



压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材

核电厂运行概论

An Introduction to Operation of
Nuclear Power Plants

郑福裕 邵向业 丁云峰 编著



原子能出版社

压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材

核电厂运行概论

An Introduction to Operation of Nuclear Power Plants

郑福裕 邵向业 丁云峰 编著

原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

核电厂运行概论 / 郑福裕,邵向业,丁云峰编著.

—北京:原子能出版社,2010.5

(压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材)

ISBN 978-7-5022-4892-5

I. ①核… II. ①郑… ②邵… ③丁… III. ①核电厂

—运行—概论 IV. ①TM623.7

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2010)第 079557 号

内 容 简 介

本书介绍了压水堆核电厂运行的基础知识。全书共分五章,内容包括概论、核电厂运行技术规格书、核电厂正常运行、核电厂异常运行、核电厂事故。书中有两个附录:核电厂模拟机简介和蒸汽发生器传热管破裂事故实例。

本书是压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材之一,也可供从事核电工程的相关技术人员及高等院校核工程专业的师生参考。

核电厂运行概论

策 划 刘 朔 张 琳
出版发行 原子能出版社(北京市海淀区阜成路 43 号 100048)
责任编辑 刘 岩
技术编辑 冯莲凤
责任印制 潘玉玲
印 刷 保定市中华美凯印刷有限公司
经 销 全国新华书店
开 本 787 mm×1092 mm 1/16
印 张 12.75 字 数 317 千字
版 次 2010 年 12 月第 1 版 2010 年 12 月第 1 次印刷
书 号 ISBN 978-7-5022-4892-5
印 数 1—2500

定 价 55.00 元

网址: <http://www.aep.com.cn> E-mail: atomep123@126.com
发行电话: 010-68452845 版权所有 侵权必究

《压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材》

编 委 会

主 任：王乃彦

副主任：李和香 李济民 肖 武

顾 问：邵向业 罗璋琳 李文埏 郑福裕 浦胜娣

委 员：（按姓氏拼音顺序排列）

丁云峰 顾颖宾 郭文琪 韩延德 郝老迷

黄兴蓉 李和香 李吉根 李济民 李文埏

李泽华 刘国发 罗璋琳 浦胜娣 阮於珍

邵向业 王 略 王乃彦 夏延龄 肖 武

阎克智 俞尔俊 臧希年 赵郁森 郑福裕

周一东

编委会办公室

主 任：肖 武

成 员：章 超 高小林 梁超梅 周 萍 宋 慧

樊 勤 付 冉

《压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材》

校 审 专 家

(按姓氏拼音顺序排列)

一审专家:

高秀清	高永春	李文埏	李永章	刘耕国
罗璋琳	彭木彰	浦胜娣	吴炳祥	夏益华
张培升	赵兆颐			

二审专家:

陈 跃	付卫彬	黄志军	蒋祖跃	李守平
马明泽	毛正宥	潘泽飞	唐锡文	王瑞正
魏 挺	薛峻峰	杨 炜	朱晓斌	

统审专家:

曹述栋	丁卫东	丁云峰	宫广臣	苟 峰
顾颖宾	郭利民	何小剑	黄世强	廖伟明
刘志勇	马明泽	毛正宥	缪亚民	戚屯锋
苏圣兵	孙光弟	王晓航	魏国良	吴 放
吴 岗	杨昭刚	俞卓平	张福宝	张志雄
周卫红				

前 言

核电厂操纵人员的素质关系到核电厂的安全运营,而培训工作是保证人员素质的基本环节之一。为适应当前我国大力发展核电的形势,保证核电厂操纵人员的培训质量,使基础理论培训满足国家核安全法规与行业规定的要求,便于对培训过程实施统一规范的管理,国家主管部门决定编写一套适用于核电厂操纵人员的基础理论培训教材——《压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材》。鉴于核工业研究生部在近20年的核电基础理论培训中,积累了丰富的教学及管理经验,具有稳定的师资队伍和较完整的教材体系,故由核工业研究生部具体承担教材编写的组织工作。

为了编好操纵人员培训教材,核工业研究生部牵头组织长期从事核电培训的专家、教授进行认真分析和讨论,根据我国现有堆型的特点,从压水堆核电厂入手,由核电厂、核动力运行研究所、操纵人员资格审查委员会等单位的专家共同参与编写。这套教材共十二册,包括《核反应堆物理》、《核反应堆热工水力学》、《核电厂辐射防护》、《核电厂材料》、《核电厂通用机械设备》、《核电厂水化学》、《核电厂电气原理与设备》、《核电厂核蒸汽供应系统》、《核电厂蒸汽动力转换系统》、《核电厂仪表与控制》、《核电厂核安全》、《核电厂运行概论》。这套教材内容以核电厂相关专业的基本概念、基本原理及基础知识为主,可为操纵人员下一步培训打下良好的理论基础。

本套教材是经过充分准备、精心组织而完成的。首先,根据核电厂操纵人员的培训目标,按照《核电厂操纵人员的执照考核标准》(EJ/T 1043—2004)的相关内容和要求进行课程设置、制定教材编写原则、明确每种教材应涵盖的内容;在总结以往教学经验的基础上,充分征求各核电厂专家的意见,形成了内容完整、要求明确的教材编写大纲。其次,聘请既有较高的专业水平又有较强的实际工作能力和丰富的教学

经验的专家担任本套教材的编者,并为编者提供教材编写技巧、《著作权法》等相关知识的讲座和模拟机现场观摩学习;编者根据教材编写原则和大纲编写具体内容,力求做到既符合学员的认知规律又贴近核电站的实际。再次,请理论功底扎实、教学经验丰富的教授、专家根据教学原则对教材内容的准确性、系统性等进行审查,并广泛征求任课教师的意见;同时请经验丰富的核电站专家结合实际进行审查。编者根据上述意见对教材进行认真修改后,再征求各方意见,最终由操纵人员资格审查委员会审定。

本套教材中《核电站电气原理与设备》由江苏核电有限公司具有丰富实际工作经验的专家编写。其余的各分册由核工业研究生部多年从事核电培训教学工作、教学及实践经验丰富的教授、专家编写。

在本套教材的编审过程中,核工业研究生部的任课教师们认真参与教材的编审和研讨;江苏核电有限公司专门成立“电气教材编写专项组”,精心组织编审;各核电站积极推荐审稿专家,提供编写教材所需资料;核电秦山联营有限公司组织一线人员与编者进行对口交流,创造条件为编者提供模拟机现场演示与讲解;各核电站、核动力运行研究所、操纵人员资格审查委员会等单位的专家们认真审稿,提出许多宝贵意见;原子能出版社自始至终给予通力合作,提前介入指导,缩短了出版周期。

本套教材的编制出版,凝聚着编、审、校、印及组织管理人员的大量心血,同时得到各相关单位的大力支持和热情帮助,在此深表谢意!

编委会

2010年11月

编者的话

《核电厂运行概论》是根据核电基础理论培训教材编写大纲要求,在广泛听取核电专家意见的基础上编写的,是《压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材》之一,也可供核电厂相关人员参考。

本书根据《核动力厂运行安全规定》(HAF103)和《核电厂人员的配备、招聘、培训和授权》(HAD103/05)的要求,内容以基础理论知识、基本概念和基本原理为主,涵盖了《核电厂操纵人员的执照考核》标准(EJ/T 1043—2004)附录D.3的有关内容。

本书以核工业研究生部核电厂操纵人员培训讲义《压水堆核电厂运行》为基础,结合任课老师的教学实践作了修改和补充。在编写上,尽量从原理上着重讲清楚基本概念,并注意联系实际,将这些基本概念与核电厂的运行实际相结合。教材中强调运行文件的重要性,并指出核电厂运行是离不开运行规程的。在内容选择和安排上,为便于读者理解,力求做到由浅入深,尽量避免繁杂的公式推导,做到既重点突出,又具有一定的全面性、系统性。

全书共分5章。第1章绪论,重点介绍了核电厂运行的特点;第2章介绍核电厂技术规格书,这是核电厂最重要的运行文件;第3章核电厂正常运行,结合正常运行规程介绍正常运行全过程;第4章核电厂异常运行,结合异常运行规程介绍部分异常运行;第5章事故,重点介绍了美国三哩岛事故后,美国西屋型压水堆核电厂的应急运行规程的特点及内容,并介绍了典型事故之一——蒸汽发生器传热管破裂。最后还给出了两个附录:①全范围核电厂模拟机简介,这是最重要的培训工具;②蒸汽发生器传热管破裂事故实例。

在编写的过程中,李永章、马明泽等专家审校了全文,编者表示衷心感谢。

本书的出版,承蒙秦山核电有限公司、核电秦山联营有限公司、大亚湾核电运营管理有限公司等单位 and 有关同志的大力支持,编者表示诚挚的谢意。

书中如有不妥之处,恳请批评指正。

编者

2010年11月

目 录

第 1 章 绪论	(1)
1.1 核电厂运行特点	(1)
1.1.1 压水堆核电厂与化石燃料电厂	(1)
1.1.2 压水堆核电厂与研究堆	(4)
1.1.3 压水堆核电厂与舰船核动力装置	(6)
1.2 核电厂运行工况分类	(8)
1.2.1 正常运行和运行瞬态	(8)
1.2.2 中等频度事件	(8)
1.2.3 稀有事件	(9)
1.2.4 极限事故	(9)
1.3 核电厂工作人员的基本要求	(10)
1.3.1 “安全文化”的概念	(10)
1.3.2 培训	(12)
1.3.3 经验	(15)
1.4 核电厂的运行文件	(16)
1.4.1 技术规格书(Technical Specifications)	(17)
1.4.2 运行规程	(17)
复习题	(20)
第 2 章 核电厂技术规格书	(21)
2.1 概述	(21)
2.2 定义	(21)
2.3 安全限值和安全系统限值的设定	(23)
2.3.1 安全限值	(23)
2.3.2 安全系统限值的设定	(24)
2.4 运行限制条件	(24)
2.4.1 适用范围	(25)
2.4.2 反应性控制系统	(26)
2.4.3 功率分布限值	(28)
2.4.4 仪表	(31)
2.4.5 反应堆冷却剂系统	(31)
2.4.6 应急堆芯冷却系统(ECCS)	(32)

2.4.7 安全壳系统	(32)
2.4.8 电厂系统	(33)
2.4.9 电力系统	(33)
2.4.10 换料运行	(34)
2.4.11 特殊试验	(34)
2.5 监测要求	(34)
2.6 设计特点	(35)
2.7 行政管理	(35)
2.8 广东大亚湾核电厂技术规格书简介	(36)
复习题	(40)

第3章 核电厂正常运行	(42)
3.1 概述	(42)
3.2 核电厂加热升温	(42)
3.2.1 初始条件	(42)
3.2.2 注意事项	(43)
3.2.3 运行操作	(45)
3.3 反应堆启动至最小功率	(47)
3.3.1 反应堆启动过程中的几个问题	(48)
3.3.2 初始条件	(54)
3.3.3 注意事项	(54)
3.3.4 运行操作	(55)
3.4 功率运行	(56)
3.4.1 初始条件	(56)
3.4.2 注意事项	(57)
3.4.3 运行操作	(57)
3.4.4 常轴向(功率)偏移的运行	(61)
3.4.5 运行中的负荷瞬变	(66)
3.5 功率运行中的两个估算——稀释率与热平衡计算	(79)
3.5.1 稀释率的确定	(79)
3.5.2 热平衡计算	(80)
3.6 核电厂停闭——从100%额定功率至冷停堆模式	(82)
3.6.1 初始条件	(82)
3.6.2 注意事项	(83)
3.6.3 运行操作	(84)
复习题	(90)

第4章 核电厂异常运行	(91)
4.1 概述	(91)

4.2 棒控系统故障..... (92)

4.2.1 功率运行时控制棒组连续上提..... (92)

4.2.2 控制棒束掉落堆芯..... (95)

4.3 应急加硼..... (97)

4.3.1 概述..... (97)

4.3.2 现象..... (98)

4.3.3 动作..... (99)

4.4 发电机甩负荷 (100)

4.4.1 概述 (100)

4.4.2 现象 (100)

4.4.3 动作 (101)

4.5 给水流量不充足 (105)

4.5.1 概述 (105)

4.5.2 现象 (105)

4.5.3 动作 (106)

4.6 反应堆冷却剂系统泄漏 (108)

4.6.1 概述 (108)

4.6.2 现象 (108)

4.6.3 动作 (109)

4.7 反应堆冷却剂泵异常 (110)

4.7.1 概述 (110)

4.7.2 失去反应堆冷却剂泵设备冷却水 (110)

4.7.3 失去反应堆冷却剂泵轴封注入水 (113)

4.8 反应堆冷却剂系统压力异常 (114)

4.8.1 概述 (114)

4.8.2 反应堆冷却剂系统压力高 (114)

4.8.3 反应堆冷却剂系统压力低 (115)

4.9 仪控通道失效 (116)

4.9.1 概述 (116)

4.9.2 一回路系统仪控通道失效 (117)

4.9.3 二回路系统仪控通道失效 (124)

4.9.4 芯外核测仪表通道失效 (127)

复习题..... (129)

第5章 事故..... (130)

5.1 概述 (130)

5.1.1 应急响应导则(ERG) (131)

5.1.2 最佳恢复导则(ORG) (131)

5.1.3 功能恢复导则(FRG) (136)

5.1.4	最佳恢复导则与功能恢复导则的转换关系	(142)
5.2	未紧急停堆的预期瞬变(ATWS)	(144)
5.2.1	概述	(144)
5.2.2	处理未紧急停堆的预期瞬变的应急运行规程——FRP—S.1	(148)
5.3	蒸汽发生器传热管破损(SGTR)事故	(150)
5.3.1	蒸汽发生器传热管破裂事故概述	(150)
5.3.2	蒸汽发生器传热管破裂的瞬变过程	(151)
5.3.3	处置蒸汽发生器传热管破裂事故的应急运行规程	(153)
5.3.4	操纵员及时干预下的蒸汽发生器传热管破裂	(163)
附录1	核电厂模拟机简介	(172)
附录2	蒸汽发生器传热管破裂事故实例	(176)
复习题		(187)
索引		(188)
参考文献		(192)

第 1 章 绪 论

1.1 核电厂运行特点

核电厂运行与现代化石燃料(煤炭、石油、天然气)电厂基本相似,即都是按照电网负荷需求调节热源的输出功率,使其与电网负荷相平衡,生产出合格电力。其不同之处在于前者是利用核裂变产生的能量,而后者则是利用燃烧化石燃料产生的能量。图 1-1 给出了压水堆核电厂简化工艺流程,图 1-2 给出了过热和再热化石燃料电厂简化工艺流程。

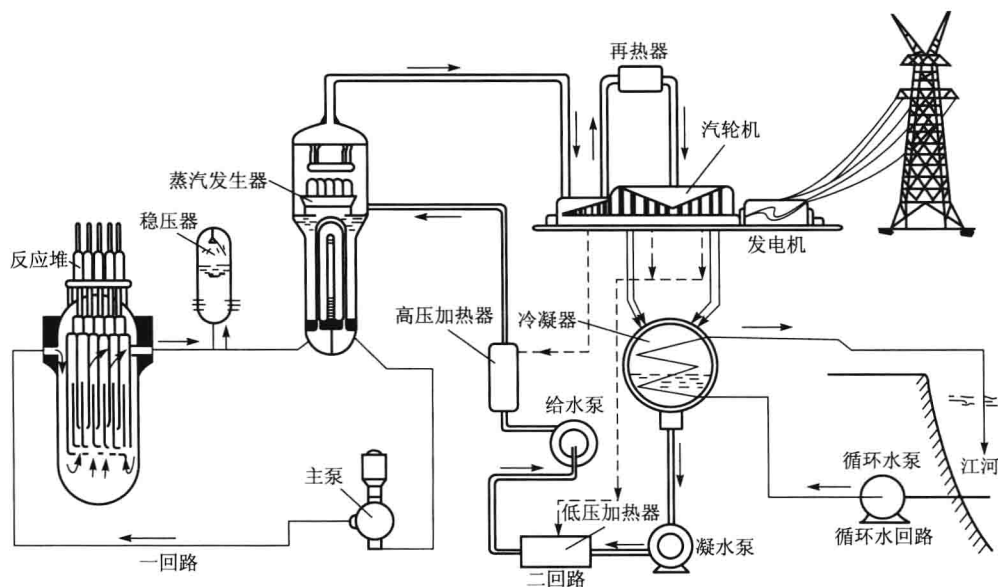


图 1-1 压水堆核电厂简化工艺流程

现简要归纳压水堆核电厂与化石燃料电厂、研究性反应堆和舰船用核动力装置的特点,分别叙述如下。

1.1.1 压水堆核电厂与化石燃料电厂

1. 反应堆临界是核电厂运行特点之一

核电厂和化石燃料电厂一样,都是将热能转换成电能。化石燃料电厂是将化石燃料加入燃烧炉内,在炉膛内温度足够高、燃料和充足的空气条件下,使化石燃料得到燃烧,将由化学反应产生的热能转换成电能。一般化石燃料电厂需要连续不断地向锅炉供给燃料。核电厂则是利用在反应堆内原子核裂变产生热能转换成电能。为了维持反应堆内核燃料的链式裂变反应,并能持续较长的时间,反应堆内的核燃料装载量必须一次性装入大于反应堆临界所需的量,以克服冷态至热态、功率亏损、平衡氙毒、燃料消耗以及裂变产物积累等所引起

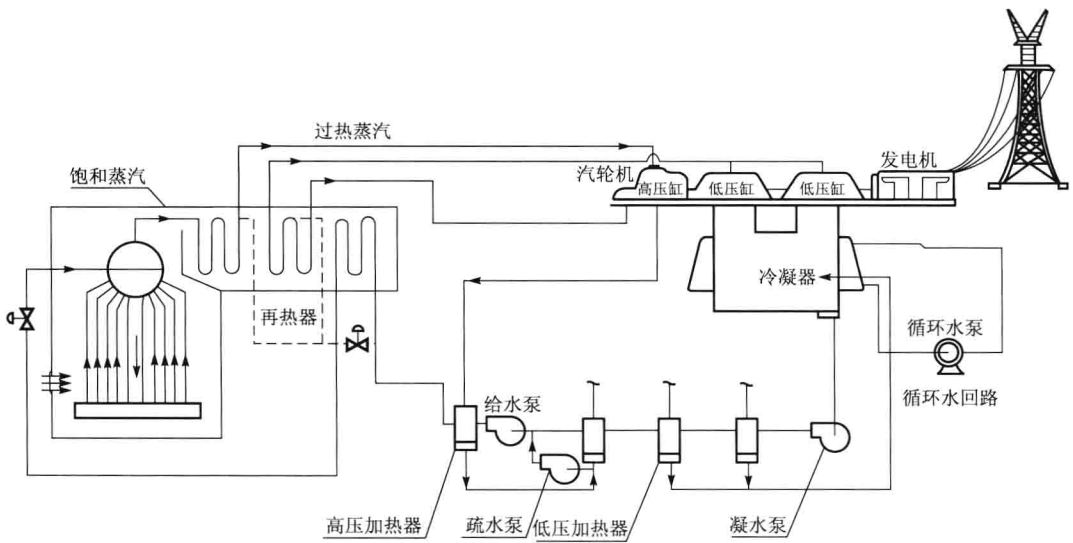


图 1-2 过热和再热化石燃料电厂简化工艺流程

的反应性损失,使反应堆能在较长的期限(堆芯寿期)内实现链式反应。在反应堆堆芯寿期末,堆芯内所装的核燃料并非全部燃尽,而是所剩的核燃料在克服功率亏损、氙毒等因素引起的反应性损失后,反应堆不再能维持设计所规定的满功率或一定功率长期连续运行,也即在维持一定功率下,反应堆不能在较长的时间内维持临界。一般来说,压水堆核电厂采用定期停堆换料,反应堆只有在临界状态下,才能实现稳定的自持链式裂变反应。这是核电厂与化石燃料电厂明显不同之处。

2. 核电厂反应堆内储有大量放射性物质

反应堆在核裂变过程中,在放出大量能量的同时,还产生放射性裂变碎片和释放出中子等。一座电功率为 1 000 MW 核电厂的反应堆内约积累放射性物质 $6 \times 10^{10} \sim 7 \times 10^{10}$ GBq。这些放射性物质绝大部分被燃料元件的包壳所包容,因此,在核电厂正常运行期间,如果能保持燃料元件包壳的完整性,就不可能有从燃料中释放大量放射性物质情况的发生,当然也就不会对周围环境造成放射性危害。保持燃料包壳完整性的主要因素是对燃料充分冷却。为此,最重要的是要保持反应堆冷却剂系统压力边界的完整性。这既可防止冷却剂流失,也可避免引起冷却效率降低。在防止放射性物质释放方面,完整的压力边界和安全壳又是燃料元件包壳的补充措施,因而,使事故概率及其后果减到最小。

核电厂正常运行中,还会产生气、液、固态放射性废物,由于采取了必要措施,可以满足国家标准的要求,也只有在符合国家标准的情况下才允许排放。

中子、 γ 射线对反应堆内部构件及其他材料的活化,使核电厂一回路及其辅助系统,不论在核电厂运行或停闭期间,都会有较强的放射性,这是核电厂显著的特点之一。

3. 相当可观的堆芯剩余释热

堆芯剩余释热是指反应堆停堆后堆芯内的释热。它由两部分组成,一部分是剩余裂变发热,另一部分是衰变热。停堆后反应堆内相应于剩余释热的功率被称为剩余功率。

剩余裂变发热 停堆后,剩余中子继续引起裂变,从而导致反应堆继续发热。剩余中子

包括瞬发中子和缓发中子。瞬发中子贡献部分通常随时间衰减得非常快,缓发中子部分起主要作用。

对于以恒定功率运行了很长时间的轻水堆,如果停堆时引入的负反应性足够大,在衰变热起重要作用的期间内,可以近似用公式 $P(t)/P(0) = 0.15\exp(-0.1t)$ 估算相对功率随时间的变化。式中, t 是停堆后的时间(s), $P(0)$ 是停堆之前的功率, $P(t)$ 是停堆之后 t 时刻的剩余功率。

衰变热 衰变热包括裂变产物和中子俘获反应产物的放射性衰变释放出的热量。

裂变产物的衰变热可由图 1-3 来表示,也可以用公式 $P(t)/P(0) = 5 \times 10^{-3} A [(t)^{-a} - (t + t')^{-a}]$ 估算,式中, $P(t)$ 是停堆后 t 时刻(s)的裂变产物衰变热功率; $P(0)$ 是停堆前连续运行 t' (s)的功率; A 、 a 是常数,根据 t 的值按表 1-1 选取。

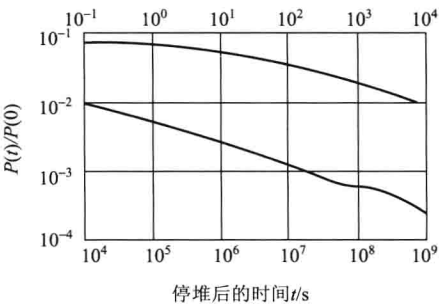


图 1-3 相对裂变产物衰变功率随停堆后时间的变化
停堆前反应堆在 $P(0)$ 功率下运行了无限长时间

表 1-1 裂变产物衰变热公式中常数 A 、 a 的值

时间范围/s	A	a	最大正偏差	最大负偏差
$10^{-1} \leq t < 10^1$	12.05	0.063 9	在 10^0 s, 4%	在 10^1 s, 3%
$10^1 \leq t \leq 1.5 \times 10^2$	15.31	0.180 7	在 1.5×10^2 s, 3%	在 3×10^1 s, 1%
$1.5 \times 10^2 < t < 4 \times 10^6$	26.02	0.283 4	在 1.5×10^2 s, 5%	在 3×10^3 s, 5%
$4 \times 10^6 \leq t \leq 2 \times 10^8$	53.18	0.335 0	在 4×10^7 s, 8%	在 2×10^8 s, 9%

对于轻水反应堆,中子俘获反应产物的衰变功率可以用公式 $P(t)/P(0) = 1.63 \times 10^{-3} \times \exp(-4.91 \times 10^{-4}t) + 1.60 \times 10^{-3} \exp(-3.41 \times 10^{-6}t)$ 来表示。与裂变产物衰变热相比,中子俘获反应产物的衰变热比较小,但衰变得比较慢。

从上述讨论可知,在反应堆停闭后,堆芯不能立即停止冷却或快速将反应堆冷却到要求的温度以下,而是必须继续冷却一定的时间,这也正是为什么在反应堆冷却剂泵电机轴上设有一大的惯性飞轮的缘故。在核电厂停堆换料期间,也不能停止冷却,否则会因衰变热引起冷却剂沸腾甚至燃料元件过热而被烧毁。为此,核电厂不仅设有反应堆冷却剂系统(RCS),而且设有余热排出系统(RHRS)。

4. 核电厂系统、设备复杂

一座大型核电厂约有 250 个系统,其中又分完全和核安全相关系统,部分和核安全相关系统以及与质量相关和无关系统等。设备中仅阀门就约有 40 000 只(美国西屋公司设计的现役电厂),而相同规模的化石燃料电厂则只有 4 000 只左右,且多为手动;核电厂正常运行瞬变比化石燃料电厂要快得多(如蒸汽发生器水位变化与锅炉水位变化相比),因而使得操纵人员驾驭核电厂顺利渡过瞬变更困难;压水堆核电厂反应堆冷却剂系统含硼,频繁的负荷变化势必造成繁杂的操作和废水量增加;更主要的原因是核电厂投资比化石燃料电厂高,而单位电价中核燃料所占比例又远比化石燃料低,因此,目前的核电厂多为带基本负荷(24 h

按 100% 满功率) 运行。随着机组容量增大和电网内核电机组的增多, 带基本负荷已不能满足一些电网要求, 因而根据电网需求, 也有一些核电机组, 设计成按 3-12-3-6 或 2-12-2-8 的方式运行^①。

5. 使用饱和蒸汽

核电厂绝大多数使用饱和蒸汽, 而现代化化石燃料电厂使用过热蒸汽或超临界和超超临界。由于饱和蒸汽的热焓比过热蒸汽低, 因而相同规模的核电厂使用的蒸汽管道、汽轮机、调节阀门等的尺寸都比较大, 热效率相对较低, 向环境排放的热量稍高。

1.1.2 压水堆核电厂与研究堆

1. 研究堆的运行特点

研究堆是作研究用的反应堆, 是发展核能科学技术不可缺少的装置。研究堆的运行特点主要有:

(1) 运行时堆功率的恒值调节

由于这种类型反应堆的热能不被利用, 因此从功率调节的意义来说它没有负荷。堆内的辐照材料器件与试验装置对反应堆来说没有反馈, 是稳定功率运行的。所以, 研究堆的功率调节比核电厂简单得多, 改变功率后重新稳定也快得多(铀氢锆脉冲堆除外)。

(2) 系统简单、运行操作方便

由于大多数研究堆规模小、系统数量少且简单, 并在低温低压下运行, 功率低又不带外部负荷, 所以, 反应堆的启动、停闭操作简单方便。

(3) 堆功率随研究要求而定, 反应性经常变化

研究堆主要用于试验研究或兼用于同位素辐照等, 所以运行功率要兼顾诸方面的要求。一般情况下, 试验研究要求堆功率开得尽量低, 运行时间尽量短, 只要满足要求即可。辐照中、长寿命同位素则要求较高的功率和较长的时间。辐照燃料元件时, 需要在高功率下 1~2 年的长期运行, 才能达到预定的指标。

研究堆总是间断性运行的, 所以其中某些反应性变化(例如¹³⁵Xe 毒性)呈现一种周期性变化。“碘坑”中启动, 在研究堆是常见的。对多用途的研究堆在一个开堆周期中, 要经常向堆芯取放辐照件。每次都会引起反应性的变化。对某些研究堆, 这种操作是相当频繁的, 一天可达数十次之多。如果是燃料元件试验回路, 由于反应性变化较大, 所以这类操作是在停堆时进行的。

2. 压水堆核电厂与研究堆运行的异同之处

(1) 相同之处

核电厂反应堆堆芯保护系统的原则是对功率、轴向功率分布、冷却剂的流量、温度和压力等确定一个允许的运行区间。当运行超过该区间限值时, 实现事故紧急停堆, 此原则与研究堆相同。

(2) 不同之处

^① 3-12-3-6 方式, 即用 3 h 将核电厂功率从 50% 提升至 100% 额定功率, 在 100% 功率下稳定运行 12 h, 然后用 3 h 将功率降至 50%, 在 50% 功率下稳定运行 6 h; 2-12-2-8 方式, 同理。

1) 压水堆核电厂载硼运行:压水堆核电厂靠调节慢化冷却剂中的硼浓度(化学补偿)和控制棒联合控制,以调节硼浓度为主,棒控为辅(首次装料时还应装载一定量的可燃毒物棒)。载硼运行是压水堆核电厂运行的一大特点。

在压水堆核电厂中改变硼浓度可以控制长期缓慢的反应性变化,如① 反应堆从冷态到热态(零功率)时,慢化剂温度效应所引起的反应性变化;② 易裂变同位素燃耗和长寿命裂变产物积累所引起的反应性变化;③ 平衡毒性(^{135}Xe , ^{149}Sm)所引起的反应性变化。控制棒则用于反应堆启动、跟踪负荷变化以及微小反应性瞬变的控制。控制棒还有控制反应堆功率分布的作用。

图 1-4 中给出了典型压水堆核电厂的三种控制方式下所控制的反应性量的分配。从图中可见,如果剩余增殖因数 k_{ex} 为 $26\% \Delta k$,硼的控制量最大,可达 $20\% \Delta k$ 。这是根据控制方式的安全性及经济性决定的。

硼酸溶解在一回路冷却剂内,对整个堆芯的反应性影响比较均匀。硼不但不引起堆芯功率分布的畸变,而且在堆芯燃料分区装载的情况下,还能降低功率峰因子,提高堆的平均功率。硼酸的浓度可以根据运行需要来调节。正是由于堆内有硼酸的存在,大大减少了堆内控制棒的数量;另外,硼酸不占堆芯栅格位置,也不需要设置控制棒驱动机构,保证了压力容器上封头的强度,简化了堆的结构,提高了堆的经济性。

众所周知,现在运行的压水堆核电厂都具有固有安全性,因为物理设计上保证了核电厂慢化剂温度系数 α_T 为负值。正是为了保证 α_T 为负值,核电厂运行在堆芯寿期初(BOL)时,硼浓度一般限制在 $1\,300 \sim 1\,400\text{ ppm}$ ($\text{ppm}=1 \times 10^{-6}$) 以下。又,在核电厂运行技术规格书中明文规定有最低临界温度的要求,其中原因之一在于含硼慢化剂在低温情况下, α_T 容易出现正值,见图 1-5。

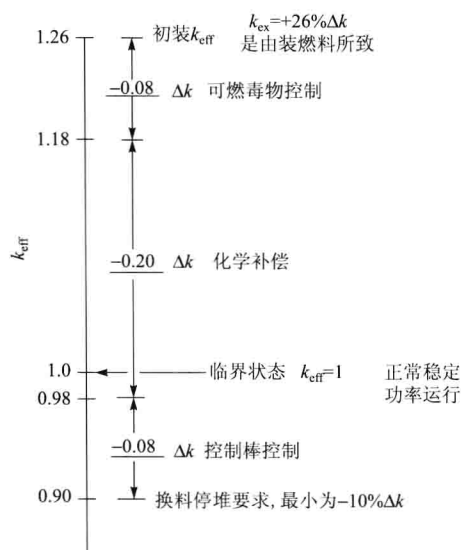


图 1-4 k_{eff} 和三种控制方式

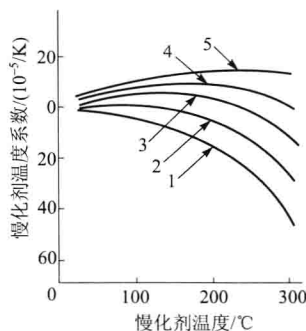


图 1-5 不同硼浓度下慢化剂温度系数与慢化剂温度的关系

1—0 ppm; 2—500 ppm; 3—1 000 ppm;
4—1 500 ppm; 5—2 000 ppm。纵坐标零以下为负数