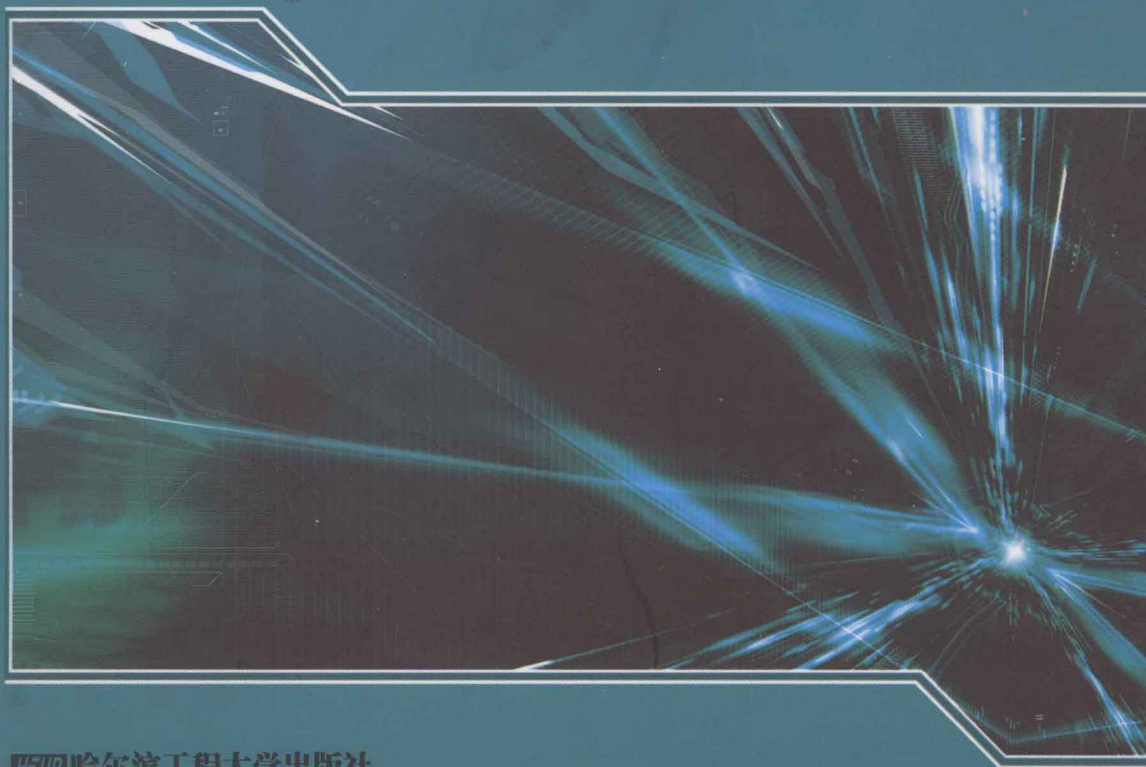




国防特色教材·核科学与技术

核反应堆安全传热

阎昌琪 曹夏昕 编著



HEUP 哈尔滨工程大学出版社
Harbin Engineering University Press

北京航空航天大学出版社

哈尔滨工业大学出版社

北京理工大学出版社

西北工业大学出版社



国防特色教材·核科学与技术

核反应堆安全传热

阎昌琪 曹夏昕 编著

哈尔滨工程大学出版社

北京航空航天大学出版社 北京理工大学出版社
西北工业大学出版社 哈尔滨工业大学出版社

内容简介

本书系统全面地介绍了核反应堆安全传热的专业知识,书中内容涵盖了有关反应堆瞬态运行及事故过程的堆芯传热,介绍了严重事故发生后燃料及其冷却剂的传热特性、严重事故过程中一些特殊情况下的传热机理,分析了反应堆的安全传热过程。本书包括核反应堆安全及核反应堆瞬态热工分析、自然循环流动与传热、核反应堆沸腾临界后传热、再淹没传热、再湿传热和反应堆熔堆后的传热等内容。

书中涉及的学科知识内容广泛、覆盖专业面较宽、综合性强,内容反映了目前先进反应堆的非能动安全进展以及安全传热的新理论和新方法,使学生可以了解到先进反应堆安全传热研究的发展趋势。

本教材可供高等院校核能科学与工程专业的研究生使用,也可作为核动力工程专业技术人员的培训教材和参考书。

图书在版编目(CIP)数据

核反应堆安全传热/阎昌琪,曹夏昕编著. —哈尔滨:哈尔滨工程大学出版社,2010.3

ISBN 978-7-81133-609-2

I. 核… II. ①阎… ②曹… III. ①传热-反应堆安全-高等学校-教材 IV. ①TK331 ②TL364

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2010)第 034794 号

核反应堆安全传热

阎昌琪 曹夏昕 编著

责任编辑 石 岭

*

哈尔滨工程大学出版社出版发行

哈尔滨市南岗区东大直街 124 号 发行部电话:0451-82519328 传真:0451-82519699

<http://press.hrbeu.edu.cn> E-mail:heupress@hrbeu.edu.cn

黑龙江省教育厅印刷厂印刷 各地书店经销

*

开本:787mm×960mm 1/16 印张:17.25 字数:335 千字

2010 年 3 月第 1 版 2010 年 3 月第 1 次印刷 印数:1 000 册

ISBN 978-7-81133-609-2 定价:37.00 元

前 言

在我国积极发展核电政策的推动下,近年来核电开发的速度不断加快,核反应堆安全和设计专业的人才需求量也在日益增多。由于核反应堆安全传热问题是反应堆设计中需要解决的一个重要问题,因此要求学生对核反应堆安全传热有一个全面系统的了解。虽然目前国内有些院校已经开设了这方面的课程,但是却没有一本正式出版的教材,授课所使用的基本上都是从各种资料上摘录整理的讲义,缺少系统性和全面性,为此根据多年的教学和科研经验,我们编写了这本系统、全面介绍反应堆安全传热的教材。本教材的特点是从反应堆安全入手,将反应堆运行瞬变、冷却剂丧失,以及严重事故过程中的热工水力现象有机地结合在一起,使学生在较短的时间里对几种典型工况下的反应堆安全传热有一个全面的了解。本教材的特点是将原理性和工程应用有机结合,力求能比较全面地覆盖有关反应堆安全传热方面的主要内容。教材在内容选取上力求反映现代反应堆安全传热领域研究的进展,介绍一些先进反应堆的非能动安全方案,以及安全传热的新理论和新方法,在内容安排上注意与工程实际相结合。这样既可以扩大学生的知识面,也可以使学生了解目前先进反应堆的发展趋势。

书中内容涵盖了有关反应堆瞬态运行及事故过程的堆芯传热,介绍了严重事故发生后燃料及其冷却剂的传热特性,阐述了严重事故过程中一些特殊情况下的传热机理,并对反应堆的安全传热过程作了分析。同时,该教材考虑到尽可能广的读者适用面,内容安排由浅入深,循序渐进,使其也适合从事核工程领域工作的技术人员培训使用。

全书共分七章,第1章介绍与核反应堆安全有关的问题,包括反应堆事故类型以及目前世界上一些先进核反应堆的安全系统等。第2章介绍了核反应堆瞬态热工分析,包括瞬态工况下冷却剂流动的质量、动量和能量守恒方程的介绍、燃料元件的热工水力特性和停堆后剩余功率的衰减等内容。第3章主要介绍了自然循环流动和传热特性,从自然循环的概念和原理入手,详细介绍了各种因素对自然循环能力的影响,并针对目前固有安全性反应堆的设计和运行介绍了自然循环在非能动余热排出系统中的应用。第4章介绍了失水事故的类型、失水事故时的两相临界流动;介绍了失水事故过程的传热问题。第5章对沸腾临界后传热进

行了详细的介绍。对流动沸腾临界以及沸腾临界后的传热过程和计算模型进行了介绍;对具有代表性的定位格架对于涸后传热的影响等进行了详细的介绍。第6章介绍了再淹没传热和再湿传热,该章详细描述了在堆芯再淹没初期骤冷现象和骤冷过程中的传热现象,同时还介绍了再湿过程中包壳内的传热特性及温度变化等。第7章介绍了核反应堆严重事故后的传热行为,针对严重事故后堆芯的熔化、压力容器的熔穿以及安全壳直接加热过程的传热等进行了详细的介绍。

本教材由哈尔滨工程大学阎昌琪教授和曹夏昕副教授编写,其中阎昌琪教授编写了第1,4,5,6章,曹夏昕副教授编写了第2,3,7章。本教材可供核能科学与工程专业的研究生使用,也可作为核动力工程专业技术人员的培训教材和参考书。

在本书编写过程中,参考或引用了国内外有关学者的论著,在此表示感谢!由于编者水平有限,书中如有不妥和错误之处,敬请读者批评指正。

编著者
2009.8

目 录

第 1 章 核反应堆安全	1
1.1 概述	1
1.2 核反应堆安全的发展历史	3
1.3 核反应堆事故	5
1.4 核反应堆安全系统	22
1.5 反应堆安全性的发展	32
复习思考题	42
第 2 章 核反应堆瞬态热工分析	43
2.1 表征冷却剂热工水力状态的基本方程	43
2.2 燃料元件的瞬态特性	53
2.3 瞬态过程中反应堆功率计算	60
复习思考题	64
第 3 章 自然循环流动与传热	65
3.1 概述	65
3.2 自然循环驱动压头	65
3.3 强迫循环向自然循环的过渡	73
3.4 各种因素对自然循环能力的影响	78
3.5 自然循环与非能动安全系统	79
复习思考题	83
第 4 章 核反应堆事故分析及传热	84
4.1 反应堆失水事故	84
4.2 失水事故的临界流动	99
4.3 事故过程的传热	119
复习思考题	139
第 5 章 沸腾临界后传热	140
5.1 流动沸腾临界	140

5.2	沸腾临界后传热	158
5.3	非平衡态模型	166
5.4	沸腾临界后的传热计算关系式	171
5.5	定位格架对干涸后传热的影响	177
	复习思考题	180
第6章	再淹没传热和再湿传热	182
6.1	概述	182
6.2	骤冷的极限过程	184
6.3	瞬态对流和准稳态骤冷模型	186
6.4	骤冷过程的膜态沸腾	199
6.5	沸腾临界后的稳态对流传热	207
6.6	堆芯失水后的再湿润过程	218
	复习思考题	220
第7章	核反应堆严重事故后传热	222
7.1	严重事故后的堆芯熔化过程	222
7.2	压力容器熔穿及熔液特性	227
7.3	熔液与水相接触的特性	233
7.4	熔液与水接触传热	235
7.5	安全壳直接加热过程的传热	240
	复习思考题	255
附录		256
附录1	国际单位与工程单位的换算	256
附录2	核燃料的热物性	257
附录3	包壳和结构材料的热物性	259
附录4	贝塞尔函数	261
附录5	水的热物性	263
附录6	饱和线上水和水蒸气的几个热物性	265
参考文献		267

第 1 章 核反应堆安全

1.1 概 述

1942 年 12 月 2 日,由著名科学家费米领导建设的,放置在芝加哥大学橄榄球场看台下的世界第一座反应堆(芝加哥 1 号 CP1)达到了临界,这标志着人类已经掌控了开启核能利用新纪元大门的钥匙。1954 年 6 月,前苏联在奥布宁斯克建成了世界上第一座试验性核电站,它标志着核电时代的到来。

20 世纪六七十年代是世界核电发展的高潮。1962—1963 年第一批商用核电厂建成,其发电成本可与常规火电相竞争。1966—1980 年间,全球核电装机容量的年增长率达到 26%,核电的发展进入历史上的黄金时代。在这一时期核电站的各方面技术都得到了迅速的发展,核电的大规模应用使核电在整个世界能源供应方面发挥了重要作用。

1979 年 3 月 28 日美国三哩岛核电站发生了重大事故,由于运行人员判断失误以及反应堆系统本身存在的潜在问题,事故中反应堆堆芯由于冷却不当产生熔化,部分放射性物质外泄,事故后造成电站周围 8 km 直径范围内 5 万人搬迁,给周围居民造成了巨大恐慌。三哩岛事故后一些人开始对核电的安全性有所怀疑,核电的发展遇到了困难。事隔 7 年后,人们还没有走出三哩岛事故的阴影,1986 年 4 月 26 日前苏联的切尔诺贝利核电站发生了人类历史上最严重的核电站事故,造成反应堆解体,大量放射性物质外泄。事故后电站周围 30 km 以内的 13 万多居民全部搬迁,事故造成直接人员死亡 31 人。由于放射性烟云扩散,事故波及了差不多整个欧洲,震惊了整个世界。这两起事故的后果非常严重,特别是切尔诺贝利核电站事故,对整个社会的环境、健康、经济和社会公众心理带来了危害,同时对核电事业的发展也造成了不良影响,一段时间内核电发展出现了停滞。

在经历了几起大的核电站事故后,世界各国核电营运者愈来愈认识到,核电安全所具有的重大意义,不仅制约核电事业的发展,更重要的是将会对人类和平与安全及社会的进步产生深远的影响。事故使人们认识到:核电站事故不但会影响其本身,而且会波及到周围环境和社会安全,甚至会越出国界。因此,为了可靠地保证核电站周围居民的健康与安全,必须采取切实可靠的对策,以确保反应堆的安全。

对已发生的核电站严重事故进行全面的分析,并从中汲取教训是十分必要的,这将使核电站的安全管理更加成熟与完善。自两次核电站严重事故后,各国的研究工作者对核电站的安全问题十分重视,并开始重新考虑核电的安全技术和安全对策等问题,在核电站安全运行方面开展了大量的研究工作,并对反应堆及其系统的设计进行了多种改进。

反应堆堆芯是核电站的核心和要害部位,在任何情况下保证堆芯产生的热量及时有效地输出是核电站安全需要解决的重要问题。只有堆芯内的燃料元件处于适当的冷却状态,热量能及时带出,就不会产生放射性物质大量泄漏的事故,就能保证反应堆及核电站的安全。从这一意义上讲,核反应堆的安全传热对保证反应堆的安全运行具有十分重要的意义。近年来在核电站安全方面,特别是在保证反应堆堆芯安全方面已经采取了一系列的方法和措施,开展了大量的基础研究工作,例如非能动堆芯热量排出方法等,这些方法都与保证反应堆的安全传热有很大关系。在安全传热方面,新技术的应用大大地提高了反应堆的安全性。

客观地讲,尽管出现了核电事故,但不能否认核能的和平利用是 21 世纪人类最伟大的成就之一,经过几十年的努力,核能利用技术已取得了巨大成就。从世界范围来看,目前核能发电占世界总发电量的 16%,其中法国为 79%,美国为 21%。毋庸置疑,核能已成为人类能源需求的一个重要组成部分。

近几年来,由于我国国民经济持续快速增长,迫切需要寻找一种经济、高效、环保的新能源,而目前能够大规模生产电力的方式唯有核电,因此加快发展核电已成为解决中国电力供应问题的必然选择。目前我国核电占全国总发电装机容量的 2% 左右。为实现我国现代化建设宏伟目标,满足能源的庞大需求,确保能源安全和生态环境的可持续发展,核电是目前唯一能以一定规模发展逐步替代常规矿物燃料的优质能源,因此核电在我国面临着前所未有的发展需求和发展机遇。

目前投入商业运行的核电站所用的反应堆有压水堆、沸水堆、重水堆和气冷堆等。由于这些核反应堆运行过程中会产生大量的放射性,停堆后还会产生很大的剩余功率,具有潜在的放射性泄漏、堆芯熔毁等事故危险,一旦发生事故将对周边环境和人员造成严重危害,因此自从核反应堆问世以来,反应堆的安全问题就受到了人们的广泛关注。为了保证运行人员和周围环境的安全,在核反应堆的设计、建造和运行过程中要始终坚持安全第一的原则。在保证反应堆安全运行方面有两个大的问题是必须要考虑的:一是采用有效的方法(如多道屏蔽),防止放射性物质外漏;二是保证反应堆产生的热量与输出的热量相平衡,如果反应堆产生的热量大于排出的热量,堆芯就会过热,严重时还会导致堆芯烧毁。

为了保证放射性物质不向外扩散,轻水堆核电厂在设计上采用的安全措施之一是在放射源与人所处的环境之间设置多道屏障物质,尽可能减少放射性物质向周围环境的释放,一般采用以下三道屏障:

第一道屏障是燃料元件包壳。水冷反应堆核燃料一般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,包壳两端用端塞封焊住。核燃料裂变反应后产生大约 250 种裂变产物,这些裂变产物有固态的,也有气态的,它们中的绝大部分容纳在二氧化铀芯块内,只有气态的裂变产物能部分扩散出芯块,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,它既受到中子流的强烈辐射、高温高速冷却剂的腐蚀和侵蚀,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;

当燃料包壳出现缺陷或破裂,则将有较多的裂变产物进入冷却剂中。设计时,假定允许有1%的包壳破裂和1%的裂变产物会从包壳逸出。

第二道屏障是将反应堆冷却剂全部包容在内的压力边界。压力边界的形式与反应堆类型、冷却剂特性,以及反应堆的具体设计有关。压水堆一回路压力边界由反应堆容器、蒸汽发生器传热管和堆外冷却剂环路以及泵和连接管道等组成。第二道屏障也是反应堆安全的一道很重要的保障,它除了防止放射性物质外泄外,还起到保证冷却剂正常工作的作用。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,设计时除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、制造和运行给予极大的关注。

第三道屏障是安全壳,也称反应堆大厅。它将反应堆、冷却剂系统的主要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。安全壳还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24小时内安全壳总的泄漏率小于0.1%安全壳内所含气体质量,则认为达到要求。为此,在结构强度上应留有足够的裕量,使其能经受住冷却剂管道大破口时压力和温度的变化,阻止放射性物质的大量外逸。它在设计上还要保证能够定期地进行泄漏检查,以方便检查和验证安全壳及其贯穿件的密封性。

1.2 核反应堆安全的发展历史

应该说在反应堆发展的初期人们对其安全问题就十分的重视,人类第一个核反应堆——芝加哥1号堆在设计初期就考虑了安全问题。为了防止发生不可控的链式裂变反应,当时设计了两套保证反应堆安全停堆的方案,一是在反应堆的上方用绳子吊装了一根强中子吸收材料制成的安全棒,一旦出现事故由专门人员用斧头砍断绳子,安全棒靠重力插入堆芯;二是由专门人员准备了一桶硫酸镉溶液,当需要时可以从堆芯顶部倒入堆芯,使裂变反应停止。

20世纪40年代和50年代建造的试验反应堆功率都比较小,产生的放射性物质相对较少,一般都建在远离人口稠密的地方,因此都没有特殊的安全壳防止放射性物质外泄。从20世纪50年代,原子能委员会下设的美国反应堆安全委员会规定:对于没有安全壳的反应堆应设置周围隔离区,即周围没有居民的地区,无居民区的半径为

$$R = 0.016 \sqrt{P_{th}} \quad (\text{km})$$

式中, P_{th} 是反应堆的热功率,kW。

这一规定对于早期小型的实验反应堆是可以达到的,但随着动力反应堆功率的增加,所需要的无居民区的半径也越来越大。例如一个3 000 MW的反应堆,按这个标准计算就需要有30 km半径的无居民区,这在人口密集度不大的美国也是做不到的。因此后来人们考虑采用在反应堆周围加安全壳的方法来防止放射性物质泄漏。最早使用安全壳的反应堆是美国

20 世纪 50 年代建造的军用反应堆 SR1。安全壳的设计理念是保证反应堆在事故情况下放射性物质不能泄漏到外界,不能影响周围的居民,即使在反应堆冷却系统管路全部断裂的情况下,安全壳也能达到密封的目的。在核电发展的早期,这种在反应堆周围加装安全壳的方法并没有在世界范围内推广应用,前苏联等国家早期建造的反应堆就没有加装安全壳,包括后来出事故的切尔诺贝利核电站。

尽管在这一时期世界各国采取的反应堆安全保护方法不同,但是在使用和发展过程中这些拥有反应堆的国家都在反应堆上加装了事故情况下冷却反应堆的系统,以便缓解事故的后果。由于对安全问题的不断深入了解和运行经验的不断积累,人们逐渐认识到保证堆芯正常冷却是保证反应堆完整性的重要手段,只要保证堆芯产生的热量及时排出,燃料包壳就不会损坏,放射性物质就不会外泄。

20 世纪 60 年代和 70 年代是核电发展的黄金时期,在能源需求和经济快速发展的拉动下,世界发达国家建造了大量的商用核电站。在这一过程中,核反应堆的安全技术在不断的完善,由于对安全问题有一个认识的过程,当时的安全技术还主要以被动式的安全技术为主,例如当事故发生后如何包容放射性,建造高强度的安全壳防止放射性泄漏到环境中去。在这一时期人们对反应堆安全所持的观点也有很大不同,一种偏于保守的观点认为,反应堆安全措施要保证在最不利的情况下也能保证反应堆的安全。这些最不利的情况包括最严重的事故发生,例如反应堆主冷却剂管路完全断裂,同时出现执行事故安全的某个系统出现故障。这种观点偏于保守,但是一些学者、社会团体和人权保护组织成员等都支持这种观点,因此反应堆安全向纵深防御的方向发展。

三哩岛事故和切尔诺贝利事故后人们逐渐认识到当时的安全理念和安全措施还存在某种缺陷和不足,反对建设核电站的呼声较高。在这一过程中,世界核能发展速度趋于缓慢,这除了一些国家的能源需求增长趋势变得缓慢以外,另一方面的重要因素是公众对核电的态度发生了变化,几次核事故的发生、核电的潜在危险,以及核电厂系统和技术的复杂性,增加了人们对核电的不信任感。

两次重大核电事故的发生,引起了核能界和公众的巨大震动。虽然事故的起因和结果不同,但是它给人们留下的教训却是相同的,即必须重视核电站运行安全性的研究,寻求更加可靠和安全的发展核电的途径。面对核电站运行过程中各种纷繁复杂的问题,必须搞清楚怎样才能避免核电站严重事故的发生,怎样来识别事故的起因及必须采取的纠正操作或应急措施,怎样保护放射性屏障的完整性,怎样处理继发的事故危机。

为了满足人们日益提高的安全目标要求,人们开始反思核电站安全方法的指导思想。通过事故的经验教训,人们逐渐认识到:核电站的安全基准必须建立在核动力系统本身的固有安全基础上,例如切尔诺贝利核电站事故之所以造成那样严重的后果,就是其本身的固有安全性差(包括它的正反应性空泡系数、冷却剂自然循环能力差、石墨慢化剂在高温下会燃烧等)造成的。切尔诺贝利核电站的这些缺点都是该种类型核电站本身固有的,事故教训提醒人们,核

动力的设计必须尽量减少本身的安全性缺陷,增加抵御事故的能力。世界各国的核科学家们经过不断地研究和探讨以后,提出了下一代核电站安全的关键设计原则:

(1)设计必须把核反应堆的安全放在第一位,在各种事故情况下保证堆芯冷却,保证堆芯产生的热量能够及时排出,同时以事故的预防为重点,采用多道屏障和纵深防御,强调人员的安全和对设备的保护;

(2)简化设计,要求采用固有安全性高的非能动方式代替现有复杂的、由外来动力驱动的安全系统,以简化以前所必需的复杂的运行操作,减少或消除依靠重新连接切换才能完成安全功能的操作,减少对操纵人员干预的要求,增强整个机组的固有安全性能;

(3)增加设计裕度,即要求有足够的裕度和内在的承受预期应变的能力,事故后可以有较长的处理事故的时间裕量,提高事故遏制能力,例如增加蒸汽发生器的换热面积和体积、减少堆芯燃料的功率密度、加大稳压器的容积(例如美国的 system 80⁺核动力装置);

(4)重视人因工程学的研究成果,强调在实现核电站安全功能的过程中人(操纵员)与机组的关系,创造良好的运行和操作环境,提高运行人员的素质。

依据上述原则,核科学家们提出了一种新颖而足以有效确保核反应堆安全的思想,即所谓的固有安全思想,用这种思想设计出的核动力抵抗事故能力大大提高,可以从根本上杜绝严重事故的发生。

近年来很多国家对于核电站的研究不约而同地放在了如何获得最大的可靠性、经济性和固有安全性上面。在核电站固有安全特性方面各国开展了比较广泛的研究工作,不断有新的成果报道。有关国家的核安全管理当局对于将这种固有的安全特性用于新一代核电站的设计中也是持积极的、肯定的态度。

1.3 核反应堆事故

核反应堆正常运行时,冷却剂流过堆芯不断将核燃料产生的热量带走,保持核燃料及包壳的温度在允许的使用参数范围内。如果冷却剂不能及时地将燃料产生的热量带走,燃料就会过热,严重时将被烧毁,因此保证冷却剂及时有效地带走热量对反应堆的安全是非常重要的。核反应堆的事故都是由于燃料产生的热量和冷却剂带走的热量不匹配造成的,当冷却剂带走的热量小于燃料产生的热量,燃料和包壳的温度就会升高,从而造成反应堆事故的发生。

核反应堆典型事故分析对于深入了解反应堆事故的原因、事故的发展过程以及事故的后果有很重要的意义。在介绍反应堆典型事故之前,首先介绍一下核反应堆的运行工况和事故分类。根据核反应堆事故出现的概率和对周围居民可能带来的放射性后果,一般把核电站运行工况分为以下4类。

(1)工况1,正常运行和运行瞬变。这一工况主要包括:核电厂的正常启动、停闭和稳态运行;带有允许偏差的极限运行,如发生燃料元件包壳泄漏、一回路冷却剂放射性水平升高和蒸

发器传热管泄漏等,但未超过最大的允许值;运行瞬变,包括核电厂的升温、升压或冷却卸压,以及在允许范围内的负荷变化等。这类工况在核电厂运行时出现较频繁,所以在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,就可以把反应堆调节到所要求的状态,从而使其重新稳定运行。

(2) 工况 2, 中等频率事件, 或预期运行事件。该工况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工况的所有运行过程。由于设计时已采取了适当措施, 它只可能迫使反应堆停闭, 不会造成燃料元件损坏或一回路、二回路系统超压, 不会导致较严重的事故发生。

(3) 工况 3, 稀有事故。在核电厂寿期内, 极少出现的事故, 对于第二代反应堆它的发生频率约为 $10^{-4} \sim 3 \times 10^{-2}$ 次/(堆·年)。处理这类事故时, 为了防止或限制对环境的辐照危害, 需要有专设的安全设施投入工作, 保证反应堆的安全。

(4) 工况 4, 极限事故。对于第二代反应堆, 这类事故发生的频率为 $10^{-6} \sim 10^{-4}$ 次/(堆·年), 因此也被称作假想事故。这种事故一旦发生会造成大量的放射性物质释放, 造成较严重的后果, 在核电站的设计中对这类事故要加以考虑。

下面根据具体的事故说明反应堆典型事故的发生与发展过程, 进而对反应堆典型事故的进程及造成的后果有较详细的了解。

1.3.1 反应性引入事故

反应性引入事故是指向堆内突然引入一个意外的反应性, 导致反应堆功率急剧上升而发生的事故。这一事故可能引发严重的后果, 当发生在反应堆启动过程时, 可能会出现瞬发临界, 反应堆有失去控制的危险; 如果发生在功率运行工况下, 堆内会产生严重过热, 可能造成燃料包壳破损或者一回路系统压力边界的破坏。

由反应堆物理的知识可知, 反应堆本身存在着各种反应性反馈效应, 如温度效应、空泡效应、康普顿效应等, 核反应堆事故都与堆芯反应性的变化有关, 而反应性的变化又是各种因素综合影响的结果。下面主要讨论由于反应性调节方式的不正确而引起的反应性引入事故。

1. 反应性引入的原因

(1) 控制棒意外抽出。由于反应堆控制系统或控制棒驱动机构失灵, 控制棒不受控地抽出, 由此向堆内持续引入反应性, 引起功率不断上升的现象称为控制棒失控抽出事故。控制棒失控抽出可以根据不同情况分别属于Ⅱ类事故和Ⅲ类事故。

(2) 控制棒弹出。在压水堆运行过程中, 由于控制棒驱动机构密封罩壳破裂, 全部压差作用到控制棒驱动轴上, 从而引起控制棒迅速弹出堆芯的事故, 简称为弹棒事故。这种机械故障的后果是导致冷却剂丧失和向堆内阶跃引入反应性两个效应的综合。阶跃引入反应性的大小是弹出棒原先插在堆内的那一部分的反应性积分价值, 从破口流失的冷却剂流量相当于一回

路管小破口。这类弹棒事故属于IV类事故工况。

(3)冷却剂硼意外稀释。压水堆在换料、启动和功率运行期间,由于误操作、设备故障或控制系统失灵等原因,使无硼纯水流入一回路系统,引起冷却剂硼浓度失控稀释,因此造成反应性逐渐上升。但是,反应性引入速率受到泵的容量、管道大小以及纯水系统流量的限制。

2. 超功率瞬变

在反应性引入事故工况下,点堆动态方程的求解按反应性引入速率和大小可分为准稳态瞬变、超缓发临界瞬变和超瞬发临界瞬变3类;如按反应性引入方式则有阶跃变化和线性变化的差别。

准稳态瞬变是指在功率运行工况下,向堆内引入的反应性比较缓慢,以致这个反应性被温度反馈效应和控制棒的自动调节所补偿的瞬变。如满功率时,控制棒组件慢速抽出的瞬变($\rho = 2 \times 10^{-5}/s$),在这种情况下有

$$\rho(t) = \rho_i(t) + \rho_{fb}(t) + \rho_c(t) = 0 \quad (1.1)$$

式中, $\rho(t)$ 表示瞬变过程中的反应性, $\rho_i(t)$ 表示事故引入的反应性, $\rho_{fb}(t)$ 表示热工水力反馈引入的反应性, $\rho_c(t)$ 表示反应堆控制系统动作引入的反应性。

这里假设反应堆保护系统尚未动作,即 $\rho_{sd}(t) = 0$ 。由于功率变化十分缓慢,小于堆芯时间常数,堆内温度可以近似地用稳态分布来描述。这时,反应性反馈将由燃料温度效应和冷却剂温度效应两部分组成,即

$$d\rho_{fb} = \alpha_{fe} d\bar{T}_{fe} + \alpha_c d\bar{T}_c \quad (1.2)$$

式中, α_{fe} 和 α_c 分别为燃料和冷却剂的温度系数; $d\bar{T}_{fe}$ 和 $d\bar{T}_c$ 分别为燃料和冷却剂的平均温度。

因为反应性引入速度 ρ 比较小,所以冷却剂温度和功率上升得都不太快,冷却剂平均温度过高保护使反应堆紧急停闭。此时的功率峰值还不到超功率保护整定值。稳压器压力和冷却剂平均温度的上升幅度较大,最小偏离泡核沸腾比(MDNBR)下降比较显著,因此偏离泡核沸腾的裕量变小了。

超缓发临界瞬变是指引入堆内的正反应性较快,以致反应性反馈效应和控制系统已不能完全补偿,使总的反应性大于零,但又不超过 $\bar{\beta}$ 的瞬变。如满功率运行工况下,两组控制棒失控抽出($\rho = 8 \times 10^{-4}/s$),这时

$$0 < \rho(t) |_{\max} < \bar{\beta} \quad (1.3)$$

式中, $\bar{\beta}$ 表示缓发中子份额。

在这种情况下,反应堆虽然超临界,但不处于或不超过瞬发临界状态。因此,瞬变中缓发中子起着相当重要的作用。

由于瞬发中子的寿期非常短,可以令它等于零后解反应堆动态方程,以确定瞬变过程中的功率变化,这种方法称为零瞬发中子寿期近似,也称为瞬时跳变近似。

与准稳态瞬变相比,超缓发临界变功率增长曲线向上弯曲,增长速率由于受到燃料反应性

反馈的影响而逐渐减弱,最后达到 118% 额定功率,超功率保护紧急停堆。因为功率增长十分迅速,所以在瞬变期间稳压器压力和冷却剂平均温度的变化较小,压力变化不到 1 MPa,温度上升约 2 K,这些情况恰恰与准稳态瞬变相反。分析指出,这种事故尚不足以损坏燃料元件。

超瞬发临界瞬变是指引入的反应性很大,超过了瞬发临界的程度所引起的堆内瞬变,如弹棒事故,即

$$\rho(t) \big|_{\max} > \beta \quad (1.4)$$

由于功率增长时间常数小于 τ , 可以认为堆内传热是个绝热过程。此过程是由于某种原因向堆内阶跃引入一个很大的反应性,阶跃时间短于先驱核寿期,故在瞬变中可略去缓发中子的影响,动态方程简化为

$$\frac{dP(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} P(t) \quad (1.5)$$

$$\rho(t) = \rho_i(t) + \rho_n(t) = \rho_0 + \rho_n(t) \quad (1.6)$$

3. 弹棒事故分析

插在堆芯内的控制棒的弹出,使堆芯有一个快速的反应性引入,造成堆内核功率激增,同时堆芯内也形成很大的功率不均匀分布,因而会出现一个大的局部功率峰值。弹棒事故同时也造成一个小破口失水事故。由于破口很小,因此从失水事故角度来看,后果不严重。

弹棒事故中,功率的激增受到燃料多普勒(Doppler)反应性反馈和慢化剂温度反应性反馈的限制,此后由于保护系统动作,控制棒下插,反应堆停闭。在事故开始 10 s 以内,可出现芯块温度、包壳温度和系统压力 3 个峰值,从这 3 个方面影响反应堆的安全性。

发生弹棒事故后,堆芯内局部功率的激增使燃料元件发生很大变化。在事故开始的短时间内,功率激增产生的大部分能量储存在二氧化铀燃料芯块内部,然后逐渐释放到系统的其他部分。燃料中积聚很大的能量,将使最热的芯块熔化,释放出的气体在燃料棒内部形成高压,使燃料棒瞬时破裂,热量可迅速地从散落到冷却剂中的二氧化铀碎粒传输到冷却剂中,部分冷却剂中过量的能量积聚和热能转变为机械能形成的很强的冲击波,可能损坏堆芯和一回路系统,从而破坏堆芯的可冷却性。

热量传送到元件包壳,可造成部分包壳发生偏离泡核沸腾(DNB),并继而有可能使包壳达到脆化温度,从而影响堆芯完整性。

热量传送到冷却剂,使冷却剂系统温度和压力上升,形成一个回路压力高峰,造成对冷却剂压力边界的冲击。

弹棒事故属于极限事故,是反应性引入合并小破口失水的事故,但堆芯功率分布畸变比失水事故发生得更迅速、剧烈,是事故后果的主导因素。由于弹棒事故造成堆芯功率分布的严重畸变,严格说来必须做三维中子时空动力学分析,并考虑中子学、热工水力系统响应程序与燃料元件分析程序协同分析。

图 1.1 给出了发生弹棒事故后热通道燃料温度变化的结果。

1.3.2 失流事故

1. 失流事故

失流事故是指由于某些原因引起的主冷却剂系统流量降低、堆芯流量变小的事故。典型的失流事故有两种：一种是主泵的供电系统故障，例如电网频率下降，主泵断电等；另一种是主泵卡轴事故，可能是由于主泵轴的断裂，联轴器断裂，轴承润滑丧失等。核电厂反应堆都是借助于主冷却剂泵传送冷却剂实现强迫循环来冷却的。反应堆功率运行时，主泵因动力电源故障或机械故障被迫停转，使冷却剂流量下降，冷却剂流量与堆功率不匹配，导致堆芯燃料包壳温度迅速上升，这种现象称为失流事故。

失流事故会导致主冷却剂系统强迫循环的流量急剧下降，使堆芯的传热急剧恶化，由于此时蒸汽发生器不能及时排走一回路热量，因此会使主冷却剂的温度升高，系统的压力快速增加。产生的后果是稳压器自动喷淋启动，也可能安全阀打开。由于这时冷却剂流量与堆芯燃料释热量不相符，可能会使部分燃料元件周围的冷却剂产生偏离泡核沸腾。在出现失流事故时，主泵的情转特性和快速停堆是十分关键的。失流事故的过程非常短，只有几秒至十几秒的时间，因此必须依靠冷却剂系统的固有承受能力，主要依靠主泵的情转来减小这一事故的危害。

下面考虑出现主泵断电时的两种极端情况。

(1) 假设水泵无惯性。即水泵断电后没有惯性压头，这相当于所有水泵同时卡住的情况，此时流量的变化为

$$W = \frac{W_0}{1 + t/t_{0, \frac{1}{2}}} \quad (1.7)$$

这时停泵后流量下降速率取决于主回路流体的惯性，其下降速率与 $t_{0, \frac{1}{2}}$ 有关，当 $t = t_{0, \frac{1}{2}}$ 时，堆芯惯性流量为初始流量的一半，因此一般把 $t_{0, \frac{1}{2}}$ 称为系统的半流量时间。 $t_{0, \frac{1}{2}}$ 与流体在通道内的流速、截面积、流道长度等因素有关。在水泵无惯性的情况下， $t_{0, \frac{1}{2}}$ 越大则堆芯内惯性流量下降越慢；而 $t_{0, \frac{1}{2}}$ 越小则说明流量衰减越快。

(2) 水泵有很大的惯性。一般情况下，核电厂主回路泵上装有惯性很大的飞轮，用以维持失流事故后堆芯惯性流量，减轻事故后果。如果泵的惯性很大，以至水泵半时间远远大于回路

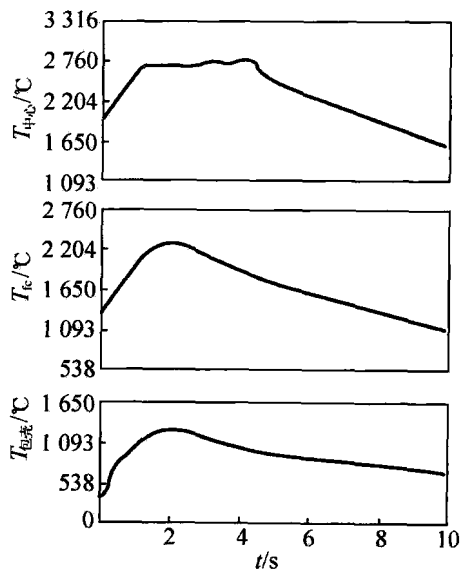


图 1.1 发生弹棒事故后热通道燃料温度变化

半时间,即 $t_p \gg t_{0.1}$, 则此时流量解为

$$W = \frac{W_0}{1 + t/t_p} \quad (1.8)$$

此时泵的特性决定惯性流量的衰减速率。

2. 冷却剂温度瞬变

失流事故下如果反应堆功率保持不变,则冷却剂温度线性上升,其上升的速率与水泵半时间 t_p 成反比,冷却剂温升将在 t_p 时间内提高一倍。显然这种情况异常危险,通常是不允许的。一般反应堆发生失流事故后应立即紧急停堆。失流事故后如果立即停堆,冷却剂温升变化取决于水泵半时间 t_p 和堆芯时间常数的大小。当堆芯时间常数 τ 大于水泵半时间 t_p 时,即使流量开始下降时堆功率已降为零,冷却剂温度仍然上升,其温升峰值大于初始值。这是由于燃料元件储存的大量热量在流量下降后不能及时传到冷却剂中去。因此,从安全角度看,选择小的堆芯常数和大的水泵半时间是相当重要的。

3. 自然循环冷却

在发生失流事故后,反应堆必须紧急停堆,以防止冷却剂温度线性上升,造成堆芯损坏。停堆后,当水泵的惯性流量降为零后,冷却剂通过堆芯的动力只是水的重力压头,堆芯的发热也只是停堆后的衰变热。此时的中心问题是平衡态的自然循环是否有足够流量带走衰变热,从而避免堆芯过热。

在系统失去循环水泵驱动流体后,产生自然循环能力的大小与系统冷热段的温度差和蒸汽发生器中心标高与堆芯中心标高的高度差有关,温度差和位差 $(z_{sg} - z_c)$ 越大,则 W_{nc} 越大,冷却剂温升 ΔT 越小。因此,为保证失流事故后期堆芯不过热,主回路系统中必须有足够大的蒸汽发生器与堆芯的位差,以及足够小的阻力系数。

1.3.3 热阱丧失事故

热阱丧失事故是由于二回路故障造成堆芯入口处一回路冷却剂温度过高而引起堆芯冷却能力不足的事故。对于反应堆主回路系统,要能按额定功率将燃料裂变释热传出去,必须有一个热阱,即正常工作的二回路及三回路(循环水)冷却系统。如果二回路或三回路某个环节发生故障,不能按正常情况及时带走一回路产生的热量,其结果必然是使一回路冷却剂堆芯入口温度过高。这同堆芯流量减少一样,也将使堆芯冷却能力不足而最终导致堆芯过热,甚至造成裂变产物屏障破坏。我们统称这类事故为热阱丧失事故。

从压水堆来看,热阱丧失事故的始发事件可以归结为以下两个方面。

(1) 部分或全部给水中断。这是典型的也是发生概率较大的热阱丧失事故。给水泵机械