电厂运行物理基础	10
2.1 原子核物理基础	10
2.1.1 原子序数与质量数	10
2.1.2 质量亏损与结合能	11
2.1.3 放射性	12
2.1.4 中子与物质相互作用	14
2.1.5 核裂变	16
2.2 中子源	19
2.2.1 天然中子源	19
2.2.2 人工中子源	20
2.2.3 中子源组件	20
2.3 中子核反应截面	21
2.3.1 微观截面和宏观截面	21
2.3.2 截面的温度效应	23
2.4 中子注量率与中子慢化	23
2.4.1 中子扩散方程	24
2.4.2 中子的慢化	25
2.4.3 裂变时中子的释放	26
2.4.4 中子代时间	28
2.5 中子循环与反应堆临界	28

2.5.1	增殖因数	29
2.5.2	四因子公式	30
2.5.3	有效增殖因数	31
2.6	反应性	31
2.6.1	反应性系数	33
2.6.2	温度系数	33
2.6.3	压力系数	35
2.6.4	空泡系数	36
2.6.5	功率系数	36
2.7	中子毒物	36
2.7.1	可燃毒物	37
2.7.2	可溶毒物	37
2.7.3	控制棒	37
2.7.4	氙	39
2.7.5	钐	43
第3章	堆芯与冷却剂系统	45
3.1	堆芯	45
3.1.1	反应堆分类	45
3.1.2	堆芯结构设计	46
3.1.3	堆芯核设计	52
3.1.4	堆芯功率	54
3.2	冷却剂系统	56
3.2.1	冷却剂系统的功能	56
3.2.2	冷却剂系统的构成	56
3.2.3	冷却剂系统的运行参数	60
3.2.4	冷却剂泵	60
3.3	各种类型核电厂的设计特点	66
3.3.1	CANDU 型重水堆	66
3.3.2	快中子增殖堆	70
3.3.3	沸水堆核电厂	75
3.3.4	高温气冷堆	79
第4章	蒸汽动力转换系统	84
4.1	朗肯循环	84
4.1.1	朗肯循环的过程	84
4.1.2	朗肯循环的效率	85

4.1.3	蒸汽再热与回热循环	86
4.2	核电厂的蒸汽动力循环系统	88
4.2.1	蒸汽发生器	90
4.2.2	除氧器	95
4.2.3	蒸汽管线系统	96
4.2.4	给水系统	97
4.2.5	汽轮机	98
4.2.6	交流发电机	99
4.2.7	凝汽器	100
第 5 章	仪表与控制系统	102
5.1	参数测量原理	102
5.1.1	温度测量	102
5.1.2	压力测量	105
5.1.3	水位测量	106
5.1.4	流量测量	109
5.1.5	位置测量	110
5.1.6	放射线测量	111
5.1.7	中子的测量	113
5.1.8	反应堆周期测量	117
5.1.9	堆芯中子注量率测量	117
5.2	反应堆仪表监测系统	119
5.2.1	核功率测量系统	120
5.2.2	堆芯测量系统	121
5.2.3	控制棒位置指示系统	122
5.2.4	冷却剂系统监测	122
5.2.5	其他监测系统	124
5.3	压水堆核电厂的控制系统	125
5.3.1	反应性控制和功率分布控制	125
5.3.2	功率调节系统	128
5.3.3	一回路系统压力控制	132
5.3.4	稳压器水位控制	135
5.3.5	蒸汽发生器水位控制	137
5.3.6	蒸汽排放控制	139
5.3.7	主控制室	140
5.3.8	核电厂仿真机	145
5.4	各种类型反应堆的控制特点	148

5.4.1	沸水堆控制	148
5.4.2	高温气冷堆控制	150
5.4.3	钠冷快中子增殖堆控制	152
5.4.4	重水堆控制	153
5.5	核电厂数字化控制系统	158
5.5.1	核电厂计算机系统	158
5.5.2	核电厂计算机控制	161
5.5.3	压水堆数字化控制系统	163
5.5.4	沸水堆数字化控制系统	165
5.6	核电厂保护系统	167
5.6.1	反应堆保护参数	167
5.6.2	反应堆保护系统	169
5.6.3	堆芯保护系统	171
5.6.4	反应堆保护装置	173
5.6.5	反应堆数字化保护系统	174
第 6 章	核电厂辅助系统	177
6.1	化学和容积控制系统	177
6.1.1	体积控制	178
6.1.2	水质控制	178
6.1.3	硼浓度控制	178
6.1.4	硼热再生系统	179
6.1.5	硼回收系统	179
6.2	余热排出系统	180
6.3	设备冷却水系统	182
6.4	重要厂用水系统	182
6.5	废物处理系统	183
6.5.1	废气处理系统	183
6.5.2	废液处理系统	184
6.5.3	固体废物处理系统	186
6.6	安全壳通风净化系统	188
6.7	蒸汽发生器排污系统	189
6.8	燃料操作系统	190
6.8.1	压水堆燃料操作系统	190
6.8.2	重水堆燃料操作系统	191
6.8.3	重水堆装卸料机	193
6.8.4	不停堆换料	194

6.8.5 乏燃料储存池	195
6.9 重水堆辅助系统	196
6.9.1 重水堆慢化剂系统	196
6.9.2 慢化剂覆盖气体系统	197
6.9.3 停堆冷却系统	197
6.9.4 重水净化系统	199
6.9.5 氘化和除氧系统	199
6.10 厂用电系统	200
第7章 安全系统与专设安全设施	202
7.1 反应堆停堆系统	202
7.1.1 控制棒停堆系统	202
7.1.2 压水堆第二停堆系统	203
7.1.3 重水堆第二停堆系统	204
7.2 应急堆芯冷却系统	205
7.2.1 压水堆安全注射系统	205
7.2.2 沸水堆应急堆芯冷却系统	206
7.2.3 重水堆应急堆芯冷却系统	207
7.3 安全壳包容系统	208
7.3.1 安全壳的类型	208
7.3.2 安全壳隔离系统	211
7.4 安全壳喷淋系统	212
7.5 可燃气体控制系统	213
7.6 辅助给水系统	214
7.7 非能动安全系统	214
7.7.1 余热排出系统	215
7.7.2 安全注射系统	215
7.7.3 安全壳冷却系统	215
7.8 重水堆安全系统	215
第8章 核电厂正常运行	219
8.1 运行管理	220
8.1.1 运行安全管理体系	220
8.1.2 运行性能指标	222
8.2 核电厂的运行模式	223
8.2.1 运行状态	223
8.2.2 运行模式	226

8.3	核电厂的运行技术规格书	228
8.4	核电厂的运行规程	230
8.5	核电厂的调试	232
8.5.1	调试主要阶段	232
8.5.2	调试准备工作	237
8.5.3	调试进度计划	238
8.6	核电厂正常起动与停运	239
8.6.1	起动	239
8.6.2	核电机组的负荷跟踪	241
8.6.3	停运	243
8.7	核电厂换料和大修	243
8.7.1	燃料管理	243
8.7.2	维修	245
8.7.3	在役检查	248
8.7.4	定期试验	250
8.8	运行经验反馈	253
第9章	核电厂异常运行	255
9.1	核电厂的工况	255
9.1.1	核电厂状态分类	255
9.1.2	核电厂事件分级	256
9.2	设计基准事故与监督	258
9.2.1	核电厂设计基准事故	258
9.2.2	燃料包壳完整性监督	263
9.2.3	冷却剂系统承压边界完整性监督	265
9.2.4	安全参数显示系统	267
9.3	严重事故及其管理	267
9.3.1	核电厂严重事故	267
9.3.2	核事故应急管理	270
9.3.3	核事故应急计划与准备	274
9.3.4	核事故应急措施	275
9.3.5	核事故后恢复措施	277
附录	核电厂模拟器实验指示书	279
A.1	国际原子能机构的重水堆核电厂模拟器	279
A.1.1	起动	279
A.1.2	电厂总览	280

A. 1. 3	停堆棒	280
A. 1. 4	反应性控制	281
A. 1. 5	一回路热传输系统的主回路	281
A. 1. 6	一回路热传输系统的上充和下泄	283
A. 1. 7	热传输系统装量控制	283
A. 1. 8	热传输系统压力控制	283
A. 1. 9	下泄凝汽器控制	283
A. 1. 10	蒸汽发生器给水泵	285
A. 1. 11	蒸汽发生器水位控制	285
A. 1. 12	蒸汽发生器水位显示	285
A. 1. 13	蒸汽发生器水位手动控制	285
A. 1. 14	汽轮机抽气	288
A. 1. 15	汽轮发电机	288
A. 1. 16	反应堆调节系统	288
A. 1. 17	电厂功率调节	290
A. 1. 18	参数趋势图	290
A. 1. 19	故障设置	290
A. 2	电厂运行模式	292
A. 2. 1	Normal 模式下的功率调节	292
A. 2. 2	Alternate 模式下的功率调节	292
A. 2. 3	Normal 模式下降低功率	293
A. 2. 4	满功率运行时的温度分布	293
A. 3	反应堆调节系统	294
A. 3. 1	功率调节	294
A. 3. 2	控制策略	295
A. 3. 3	RRS 系统响应	295
A. 3. 4	手动控制	296
A. 3. 5	手动抽棒	296
A. 4	堆调系统故障和跳堆	296
A. 4. 1	轻水液位流入阀门误开	296
A. 4. 2	轻水液位流入阀门误关	297
A. 4. 3	意外插棒	297
A. 4. 4	跳堆并恢复	298
A. 4. 5	跳堆	299
A. 5	热传输系统	299
A. 5. 1	CV20 误开	299
A. 5. 2	CV22 误开	300

A.5.3	CV12 误开	301
A.5.4	MV1 误关	301
A.5.5	CV5 误开	302
A.6	蒸汽和给水系统	303
A.6.1	LCV101 误开	303
A.6.2	LCV101 误关	303
A.6.3	蒸汽流量计故障	304
A.6.4	蒸汽压力控制	304
A.6.5	跳堆和再起动	304
A.7	常见故障处理	305
A.7.1	所有给水阀关闭	305
A.7.2	所有给水泵失电	305
A.7.3	汽轮机异常跳机	306
A.7.4	压力测量故障	306
A.7.5	小破口事故	307
A.7.6	主蒸汽管线破裂事故	307

参考文献	308
------------	-----

核电厂概述与安全性

本章对核电厂进行总体概述并介绍其安全性。总体上我们可以把核电厂看成是一个黑盒子,输入的是核燃料,输出的是电能。这里我们讨论的核电厂(nuclear power plant),在有些时候也被称为核电站(nuclear power station),本书按照国家标准统一使用核电厂这一名称。

核电厂是指将核反应释放出来的能量以可控的方式转化为热能,利用热能产生供涡轮机(turbine)用的高温气体,涡轮机带动发电机生产商用电力核设施。

核反应通常在一个被称为“堆芯”(nuclear reactor core)的区域内以可控的方式进行。核反应释放出来的绝大部分能量在堆芯内以热能的形式传递给周围的介质,因此通常需要有—种被称为“冷却剂”(coolant)的介质在把热量传递出来的同时,冷却堆芯。冷却剂把热量传递出来以后,就可以由各种方式利用这些热能来发电了。在沸水堆中,直接把从堆芯出来的高温蒸汽引入一个被称为“汽轮机”(steam turbine)的设备,汽轮机是涡轮机的一种,是特指用水蒸气作为工质的涡轮机。除了水蒸气以外,高温气冷堆也可以直接用高温氦气作为工质推动涡轮机,有时候也把这种涡轮机称为氦气轮机。而在压水堆或重水堆中,核燃料裂变过程释放出来的能量,经过反应堆内循环的冷却剂,把能量带出并传输到一个被称为“蒸汽发生器”(steam generator)或“锅炉”(boiler)的设备,产生高温水蒸气用以驱动汽轮机并带动发电机发电。

1.1 核电厂的能量平衡

核电厂的能量转化与利用的基本原理如图 1-1 所示。

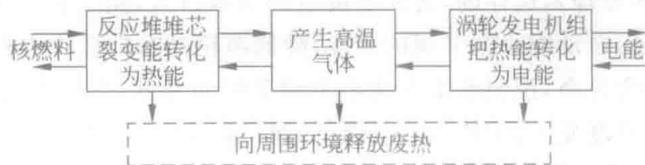


图 1-1 核电厂的能量转化与利用的基本原理

包含易裂变材料的核燃料,通过换料放入反应堆堆芯,可以像压水堆和沸水堆那样停堆换料后持续运行一年到一年半,也可以像重水堆和高温气冷堆那样不停堆连续换料。在反应堆堆芯内发生裂变反应后释放出能量,通过冷却剂系统载出堆芯并产生高温气体,然后通

过涡轮发电机组向外输送电能。根据热力学原理,火力发电或者核能发电并不能把所有的热量都转化为电能,其中有一部分热量以废热的形式向周围环境释放。发出的电能占总释放的热量之比,称为效率。效率和所产生的高温气体的温度有关,压水堆、沸水堆、重水堆等核电厂的效率一般在 30% 左右,高温气冷堆的效率可以达到 40% 以上。

核电厂是能够连续输出电能的,因此要求在运行期间维持能量的平衡。操纵员的日常运行的主要任务,除了确保核电厂安全以外,就是保持核电厂的能量平衡,有点像飞机驾驶员保持飞机的平衡飞行一样。飞机的飞行是机械的平衡,核电厂的运行是能量的平衡。

引起能量偏离平衡的因素很多,有些是固有的,有些是意外的。固有的因素有燃料的消耗、裂变产物的积累、电网需求的变化、环境温度的波动等。意外的因素有设备的故障、人为的干扰、自然灾害的发生等。

核电厂控制系统的基本原理如图 1-2 所示。控制系统的主要输入参数为:反应堆功率、发电机输出电功率和做功工质的气体压力。操纵员输入一个设定值(可以是反应堆功率或发电机输出电功率),然后通过控制系统调整调节阀的开度维持高温工质的压力。根据操纵员输入参数的不同,核电厂可以有两种基本的运行模式:“堆跟机”模式和“机跟堆”模式。

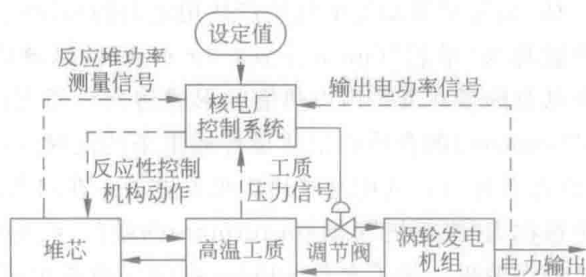


图 1-2 核电厂控制系统的基本原理

在“堆跟机”模式下,操纵员设定涡轮发电机组的输出电功率要求,在确定的工质压力下,具有一个调节阀的开度和其相对应。此时反应堆在控制系统的调节下,自动运行在和输出电功率相匹配的堆芯功率。反应堆自我调节的原理是这样的,如果反应堆功率比匹配功率小,则工质压力会降低,这会使控制系统进行提棒操作,增大堆芯的功率。若反应堆的功率比匹配的功率大,则工质压力会升高,控制系统进行插棒操作,降低反应堆的功率。很快反应堆的功率就会被匹配到和涡轮发电机组的电力输出相平衡的功率水平。

在“机跟堆”模式下,反应堆的功率是优先设定的,让涡轮发电机组来自动匹配反应堆,达到能量平衡。具体原理是这样的,若发电机组的功率过大,则工质压力会降低,控制系统根据压力降低的信号,自动缩小调节阀的开度,降低涡轮发电机组的功率。若发电机组的功率过小,则工质压力会升高,控制系统自动增大调节阀的开度,提高电力输出。在堆芯功率不变的情况下,阀门开度变大,工质压力会降低,阀门调小,工质压力会升高。很快涡轮发电机组的功率就和反应堆达到平衡。

压水堆核电厂考虑到尽可能减少用硼酸调节反应过程中产生的放射性废水,一般会运行在基负荷,需要大幅度调功率或调峰的时候,会采用“机跟堆”模式。而重水堆和沸水堆核电厂,由于不用硼酸作为调节手段,因此在日常运行的时候,为了使电力输出比较稳定,一般会运行在“堆跟机”的模式下,让反应堆自动调节自己,实现稳定的电功率输出,并具有良好的

的负荷跟踪能力。一旦核电厂进入各种瞬变过程,为了确保反应堆堆芯的安全,才会自动切换到“机跟堆”模式。“机跟堆”模式下核电厂能发出多少电取决于反应堆的状态。

从总体上讲,核电是一种清洁、绿色、几乎没有二氧化碳排放的能源。核电厂是一种高能量、少耗料的发电厂。以一座发电量为 1000MW(e) 的电厂为例,如果烧煤,每天需耗煤 7000~8000t,一年要消耗 200 多万 t。若改用核电厂,每年只需要补充几十吨核燃料(具体数量取决于不同的堆型),其中只消耗掉大约 1.5t 裂变铀或钚。核电厂基建投资高,但燃料费用较低,发电成本也较低,并可减少环境污染。在人类几十年的努力下,核电已经发展成为一种经济、安全的常规能源。下面我们来讨论核电厂的安全性以及安全设计理念。

1.2 核电厂的安全性

和所有工业技术一样,核电厂发电是有风险的。核电厂的风险除了一般的工业风险以外,还有一些特殊性。核电厂的安全设计都是围绕核电厂特有的风险开展的,因此我们需要先了解核电厂都有哪些风险。

1.2.1 核电厂的主要风险

核电厂的主要风险来源于以下四个方面。

(1) 强放射性

在核裂变过程中,除了释放出巨大的能量以外,还伴随着有大量放射性物质的生成。一般说核反应堆每 1W 热功率,在燃耗末期积累的放射性活度将为 $3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$ ($3.7 \times 10^{10} \text{ Bq} = 1 \text{ Ci}$)。一个 1000MW(e) 的核电厂,热功率约为 3000MW,燃耗末期积累的裂变产物放射性将高达 10^{20} Bq ($3 \times 10^9 \text{ Ci}$),折合成等效的 ^{131}I 大约为 $7 \times 10^8 \text{ Ci}$ 。

当然,在实际运行中,核反应堆内放射性物质绝大部分都保留在燃料元件内。只要包壳不破损,芯块不熔化,这些放射性物质就不会逸出到环境中。

(2) 衰变热

反应堆停闭后,堆芯内中子链式裂变反应虽然中止,但是裂变产物继续发射 β 射线和 γ 射线,这些裂变产物的半衰期都很长,射线在与周围物质作用时释放出热量,这就是衰变热。

由于反应堆在停堆后,还有一定量的功率,因此反应堆必须设置停堆余热排出系统来保证反应堆的安全。反应堆停堆后的功率,主要由缓发中子引起的裂变反应、裂变产物的衰变以及其他材料的中子俘获等因素引起。

(3) 高温高压水

反应堆冷却剂系统共有几百吨高温高压水,含有巨大的能量,一旦一回路发生破口,大量冷却剂迅速喷出,危及安全壳的完整性,同时大量放射性物质逸出,使燃料元件失去冷却,存在堆芯熔化的可能性。

(4) 功率可能暴走

反应堆在一定条件下,若具有正的温度反应性系数,会使功率迅速增加。

1.2.2 核电厂安全目标

清楚了核电厂的主要安全风险后,国际原子能机构提出核电厂的安全总目标是在核电厂里建立并维持一套有效的防护措施,以保证工作人员、公众和环境免遭过度的放射性风险^[1]。

这里,风险是指事件的频率与其所产生的危害的乘积,放射性危害是指辐射对核电厂工作人员和公众健康的不利影响,以及对土壤、空气、水或食物的放射性污染。这里所说的免遭过度风险是指要求核电厂产生的风险水平不超过与它相竞争的其他能源产生的风险水平。核电厂也具有任何工业都会造成的比较普遍的危害,但从核电安全总目标可以看到,核电厂着重考虑的是它最突出的问题——辐射安全。

为了把核电厂的安全要求表达得更加易于操作,可以用辐射防护目标、核电技术安全目标及核电安全目标的数量指标来表述。

(1) 辐射防护目标

确保在正常运行时从核电厂系统释放出来的放射性物质引起的辐照保持在合理可行尽量低的水平,并低于国际辐照防护委员会(ICRP)规定的限值,(1981年ICRP建议专业人员5年剂量限值为100mSv,其中任何一年不超过50mSv,居民每年剂量限值为1mSv)。由事故引起的辐照要避免早期(非随机效应)伤害,并将后期(随机)效应限制在可容许的水平。在可能使辐射源不能完全控制的任何事故条件下,核电厂有安全应急措施,厂外也备有对策,以缓解对工作人员、公众及环境的危害。

(2) 核电技术安全目标

有很大把握预防核电厂事故,确保所有设计基准事故放射性后果都是小的;确保那些会带来严重放射性后果的严重事故发生的概率是极低的;对于严重事故也要有规程性措施加以控制,要求有措施保证停堆、持续冷却堆芯、足够的包容完整以及有厂外应急准备。使得总的风险极低,并且不论各种事故发生概率的大小,其中没有一种事故对风险的贡献大得过多。

(3) 核电安全目标的数量指标

按照纵深防御原则贯彻了事故预防和事故缓解对策的核电厂,每运行堆年发生堆芯熔化事故的概率应低于 10^{-4} 。但这一指标还是不够,美国 and 欧洲的用户要求文件(URD)和国际原子能机构的国际安全咨询组(INSAG)都提出应达到更先进的指标,每堆年堆芯熔化事故概率不超过 10^{-5} ,每堆年大规模厂外放射性释放的概率不超过 10^{-6} 。安全目标的数量指标是衡量安全程度的一个尺度,可以评价核电厂符合安全的程度,明确改进方向。

1.2.3 核电厂安全许可证制度

核安全许可证制度是国家通过审批、颁发和管理核安全许可证,对核活动/核设施(包括核电厂)进行监督管理的一种制度。核安全许可证是国家授权核安全监管机构批准核设施营运组织(许可证申请者)可以从事选址、建造、调试、运行和退役各阶段特定活动的正式文件。核安全许可证是联系核安全法规与核设施营运组织安全责任的纽带,也是联系核安全

监管机构和营运组织的主要方式。

(1) 许可证分类

核安全许可证的种类可分为核设施许可证和操纵人员执照两类。

核设施的许可证是按设施选址、设计、建造、调试、运行和退役等阶段设置的。只有在获得各阶段的许可证后,才允许进行该阶段特定的活动。

由于各个国家的核安全法规和许可证制度存在一定的差异,因此各个阶段许可证的设置也有所不同。例如在有些国家一个许可证可适用于几个阶段,有的国家对拥有、使用或转让核材料或核材料运输需另行申请许可证。

许可证具体的格式会因各国的监管体制、许可证制度而有所不同。但一般应包括:法律授权的制定和颁发许可证的机构,许可证件持有的组织或个人,核设施的名称和厂址,许可证件所批准的活动,有效期限,许可证限值和条件等。

许可过程包括许可证的申请、审评、颁发和管理。申请指的是核设施营运组织向核安全监管机构提出许可证申请,并提供安全分析报告等资料。审评指的是核安全监管机构组织对申请者提交的材料的审查和评价并决定是否批准申请。如审评结果认为申请符合法规规定的核安全要求,则颁发附有限值和条件的许可证件,允许从事所批准的活动。许可证发出后,还要进行管理。许可证管理包括定期或不定期的监管性检查、审查或评价,检查核设施的安全状况及许可证条件的执行情况。必要时可要求改进,或采取强制性的措施暂停或吊销许可证。

中国的核安全许可证制度是根据《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》的规定,由国家核安全局负责制定和批准颁发核设施安全许可证件。

核电厂的安全许可证件可分为核电厂设施和人员两大类,详见表 1-1。

表 1-1 中国的核电厂安全许可证件类型

核电厂安全许可证件	设施	核电厂厂址安全审查批准书 核电厂建造许可证 核电厂首次装料批准书 核电厂运行许可证 核电厂退役批准书
	人员	操纵员执照 高级操纵员执照

核电厂厂址安全审查批准书。根据中国基本建设程序规定,国家发展和改革委员会在收到国家核安全局的《核电厂厂址安全审查批准书》和国家环境保护总局的《核电厂环境影响评价报告和批准书》后,批准《可行性研究报告》和营运单位申请的厂址。

核电厂建造许可证。核电厂的营运单位(指申请或持有安全许可证,可以经营和运行核电厂的单位)向国家核安全局提交《核电厂建造申请书》《初步安全分析报告》和其他有关资料(如系统手册、设计报告等)。国家核安全局审评通过后,颁发《核电厂建造许可证》,批准核电厂建造,方可开始核岛混凝土浇筑。

核电厂首次装料批准书。核电厂安装完毕,经过运行前试验后进入首次装料阶段。核电厂的营运单位向国家核安全局提交《核电厂首次装料申请书》《最终安全分析报告》和其他