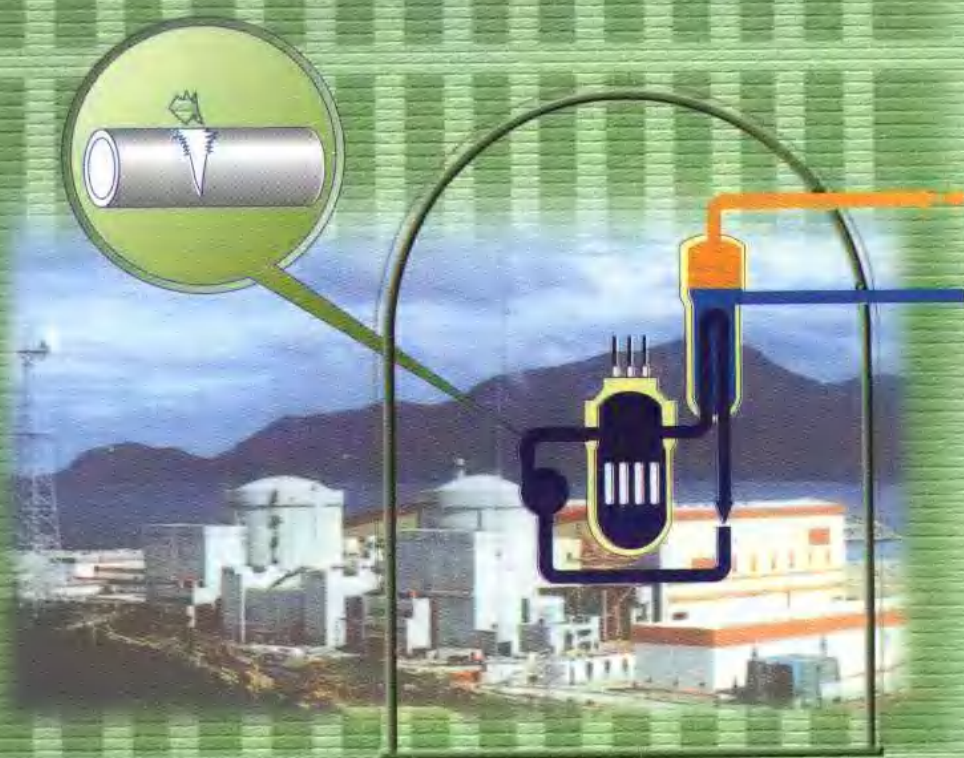
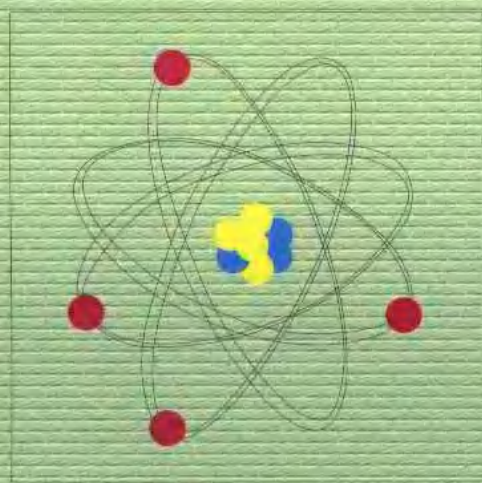


核反应堆安全分析

朱继洲 等编著



责任编辑：李志丹 封面设计：伍 胜



ISBN 7-5605-1223-2



9 787560 512235 >

ISBN 7-5605-1223-2/TL · 3 定价：17.00 元

572

76.4.11
521

高等学校核类专业规划教材

核反应堆安全分析

朱继洲	奚树人	编著
杨志林	单建强	
陈叔平		主审



A0940714

西安交通大学出版社

内 容 简 介

本教材以压水堆型核电厂为研究对象,着重论述美国三哩岛核电厂事故发生后十多年来核安全与反应堆事故分析中的主要课题与重大进展。全书共9章,第1、2章介绍核反应堆安全的基本原则、核反应堆的安全性及安全功能,说明当前国际核能界对核电厂安全与事故对策的见解与实践;第3章阐述核反应堆瞬态分析基础;第4章用确定论安全评价法,对压水堆各类设计基准的事故过程进行分析;第5章阐述严重事故(即超设计基准事故)过程、分析方法和事故的处置与对策;第6章介绍安全分析模型建立方法与已成功应用的典型计算程序;第7章介绍核安全评价中另一种新的系统的工程安全评价技术——概率安全评价法;第8章分析事故情况下放射性物质释放规律、辐射后果及其防护原则;第9章讨论新一代压水堆安全性的改进与发展。

本书是高等学校核能工程系高年级学生选修课和硕士研究生学位课程的教材,也可供从事核反应堆和核电厂管理、设计、研究、运行等方面工作的科技人员参考。

图书在版编目(CIP)数据

核反应堆安全分析/朱继洲等编著. —西安:西安交通大学出版社,2000.2

ISBN 7-5605-1223-2

I.核… II.朱… III.反应堆安全-分析 IV.H31

中国版本图书馆 CIP 数据核字(1999)第 38190 号

*

西安交通大学出版社出版发行
(西安市咸宁西路 28 号 邮政编码:710049 电话:(029)2668316)
陕西宝石兰印务有限责任公司
各地新华书店经销

*

开本:787 mm×1 092 mm 1/16 印张:14 字数:330 千字
2000 年 2 月第 1 版 2000 年 2 月第 1 次印刷
印数:0 001~3 000 定价:17.00 元

若发现本社图书有倒页、白页、少页及影响阅读的质量问题,请去当地销售部门调换或与我社发行科联系调换。发行科电话:(029)2668357,2667874

前 言

本书是根据中国核工业总公司于 1996 年 6 月在北京组织召开的普通高校核类专业教材工作会议精神所拟定的《核反应堆安全分析》大纲编写的,经总公司组织评审,于 1997 年 8 月列入“九五”总公司(部)级重点教材选题规划。

核能的发展与和平利用是 20 世纪科技史上最杰出的成就之一。在核能的利用中,核电厂的发展相当迅速,已被公认为一种经济、安全、可靠、干净的能源。核动力技术在多数发达国家得到巨大发展,在很多发展中国家也获得了广泛认可。根据能源需求和能源生产结构,我国政府已制定了发展核电的方针,建设了秦山和大亚湾两大核电基地。世界上的核电厂已有丰富的运行经验和良好的安全记录。但是,由于核电具有潜在的放射性危险,并发生了美国三哩岛核电厂事故(1979 年)和前苏联切尔诺贝利核电厂事故(1986 年),反应堆事故和核电厂安全仍然是核能发展中最重要研究课题。

《核反应堆安全分析》曾被列入核工业“七五”教材选题,该试用教材于 1988 年出版,一直为各高校核反应堆工程专业、核动力装置专业等研究生教学和本科生教学中采用,也是众多从事核能工程、核反应堆运行与安全、反应堆设计与管理方面科技人员的有益参考书。但是,由于该书早已售缺,而十多年来核科学技术的迅速发展,核安全分析已成为一门综合的边缘工程学科,因此,认真总结各校教学经验,吸取核安全研究成果,改革体系,更新内容,重编一本《核反应堆安全分析》教材,以培养适应 21 世纪的高质量的核科学与工程专门技术人才的需要,是完全必要的。

核反应堆安全分析是为核能工程系高年级学生开设的选修课,也可作核科学与工程学科硕士研究生学位课。新版《核反应堆安全分析》以压水堆型核电厂为研究对象,在简要介绍核反应堆安全的基本原则、核电厂设计建造和运行中的安全对策,即当前国际核能界对核电厂安全与事故对策的见解与实践的基础上,着重探讨美国三哩岛核电厂事故发生后十多年来,核安全与反应堆事故分析中的主要课题与重大进展,如在第 4 章和第 7 章分别论述核电厂事故分析中的确定论评价法和概率安全评价法,第 6 章结合核反应堆物理、热工水力、结构的安全分析,介绍安全分析模型的建立及应用程序的开发。超设计基准事故即严重事故发生时将导致堆芯严重损坏或熔化,可能有较大的厂外放射性后果,三哩岛核电厂事故后已成为重要研究课题,为此在第 5 章中阐述严重事故的过程、分析方法以及事故的处置与对策。第 8 章分析事故情况下放射性物质释放规律、辐射后果及其防护原则。第 9 章介绍压水堆安全性的改进与发展以及为满足更高的安全要求而采取的措施。

本教材由西安交通大学朱继洲主编并编写第 1、2、3 章。清华大学核能技术设计研究院奚树人编写第 6、7、9 章,上海交通大学杨志林编写第 5、8 章,西安交通大学单建强编写第 4 章。本教材承中国原子能科学研究院陈叔平研究员审定,并请许汉铭研究员校阅了第 7 章,为提高教材质量,他们提出了很多宝贵意见,编著者在此表示衷心的感谢。

核安全是一门涉及不少领域的边缘工程学科,限于我们的学识水平,书中难免有一些缺点甚至错误,深切希望使用本教材的高等院校师生及各研究、设计和生产单位的广大读者、专家学者批评指正。

编著者
1999 年 12 月

第 1 章

核反应堆安全的基本原则

核科学技术的发展历史表明,经过近 50 年的努力,人类今天已经拥有大规模利用核能的能力,核动力技术得到巨大发展,核电——利用核动力堆发电,是可靠、清洁、安全、经济的替代能源。

目前投入商业运行的核电机组,计有压水堆、沸水堆、压管式重水堆、气冷堆、石墨水冷堆等几种主要类型。由于发展历史及工程技术上的原因,压水堆型核电厂占有较大的份额,是核电机组的首选堆型。据国际原子能机构(IAEA)的统计,在世界上已经运行的机组中,压水堆占 62%,而在建的和计划订货的核电机组中,其份额分别为 72% 和 82%。这说明压水堆电厂在经济上有竞争能力,在安全性、可靠性上有相当高的水平。

核电厂与常规火电厂一样,都是用蒸汽作介质来发电的,两类电厂的汽轮发电机部分在本质上是相同的,只是它们用以产生蒸汽的热源不同,工作参数也不一样。火电厂采用燃煤或燃油的锅炉生产高温高压过热蒸汽,而核电厂则利用核蒸汽供应系统(Nuclear Steam Supply System, NSSS)中堆芯内裂变过程释放的大量热能产生的高温高压蒸汽。与常规火电厂相比,核电厂在控制和运行操作方面,带来一些特殊的安全问题:

(1)压水堆核电厂是停堆定期换料的,在新堆或换新料后初期,堆芯有较大的剩余反应性,因此,核电厂有可能发生比设计功率高得多的超功率事故。

(2)核燃料发生裂变反应释放核能的同时,也放出瞬发中子和瞬发 γ 射线。由于裂变产物的积累,以及堆内构件和压力容器等受中子辐照而活化,反应堆不管在运行中还是停闭后,都有很强的放射性。

(3)核电厂反应堆停闭后,堆芯因缓发中子的裂变以及裂变产物的 β 或 γ 辐射仍有很强的剩余发热,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。

(4)核电厂在运行过程中,会产生气态、液态及固态放射性废物,它们的处理和贮存问题在火电厂中是不存在的。为了确保工作人员和居民的健康,经过处理的放射性废物向环境排放时,必须严格遵照国家的放射防护规定,力求降低排放物的放射性水平。

人类在从事创造物质财富的工业活动,或谋求各种利益与方便的同时,不可避免地将受到来自各种风险的威胁。如电的利用、超音速飞机和各种机动车的使用,极大地改善了人们的生活,提高了生产效率,带来了运输上的方便。但是,触电、溺电以及空难事故时有发生,交通事故在大城市居高不下。火力发电在给人类带来电能的同时也由于大量二氧化碳和二氧化硫的

排放而造成温室效应和酸雨。这些危害的产生有的是必然的,只是程度不同,如火力发电所带来的环境污染;有的具有一定的发生概率,如交通事故。通常用风险(Risk)来表示人们在从事某项活动中,在一定的时间内给人类带来的危害。这种危害不仅取决于事件发生的频率,而且还与事件发生后所引起后果的大小有关。所以,风险 R 可定义为事件发生概率 P (以频率表示)和事件后果幅值 C 的乘积,即

$$R\left[\frac{\text{损害}}{\text{单位时间}}\right] = P\left[\frac{\text{事件}}{\text{单位时间}}\right] \times C\left[\frac{\text{事件}}{\text{事件}}\right]$$

人们在从事各项活动时,并不因为其有风险的威胁而一概地放弃这些活动,而是首先要对这些活动所带来的收益和风险进行综合比较,通过权衡来决定取舍。但是,随着科学技术的进步,人类对生活水平和环境的要求日益提高,衡量的标准也是在发展和变化的。如何以合理可行的手段尽可能降低这些活动所带来的风险,就构成各项活动的安全目标。

核电厂的风险主要来自事故工况下不可控的放射性核素的释放。如何减少由于这种释放对工作人员、居民和环境造成的危害,就成为核电厂区别于常规火电厂的特殊安全问题,通常称之为核安全。

1.1 核安全目标

核电厂安全要求在核电厂设计、制造、建造、运行和监督管理中不断地创优。核电厂事故不但会影响其自身,而且会波及到周围环境,甚至会越出国界。因此,所有有关人员应始终关注核安全,不放过任何一个机会,将风险降低到能实现的最低水平。要使这种创优活动富有成效,必须基于人们对核安全的根本目标和原则的理解,并正确认识它们之间的相互关系。

对核电厂规定了三个安全目标,第一个实质上是核安全的总目标,其余两个是解释总目标的辅助性目标,分别涉及到辐射防护和安全的技术方面。这些安全目标并不是互相独立的,而是相互关联,以确保安全目标的完整性。

1.1.1 安全的总目标

核安全的最终安全目标为: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、居民及环境免遭放射性危害。需要注意的是,在安全的总目标的表述中突出了放射性的危害。这并不意味着核电厂不存在其他的、常规电厂都会造成的比较普通的风险,如热排放对环境的影响、事故引起的核电设备损坏所造成的巨大经济损失等。对于这些常规风险我们也应予以重视,但为了突出核电厂的特殊性,它们不包括在核安全研究的范畴内。

1.1.2 辅助目标

1. 辐射防护目标

辐射防护目标为:确保在正常运行时核电厂及从核电厂释放出的放射性物质引起的辐射照射保持在合理可行尽量低的水平,并且低于规定的限值,还确保事故引起的辐射照射的程度得到缓解。

这就要求在正常情况下具有一套完整的辐射防护措施,在事故情况下(预期运行事件)有一套减轻事故后果的措施,包括厂内和厂外的对策,以缓解对工作人员、居民及环境的危害。

2. 技术安全目标

技术安全目标为:有很大把握预防核电厂事故的发生;对于核电厂设计中考虑的所有事故,甚至对于那些发生概率极小的事故都要确保其放射性后果(如果有的话)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非常低。

事故的预防是设计人员和运行人员应尽的安全职责。为了防止事故的发生,从设计到运行都要贯彻一系列的安全原则,如采用合理的设计、可靠的设备、各种完善的规程、运行人员具有良好的安全素养等等。但是,所有这一切努力不可能保证核电厂事故绝对不会发生,即不能保证事故预防会完全成功。因此,在设计中还要考虑到特定范围内某些可能产生严重后果的事故,设置若干专设安全设施(Engineered Safety Feature, ESF)来制止事故的发展,并在必要时缓解其后果。每项专设安全设施都有其特定控制的事故,对其控制效率进行确定性分析来决定这些设施的设计参量,要求安全设施达到最极端设计参量的事故称为核设施的设计基准事故(Design Basic Accident, DBA)。

对于有些更严重的事故,专设安全设施已不能有效制止事故的发展,这些事故称之为超设计基准事故(Beyond Design Basic Accident, BDBA)。其中有些可能使核电厂工况严重恶化,以致堆芯不能维持适当的冷却,或由于其他原因使燃料损坏;如果不能充分包容从燃料中释放出的放射性物质,这些事故就可能产生严重放射性后果。对于超设计基准事故,应采用另一些规程性措施来控制事故进程并缓解其后果。这些附加措施是根据运行经验、安全分析及安全研究的结果制订的,它应能有措施保证停闭反应堆、持续的堆芯冷却、可靠的完整包容以及实施厂内、外应急计划。

相当于这个技术安全目标的现有核电厂的指标是:发生堆芯严重损坏事件的概率是低于 $1 \times 10^{-4}/(\text{堆} \cdot \text{年})$,发生严重的放射性向环境释放的概率低于 $1 \times 10^{-5}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 。近年来,国际上有提出更高安全目标的趋势,如美国电力研究所(EPRI)要求将上述两个目标值分别下降到 $1 \times 10^{-5}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 和 $1 \times 10^{-6}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 。虽然上述目标值尚未正式成为法规要求,但可能成为 21 世纪新建核电厂的标准。

1.2 核反应堆的安全设计

核反应堆安全设计的基本目的是必须提供措施,以保证 1.1 节安全目标的实现。

反应堆设计的安全性就是把核电厂的潜在危险——放射性物质加以控制,把它们包容在安全状态。在压水反应堆中,几乎所有的放射性物质都被包容在燃料芯块中,这些芯块密封在不渗透的屏障、即用锆合金制造的燃料包壳内。对于压水反应堆来说,如果放射性物质保留在燃料内部和设计所提供的其他几道屏障里面,就确保了核安全。

核电厂安全设计中辐射防护接受准则必须遵循以下原则:正常运行工况下的放射性排放低于预定的限值,因而对环境和公众的影响可以忽略不计,导致高辐射剂量或放射性物质大量释放的核电厂事故的发生概率要低,而发生概率较高的辐射后果要小。

为了满足核电厂的辐射安全准则,现有核电厂的设计、建造和运行贯彻了纵深防御(defense in depth)的安全原则。以纵深防御为主要原则的国际原子能机构核安全标准系列文件(IAEA—NUSS)在我国核安全法规体系(HAF 系列)中得到了全面的反映。

1.2.1 纵深防御原则

当前在核电厂设计中广泛采用了纵深防御原则。它包括三道相继深入而又相互增援的设计防御措施,以此来保证核电厂的安全。

第一道防御的任务是主要考虑对事故的预防。它要求核电厂的设计必须是稳妥的和偏于安全的。为此,必须为核电厂建立一整套质量保证和安全标准。核电厂必须按严格的质量标准、工程实践经验以及质量保证程序进行设计、制造、安装、调试、运行和维修。电厂各系统、各设备不能出现不允许的差错或故障。

第二道防御的任务是防止运行中出现的偏差发展成为事故,这由所设置的可靠保护装置和系统来完成。这是考虑到即使在核电厂的设计、建造和运行中采取了各种措施,电厂仍然可能会发生故障。因此,在设计中设置了必需的保护设备和系统,它们的功能是探测妨碍安全的瞬变,完成适当的保护动作。这些系统必须按保守的设计实践设计,必须留有足够的安全裕量并应配有重复探测、检查和控制手段,各种测试仪表必须具备较高的可靠性。

第三道防御的任务是限制事故引起的放射性后果,是对于前两道防御的补充,以保障公众的安全。它专门用于对付那些几乎不可能发生但从安全角度又必须加以考虑的各种事故。为此,核电厂配置了必需的专门安全设施,以便对付这些假想事故。轻水堆的典型假想事故有:一回路或二回路管道破裂、燃料操作事故、弹棒事故等。除停堆系统外,轻水堆的专设安全设施包括:安全注射系统(又称应急堆芯冷却系统)、辅助给水系统、安全壳及安全壳喷淋系统、应急电源、消氢系统等。专设安全设施应能把假想事故的后果降低到可以接受的水平,这是衡量一种堆型是否安全的重要标志。

除了上述三道防御之外,对每个核电厂均应制订应急计划,以便万一发生严重事故、造成大量放射性外逸时,能对附近居民实行屏蔽、疏散、供给药物,并对食物进行封锁,使损害降到最小限度。有时也把它称为第四道防御。

1.2.2 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。最为重要的是以下三道屏障。

第一道屏障是燃料元件包壳。轻水堆核燃料采用低富集度二氧化铀,将其烧结成芯块,叠装在锆合金包壳管内,两端用端塞封焊住。裂变产物有固态的,也有气态的,它们中的绝大部分容纳在二氧化铀芯块内,只有气态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。燃料元件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射、高温高速冷却剂腐蚀和侵蚀,又要受热应力和机械应力的作用。正常运行时,仅有少量气态裂变产物有可能穿过包壳扩散到冷却剂中;如包壳有缺陷或破裂,则将有较多的裂变产物进入冷却剂。设计时,假定有1%的包壳破裂和1%的裂变产物会从包壳逸出。据美国统计,正常运行时实际最大破损率为0.06%。

第二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。压水堆一回路压力边界由反应堆容器和堆外冷却剂环路组成,包括蒸汽发生器传热管、泵、稳压器和连接管道。

为了确保第二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,还必须对屏障材料的选择、制造和运行给以极大的注意。

第三道屏障是安全壳,即一回路厂房。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(如失水事故、地震)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。

1.2.3 安全设计的基本原则

核电厂安全设计的一般原则是:采用行之有效的工艺和通用的设计标准,加强设计管理,在整个设计阶段和任何设计变更中必须明确安全职责。核电厂各系统安全设计的基本原则有:

单一故障准则:满足单一故障准则的设备组合,在其任何部位发生单一随机故障时,仍能保持所赋予的功能。由单一随机事件引起的各种继发故障,均视作单一故障的组成部分。

多样性原则:多样性应用于执行同一功能的多重系统或部件,即通过多重系统或部件中引入不同属性来提高系统的可靠性。获得不同属性的方式有:采用不同的工作原理、不同的物理变量、不同的运行条件以及使用不同制造厂的产品等。

采用多样性原则能减少某些共因故障或共模故障,从而提高某些系统的可靠性。

独立性原则:为了提高系统的可靠性,防止发生共因故障或共模故障,系统设计中应通过功能隔离或实体分隔,实现系统布置和设计的独立性。

故障安全原则:核电厂安全极为重要的系统和部件的设计,应尽可能贯彻故障安全原则,即核系统或部件发生故障时,电厂应能在毋需任何触发动作的情况下进入安全状态。

定期试验、维护、检查的措施:为使核电厂安全有关的重要构筑物、系统和部件保持其执行功能的能力,应在核电厂的寿期内对它们进行标定、试验、维护、修理、检查或监测。

充分采用固有安全性的设计原则:世界核电厂已累积 7 000(堆·年)的运行实践,核电厂的运行记录(特别是压水堆核电厂)是良好的,但是,三哩岛事故和切尔诺贝利事故的发生,表明由于核电厂系统极其复杂,核电厂安全性取决于工程安全性,事故发生时,操纵人员若未能执行正确的操作规程或采用了错误的应对措施,就有发生严重事故的可能。在核电安全设计上重要的是要充分采用固有安全性。比如,在压水堆设计中,重要的负反应性温度系数和多普勒系数的自然安全性,以及靠重力、蓄压势和承压构件等非能动安全性,能在异常工况下使堆内链式反应自动趋于中止。固有安全性的定义见 2.1 节。

运行人员操作优化的设计:从安全观点出发,厂区人员的工作场所和工作环境必须按人机工效学原则进行设计。

人因有两方面的影响:一方面在异常工况下,操纵员若能采取正确的行动,对未明情况下反应堆安全可作出重要的贡献;另一方面,操纵员若未能作出正确的判断即动用安全设施或采用了错误的应对措施,对核安全是很大的威胁。核电运行史上发生的异常事件(从较小事件直

至严重事故)的最重要教训之一,是它们经常是人的错误操作或干预的结果。

反应堆的安全设计必须利于操纵员在有限的时间内、预计的周围环境中和有心理压力的状态能采取成功的行动,应尽量减少操纵员在短期内进行干预的必要性。

1.3 核反应堆的安全运行与管理

从运行的角度看,核电厂可以分机组(反应堆等硬件)、运行班组(操纵员)和管理层(领导和职能部门)三大方面。根据规定,管理层不能直接干预机组的运行状态,一切指令必须通过运行班组才能实施,因而上述三方就形成了只有两条边的三角关系,如图 1-1 所示,一条边是运行班组与机组的关系即人-机关系,另一条边是运行班组和管理层的关系即人-人关系。运行安全的管理应是上述三个方面和两个关系的综合结果。

机组作为电厂实体,一般要经历设计、制造、安装、调试、维修等几大工艺过程。其中设计与制造阶段赋予机组足够的安全裕度和可靠性,以承受一定程度的人因差错。在运行阶段,维修是关键点,它保证机组处于设计所规定的正常状况。机组必须在各个环节为操纵员提供优良的物质环境,其中包括电厂布局、标识、色彩编码、物质条件和清洁度,同时还要考虑高温、噪音、电气、化学等因素对操纵员的伤害或干扰。

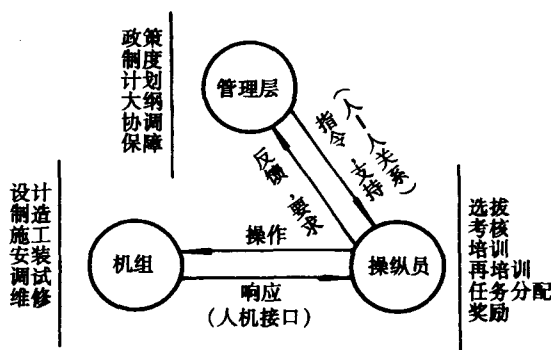


图 1-1 运行安全要素

管理是操纵员所需的同样重要的运行环

境,它包括政策、制度、计划、大纲、协调和保障等六大方面。管理层用政策、制度、计划和大纲来指导和管理操纵员的活动,在较高的层次上思考和处理有关机组安全运行的问题。同时,管理也就是服务,应当做好协调和保障工作,为操纵员创造良好的条件。

操纵员自然是运行安全研究与管理的中心。三哩岛事故之后,注意力特别集中于主控室内的操纵员。一座核电厂建成之后,其运行时的安危主要系于主操纵员之手。与运行班组有关的环节是人员的选拔、考核、初始培训、再培训、任务分配和奖励激励等。其中任务分配是运行班组内部的人-人关系问题。运行班组管理的目标是建立和维持一个合格的能胜任的运行班组。

在 20 世纪 70 年代,对投运核电厂的运行安全集中在技术上的可靠性、设备与程序的质量,即优先考虑的是初始设计工作,认为所有可能发生的意外均在设计考虑中,运行人员只要将机组维持在原设计的水平上,就可以保证安全。

1979 年发生了三哩岛核电厂事故,从中人们发现三哩岛核电厂的设计本身就存在缺陷,如主控室的人机接口不完善,相关的仪表指示不能真实地反映实际的物理现象等。此外,人员培训不够、相应事故处理规程不完备、工作方法不当以及缺乏足够的经验等都是导致这次事故的重要因素。

人机接口问题的实质,是核电厂运行实践中自动化程度与人干预能力的平衡问题。直接在线自动化方案由机器代替操纵员实现对工艺过程的控制,人对机组的安全不负直接的责任;

而间接自动化方案则仅由机器自动提供信息,由操纵员实施对机组的最终控制和决策。自动与人工操作的平衡即人机关系,与最佳化有关,其总目标是减少风险和停堆损失。根据核电厂的复杂性和目前最新工艺水平的自动化控制能力,直接在线自动化方案尚不现实。在此,在人机接口方面,必须十分注意主控室的设计(实体布局与环境条件)、辅助诊断手段开发、模拟机配备、维修培训设施和运行规程编制等方面,力争为操纵员创造一个有利于作出正确决策和有利于发现错误与问题的环境。

1986年切尔诺贝利核电厂事故的发生,引发了核安全文化概念的提出和发展。切尔诺贝利事故是错误设计的结果,其事故的处理过程也暴露了前苏联核电站运行人员的培训及其管理并没有吸取三哩岛事故的教训。运行操作人员及管理的失误加上原设计上的错误,导致了堆芯大部分放射性产物释放、人员伤亡的惨痛悲剧。

切尔诺贝利事故充分表明,核电厂发生的任何问题在某种程度上都来源于人为的错误,然而人的才智在查出和消除潜在的问题方面是十分有效的,必须突出强调人的因素在运行安全中的关键作用。对核电厂安全有着积极的影响。所以,核电厂营运机构以及所有其他与安全相关的单位都必须提高核安全文化,以防止人为错误的发生,并从人类活动的积极方面得到好处。

国际原子能机构(IAEA)的国际安全咨询组(INSAG)在INSAG-4报告中对核安全文化作出了如下的定义:

核安全文化是存在于单位和个人中的种种特性和态度的总和,它建立一种超出一切之上的观念,即核电厂安全问题由于它的重要性要保证得到应有的重视。

如图1-2所示,核安全文化是所有从事与核安全相关工作的人员参与的结果,它包括电厂员工、电厂管理人员及政府决策层。

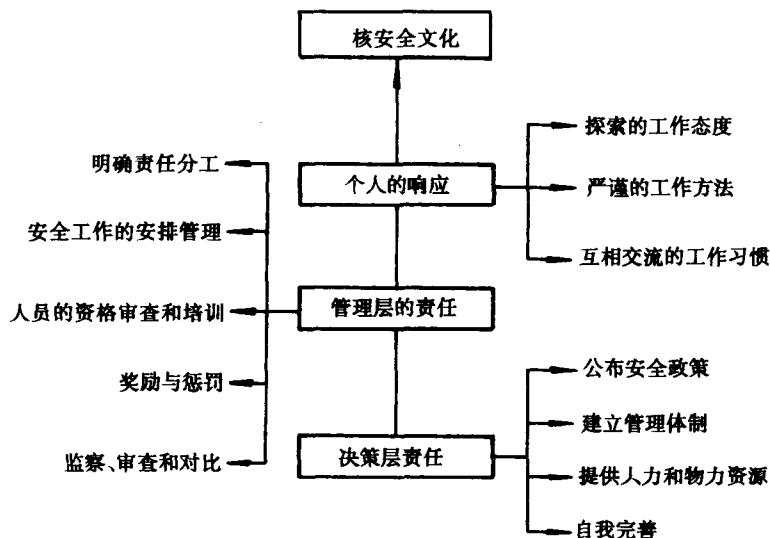


图 1-2 核安全文化的内容

与核安全相比,核安全文化是一种意识形态。即:人们对其价值的认同,人们考虑它的优先次序,人们为它所作的贡献。这种意识形态培养着人们的工作态度和方

换句话说,核安全文化不仅仅是专业性和严密性的问题,而且与行为密切相关。但是,人的行为取决于人与人之间的相互关系,核安全文化不但是个人和整体的安全态度,而且是与管理作风密切相关的。核安全文化作用于或表现在下列两个领域:

- 核电厂领导阶层和国家政策方面;
- 个体的行为。

对管理决策层而言,他们必须通过自己的具体行动为每一个工作人员创造有益于核安全的工作环境,培养他们重视核安全的工作态度与责任心。领导层对核安全的参与必须是公开的,而且有明确的态度。

对个人而言,必须具有质疑的探索工作态度、严谨的工作方法以及必要的相互交流。

只有各个层次的人在自己的岗位上尽职尽责,满足核安全的要求,核安全文化才会得到发展和提高。

1.4 核安全法规及安全监督

核能的发展是以核安全为前提的,为了减少公众和环境的风险,核电厂活动必须有法律加以规范。必须有一个法定的权威机构代表政府颁发和实施安全规定,进行安全审管和监督。

1.4.1 国家核安全管理部门

国家核安全局(现隶属国家环保总局)成立于1984年10月,由国务院授权,对全国核设施安全实施统一的监督,独立地行使核安全监督权,其主要职责是:

(1)组织起草和制定核安全的方针、政策和法规,发布核安全有关的规定、导则和实施细则,审查有关核安全的技术标准。

(2)组织审查和评定核设施的安全性能及核设施营运单位保障安全的能力,负责颁发(吊销)核设施安全许可证件。

(3)负责核安全事故的调查和处理、指导和监督核设施应急计划的制定和实施。

(4)主持与核安全技术与管理有关的研究。

(5)参与核设备出口项目许可证的批准与管理,开展核安全方面的国际合作。

国家核安全局在核设施集中的上海、广东、成都和北京设立了派出机构,实施核安全监督。国家核安全局已经建立了一套核安全法规和导则体系,实施了核电厂许可证申请制度。

1.4.2 核安全法规

核安全法规包括由国家颁发的法律和行政法规,由核安全的要求保证监管机构颁发的部门规章、国家标准和导则以及由工业部门制定的行业标准等。

目前,由国务院颁发的行政法律有:

《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》(HAF0500)

《中华人民共和国核材料管制条例》(HAF0600)

国家核安全局制定了《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例的实施细则》以及下列核安全法规:

《核电厂的厂址选择安全规定》(HAF0100)

《核电厂设计安全规定》(HAF0200)

《核电厂运行安全规定》(HAF0300)

《核电厂质量保证安全规定》(HAF0400)

《核电厂放射性废物管理安全规定》(HAF0500)

上述核安全法规由国务院授权,国家核安全局批准发布,属强制性技术法规,核电厂等营运单位应保证这些规定中的要求得到满足。

国家环保局发布或批准了一系列规定作为对核设施包括核电厂进行安全监督的依据,如《辐射防护规定》(GB8703-88)、《核电站环境辐射防护规定》(GB6249-86)等,这些规定全部以中华人民共和国国家标准(GB)的形式发布。

1.4.3 核安全许可证制度

根据《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》规定,我国已实行核设施安全许可证制度。由国家核安全局负责制定和批准颁发核设施安全许可证。

核电厂的许可证按五个主要阶段申请和颁发:

(1)核电厂的选址定点:根据国家基本建设程序规定,国家计划委员会在收到国家环境保护局的《核电厂环境影响评价报告批准书》和国家核安全局的《核电厂厂址安全审查批准书》后,批准《可行性研究报告》,批准营运单位申请的厂址。

(2)核电厂的建造:核电厂的营运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、质保大纲等文件)。国家核安全局审评后,颁发《核电厂建造许可证》,批准核电厂建造,许可开始核岛混凝土浇注。

《初步安全分析报告》必须包括足够资料,以使国家核安全部门能独立作出安全审评。提交资料的格式、范围和细目必须符合国家核安全部门的要求。安全分析报告包括以下内容:① 厂址及其环境的描述;② 建厂的目的,反应堆设计、运行和实验所遵循的基本安全原则(包括所用的法规、标准和规范),设计基准内部和外部始发事件以及为保护厂区人员和公众安全为目的的安全系统性能的描述;③ 核电厂系统的描述,包括目的、接口、仪表、检查维护和所有运行工况以及事故工况下的性能;④ 设计、采购、建筑、调试和运行方面的质量保证大纲的描述;⑤ 对预计安排在反应堆内进行的,对安全具有重要影响的任何形式实验的安全问题的检查;⑥ 相类似核电厂的运行经验的回顾;⑦ 假设始发事件及其后果的安全分析,包括足够的资料和计算,以便有条件进行独立评价;⑧ 核电厂的运行安全技术条件,包括安全限值和安全系统整定值、安全运行的限制条件、设备监测要求、组织和管理上的要求。

(3)核电厂的调试: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》和其他有关资料,国家核安全局审评后颁发《核电厂首次装料批准书》,批准首次装料,许可进行调试,并按批准的计划提升至满功率,进行 12 个月的试运行。

(4)核电厂的运行:核电厂的营运单位向国家核安全局提交《核电厂运行申请书》、修订的《最终安全分析报告》和其他有关资料,国家核安全局审评后,颁发《核电厂运行许可证》批准正式运行。

(5)核电厂的退役:核电厂的营运单位在获得国家核安全局颁发的《核电厂退役批准书》(临时)后,可开始退役活动。在获得《核电厂退役批准书》后,方能正式退役。

第 2 章

核反应堆的安全系统

运行中的反应堆存在着放射性物质释放的潜在风险。在反应堆、核电厂的设计、建造和运行过程中,必须坚持和确保安全第一的原则,必须设置反应性控制系统、反应堆保护系统和专设安全设施,确保在所有情况下都能充分实施有效控制反应堆,确保堆芯冷却和包容放射性产物三项安全功能。

本章论述反应堆的安全性和反应堆的安全功能,并对压水堆专设安全设施的作用、设计原则、运行原理作简要的描述。

2.1 反应堆的安全性

反应堆正常运行时,裂变产物几乎全部被包容在燃料元件内,从燃料元件泄漏的少量气态裂变产物以及冷却剂中的活化产物几乎都被包容在封闭的一回路系统内。所以,反应堆正常运行时对环境的污染是极其微小的。但是一旦发生严重的堆芯损坏事故,同时又发生一回路压力边界和安全壳破损的情况下,将有大量放射性物质释放到环境中,造成严重污染。

由于运行中的反应堆存在着潜在风险,在核电厂的设计、建造和运行过程中,必须坚持和确保安全第一的原则。核电厂运行史上三哩岛和切尔诺贝利两次重大事故的发生,使人们对反应堆安全性提出了更高的要求。国际核能界认为现有核电厂系统过于复杂,必须着力解决设计思想上的薄弱环节,提出应以固有安全(Inherent Safety)概念贯穿于核电厂设计安全的新论点。

为了理解固有安全性的定义,首先应分析确保反应堆安全的四种安全性要素:

(1)自然的安全性 只取决于内在负反应性系数、多普勒效应、控制棒藉助重力落入堆芯等自然科学法则的安全性,事故时能控制反应堆反应性或自动终止裂变,确保堆芯不熔化。

(2)非能动的安全性 建立在惯性原理(如泵惰转)、重力法则(如位差)、热传递法则等基础上的非能动设备(无源设备)的安全性,即安全功能的实现毋需依赖外来的动力。

(3)能动的安全性 必须依靠能动设备(有源设备),即需由外部条件加以保证的安全性。

(4)后备的安全性 指由冗余系统的可靠度或阻止放射性物质逸出的多道屏障提供的安全性保证。

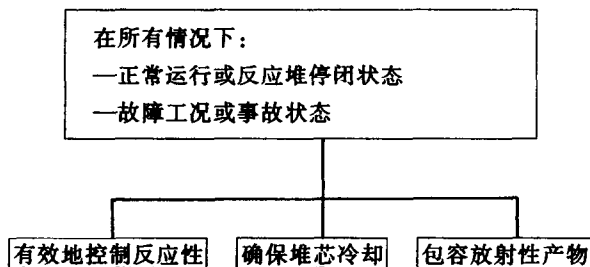
固有安全性被定义为:当反应堆出现异常工况时,不依靠人为操作或外部设备的强制性干

预,只是由堆的自然安全性和非能动的安全性,控制反应性或移出堆芯热量,使反应堆趋于正常运行和安全停闭。具备有这种能力的反应堆,即主要依赖于自然的安全性,非能动的安全性和后备反应性的反应堆体系被称为固有安全堆。当前国际核工程界公认的先进核反应堆有池式快堆 IFR(Integral Fast Reactor)和模块式高温气冷堆 MHTGR(Modular High Temperature Gas Cooled Reactor),它们的特点是以固有安全概念贯穿于堆的整个设计。而过程固有最终安全反应堆 PIUS(Process Inherent Ultimately Safe Reactor)的设计,则进一步发挥了这个概念,其堆芯浸泡在一个极大的水池内,堆芯产生的热量永远小于水池冷却能力,堆芯安全的保证依靠重力和热工水力定律,所以是固有安全性设计。

应该指出,当前正在运行着的那些核电厂反应堆,它们的安全性虽然也依赖于上述的四种要素,但与具有固有安全性反应堆相比,所依赖的程度和重点是有所不同的,这些堆均需设置应急堆芯冷却系统、余热排出系统、安全壳及安全壳喷淋系统等专设安全设施,依靠的是能动的安全性和后备的安全性,压水堆(PWR)、沸水堆(BWR)和高温气冷堆(HTGR)等都属于这个范畴,它们的安全性是按概率风险评价确保的,为工程的安全性。

2.2 反应堆的安全功能

为确保反应堆的安全,反应堆所有的安全设施应发挥以下特定的安全功能:



2.2.1 反应性的控制

在反应堆运行过程中,由于核燃料的不断消耗和裂变产物的不断积累,反应堆内的反应性就会不断减少;此外,反应堆功率的变化也会引起反应性变化。所以,核反应堆的初始燃料装载量必须比维持临界所需的量多得多,使堆芯寿命初期具有足够的剩余反应性,以便在反应堆运行过程中补偿上述效应所引起的反应性损失。

为补偿反应堆的剩余反应性,在堆芯内必须引入适量的可随意调节的负反应性。此种受控的反应性既可用于补偿堆芯长期运行所需的剩余反应性,也可用于调节反应堆功率的水平,使反应堆功率与所要求的负荷相适应。另外,它还可作为停堆的手段。实际上,凡是能改变反应堆有效倍增因子的任一方法均可作为控制反应性的手段。例如,向堆芯插入或抽出中子吸收体、改变反应堆的燃料富集度、移动反射层以及改变中子泄漏等等。其中,向堆芯插入或抽出中子吸收体是最常见的一种方法。通常称中子吸收体为控制元件。

控制元件总的反应性应当等于剩余反应性与停堆余量之和。一根控制元件完全插入后在堆芯内引起的反应性变化定义为单根控制元件的反应性当量。根据反应堆运行工况不同可把