

CP600

压水堆核电厂在役检查



杨兰和 主 编
戚屯锋 副主编

中国核工业集团公司 编

中国原子能出版社

CP600 压水堆核电厂 在役检查

主 编 杨兰和

副主编 戚屯锋

中国原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

CP600 压水堆核电站在役检查/杨兰和主编. —北京:
中国原子能出版社, 2011. 7
ISBN 978-7-5022-5209-0

I. ①C… II. ①杨… III. ①压水型堆—核电厂—运行—检查 IV. ①TM623.91-34

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2011)第 058949 号

内 容 简 介

本教材以 RSE-M 1997 为主要参考,以秦山二期工程及秦山核电扩建工程的在役检查实践为基础,主要内容包括在役检查的适用法律法规和技术规范、在役检查大纲的构成以及组织实施。本教材加入了对国务院 500 号令及配套法规 HAF601~604 有关条款的介绍、无损检验验证概况的介绍、秦山二期扩建工程安装复检良好实践的介绍以及新老技术规范 RSEM 的差异比较。为了使读者更好地理解在役检查缺陷信号的保守处理办法,特摘译了 ASME XI 卷的序言部分,该部分详述了在役检查缺陷信号断裂力学的处理思路,值得学习和参考。

本教材可用于压水堆核电站在役检查专业人员基础理论培训及工作参考,帮助在役检查及材料专业技术人员系统了解核电站在役检查的基本内容和工作实践,指导其完成在役检查工作。

CP600 压水堆核电站在役检查

出版发行 中国原子能出版社(北京市海淀区阜成路 43 号 100048)

责任编辑 侯葶方

技术编辑 丁怀兰 王亚翠

责任印制 潘玉玲

印 刷 保定市中西美凯印刷有限公司

经 销 全国新华书店

开 本 787 mm×1092 mm 1/16

印 张 8 字 数 198 千字

版 次 2012 年 2 月第 1 版 2012 年 2 月第 1 次印刷

书 号 ISBN 978-7-5022-5209-0

定 价 42.00 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

中国核工业集团公司 核电培训教材编审委员会

总 编 孙 勤
副 总 编 俞培根 叶奇蓁

编辑委员会

主 任	陈 桦					
副 主 任	程慧平	孙习康	张 涛			
委 员	仲卫东	刘志勇	马明泽	戚屯锋	邹正宇	
	顾颖宾	商幼明	缪亚民	赵 云	葛政法	
	周建虎	李苏甲	杨树录	李和香	段光荣	

执行编委

谢 波	马寅军	王晓波	叶丹萌	莫银良
高小林	鲁忆迅	唐锡文	谢先林	蔡黎勇
修卫彬	刘 朔	肖 武	刘玉山	

编委会办公室

姜福明	朱 黎	张红军	吴国安	程建秀
宫育锋	章 超	丁怀兰	黄 芳	戴 兵
廖昌斌	方朝霞	沈 阳	王亚翠	

《CP600 压水堆核电厂在役检查》

编 辑 部

主 编 杨兰和

副 主 编 戚屯锋

校 审 张兴田 叶丹萌 丁有元

编 写 王建军 方 江 张 维 邱文军 操 丰
赵 蕾 梁青松 高 飞 毛彩云

编 辑 徐 燕 黄洁琳 廖兰蜀 王祥玉

统 审 周大禹 刘维平

总 序

核工业作为国家高科技战略性产业,是国家安全的重要基石、重要的清洁能源供应,以及综合国力和大国地位的重要标志。

1978年以来,我国核工业第二次创业。中国核工业集团公司走出了一条以我为主发展民族核电的成功道路。在长期的核电设计、建造、运行和管理过程中,积累了丰富的实践和理论经验,在与国际同行合作过程中,实现了技术和管理与国际先进水平相接轨,取得了骄人的业绩。

中国核工业集团公司在三十多年的核电建设中,经历了起步、小批量建设、快速发展三个阶段。我国先后建成了秦山、大亚湾、田湾三大核电基地,实现了我国大陆核电“零”的突破、国产化的重大跨越、核电管理与国际接轨,走出了一条以我为主,发展民族核电的成功之路。在最近几年中,发展尤为迅猛。截至2008年底,核电运行机组11台,装机容量907.82万千瓦,全部稳定运行,态势良好。

进入21世纪,党中央、国务院和中央军委对核工业发展高度重视、极为关怀,对核工业做出了新的战略决策。胡锦涛总书记指出:“无论从促进经济社会发展看,还是从保障国家安全看,我们都必须切实把我国核事业发展好。”发展核电是优化能源结构、保障能源安全、满足经济社会发展需求的重要途径。2007年10月,国务院正式颁布了《核电中长期发展规划(2005—2020年)》。核电进入了快速、规模化、跨越式发展的新阶段。

在中国核电大发展之际,中国核工业集团公司继续以“核安全是核工业的生命线”的核安全文化理念和“透明、坦诚和开放”的企业管理心态,以推动核电又好又快又安全发展为己任,为加速培养核电发展所需的各类人才,组织核电领域专家,全面系统地对核电设计、工程建造、电站调试、生产准备和生产运营等各阶段的知识进行了梳理,构造了有逻辑性、系统性的核电知识体系,形成了

覆盖核电各阶段的核电工程培训系列教材。

这套教材作为培养核电人才的重要工具,是国内目前第一套专业化、体系化、公开出版的核电人才培养系列教材,有助于开展培训工作,提高培训质量、节约培训成本,夯实核电发展基础。它集中了全集团的优势,突出高起点、实用性强,是集团化、专业化运作的又一次实践,是中国核工业 50 余年知识管理的积淀,是中国核工业 10 万人多年总结和实践经验结晶。

21 世纪是“以人为本”的知识经济时代,拥有足够的优秀人才是企业持续发展的重要基础。中国核工业集团公司愿以这套教材为核电发展开路,为业界理论探讨、实践交流提供参考。

我们要继续以科学发展观为指导,认真贯彻落实党中央、国务院的指示精神,积极推进核电产业发展。特别是要把总结核电建设经验作为一项长期的工作来抓,不断更新和完善人才教育培训体系。

核电培训系列教材可广泛用于核电厂人员培训,也可用于核电管理者的学习工具书,对于有针对性地解决核电厂生产实践和管理问题具有重要的参考价值。

中国核工业集团公司总经理



2009 年 9 月 9 日

前 言

在核电机组运行过程中,辐照及各种运行工况都将对材料性能产生不良影响,甚至使其产生缺陷或失效,从而破坏部件或系统的完整性。通过在役检查可以在早期就发现这些缺陷,并在停堆换料期间对有缺陷的部件进行修理或更换,从而保证一回路压力边界的完整性,防止核泄漏。因此,在役检查是核电厂安全重要物项监督的重要组成部分,有时,它甚至是对设备或材料性能进行有效监督和评判的唯一手段。

为了更好地指导压水堆核电厂开展在役检查工作,特编制该教材。它以 RSE-M-1997(压水堆核电厂核岛机械设备在役检查规则)为主要参考,以秦山核电二期工程及扩建工程的在役检查实践为基础,主要内容包括在役检查的适用法律法规和技术规范、在役检查大纲的构成以及在役检查的组织实施。本教材加入了国务院 500 号令及配套法规 HAF601~604 有关条款的介绍、无损检验验证概况的介绍、扩建工程安装复检良好实践的介绍以及新老技术规范 RSE-M 的差异比较。为了使读者更好地理解在役检查缺陷信号的保守处理方法,特摘译了 ASME XI 卷的序言部分,该部分非常清晰地叙述了在役检查缺陷信号断裂力学处理的思路,值得学习和参考。

该教材的编写人员主要有王建军、方江、张维、邱文军,编校人员主要有张兴田、丁有元、叶丹萌、周大禹和刘维平。教材的编写还得到了核电秦山联营有限公司培训教育委员会和外部统审专家的指导,在此表示感谢!

该教材是专业工作实践的总结,旨在向同行及后来者介绍基本知识及实践做法。由于编者水平有限,难免存在不足与错误。望批评指正,欢迎探讨以共同提高。

编 者

2010 年 10 月

目 录

第一章 绪 论

1.1 CP600 压水堆核电厂简介	1
1.1.1 压水堆核电厂原理	1
1.1.2 CP600 压水堆核电厂	2
1.2 在役检查的概念	2
1.3 在役检查的重要性	3
复习思考题	3

第二章 在役检查适用法律法规

2.1 在役检查适用法律法规体系	4
2.2 核安全法规、导则的规定	4
2.2.1 国务院 500 号令《中华人民共和国民用核安全设备监督管理条例》	4
2.2.2 HAF601《民用核安全设备设计、制造、安装和无损检验监督管理规定》	6
2.2.3 HAF602《民用核安全设备无损检测人员资格管理规定》	9
2.2.4 HAF604《进口民用核安全设备监督管理规定》	11
2.2.5 HAF103《核动力厂运行安全规定》	12
2.2.6 HAD103/07《核电厂在役检查》	13
2.2.7 HAF001/01《核电厂安全许可证件的申请和颁发》	14
2.3 小结	14
复习思考题	14

第三章 在役检查的规范

3.1 核安全级设备在役检查技术规范	15
3.1.1 RSE-M 规范内容简介	15
3.1.2 机械设备的安全功能分级	20
3.1.3 水压试验	21
3.1.4 信号分析及验收标准	24
3.2 金属监督技术标准	24
3.3 ASME XI 卷 核电厂设备在役检查规则	24
3.3.1 标准及评定	25
3.3.2 线弹性断裂力学	28
3.3.3 管道分析	30
3.3.4 修理和更换	31
复习思考题	31

第四章 在役检查的要求

4.1 概述	32
4.2 组织机构和职责要求	33
4.3 在役检查对设计的要求	34
4.4 程序、设备和人员要求	35
4.5 在役检查的质量保证要求	36
复习思考题	37

第五章 在役检查大纲的构成

5.1 在役检查大纲的范围	38
5.1.1 概述	38
5.1.2 核安全 1 级设备	38
5.1.3 核安全 2 级设备	40
5.1.4 核安全 3 级设备	43
5.2 建立初始状态(役前检查)	44

5.3 在役检查进度	44
5.4 检验合格标准	47
5.5 补充检验和重复检验	47
5.5.1 补充检验	47
5.5.2 重复检验	48
5.6 放宽检验	48
5.7 记录和文件	48
复习思考题	49

第六章 在役检查大纲的实施

6.1 在役检查的文件	50
6.1.1 在役检查大纲	50
6.1.2 机组在役检查大纲	50
6.1.3 机组役前检查计划	50
6.1.4 换料大修在役检查计划(年度在役检查计划)	50
6.1.5 非规范限定设备在役检查大纲	52
6.1.6 在役检查程序	52
6.1.7 质量计划	52
6.1.8 专用计划	52
6.1.9 在役检查结果报告	53
6.1.10 机组大纲编写过程	53
6.2 检验区域	55
6.3 重要缺陷的类型和位置	56
6.4 检查条件	57
6.4.1 检查条件	57
6.4.2 部件的表面准备	58
6.4.3 检验重复性	59
6.5 现场检验实施与质量控制	59
6.5.1 在役检查项目准备工作的检查和认可	59
6.5.2 现场在役检查活动的质量控制(QC)	60
6.5.3 复核检验报告和不符合项处理	61
6.6 检验结果评价	61

6.7 纠正措施	63
复习思考题	64

第七章 在役检查技术

7.1 目视检验	65
7.1.1 检验目的	65
7.1.2 目视检验方法	65
7.1.3 目视检验要求	65
7.1.4 目视检验操作	66
7.1.5 检验结果评价	66
7.2 表面检验	66
7.2.1 检验目的	66
7.2.2 表面检验技术	66
7.2.3 表面检验的要求	66
7.2.4 表面检验的实施	67
7.2.5 结果评价	68
7.3 体积检验	68
7.3.1 检验目的	68
7.3.2 检验技术	68
7.3.3 体积检验的要求	68
7.3.4 体积检验的实施	69
7.3.5 结果评价	70
7.4 无损检测方法简介	70
复习思考题	71

第八章 在役检查的组织与实施

8.1 役前检查的组织与实施	72
8.1.1 组织机构与职责分工	72
8.1.2 役前检查相关核安全审评	73
8.1.3 役前检查的准备	73
8.1.4 役前检查的计划安排及实施	75

8.1.5 无损检验的验证	78
8.1.6 安装期间的复检	81
8.2 在役检查的组织与实施	82
8.2.1 组织机构与职责分工	82
8.2.2 在役检查实施准备	84
8.2.3 在役检查进度安排	85
8.2.4 在役检查重点项目的实施	87
8.2.5 核安全审评	89
8.2.6 探伤管理	89
8.2.7 零星无损检验管理	90
8.2.8 非规范强制要求检查项目	90
复习思考题	92

第九章 常规岛在役检查

9.1 常规岛汽轮发电机在役检查	93
9.1.1 系统设备简介	93
9.1.2 参考法规和标准	93
9.1.3 常规岛汽轮发电机在役检查项目介绍	94
9.2 常规岛压力容器检验和管理	95
9.2.1 常规压力容器定义	95
9.2.2 压力容器监督与管理	96
9.2.3 常规压力容器参考法规和标准	96
9.2.4 常规压力容器检验单位和人员资质	96
9.2.5 压力容器检验	96
9.2.6 压力容器安全状况等级评定	99
9.3 常规岛压力(汽水)管道监督	101
9.3.1 压力管道管理	101
9.3.2 汽水管道 FAC 监督管理	102
9.3.3 常规岛小管道监督	104
复习思考题	104

第十章 在役检查规范差异比较

10.1 概述	105
10.2 规范差异	105
10.2.1 RSE-M 1997 规范主要新增内容	105
10.2.2 RSE-M—1997 与 RSE-M 1990 规定的差异比较 ...	108
10.3 小结	113
复习思考题	113
参考文献	114

第一章 绪 论

1.1 CP600 压水堆核电厂简介

1.1.1 压水堆核电厂原理

利用核能生产电能的电厂称为核电厂,由于核反应堆的类型不同,核电厂的系统和设备也不同。压水堆核电厂主要由压水反应堆、反应堆冷却剂系统(又称一回路)、蒸汽和动力转换系统(又称二回路)、循环水系统、发电机和输配电系统以及辅助系统组成,其流程原理如图 1-1-1 所示。通常将一回路及核岛辅助系统、专设安全设施和反应堆厂房称为核岛,二回路及其辅助系统和汽轮机厂房与常规火电厂系统和设备相似,称为常规岛。电厂其他部分,统称配套设施。实质上,从生产的角度讲,核岛利用核能生产蒸汽,常规岛用蒸汽生产电能。

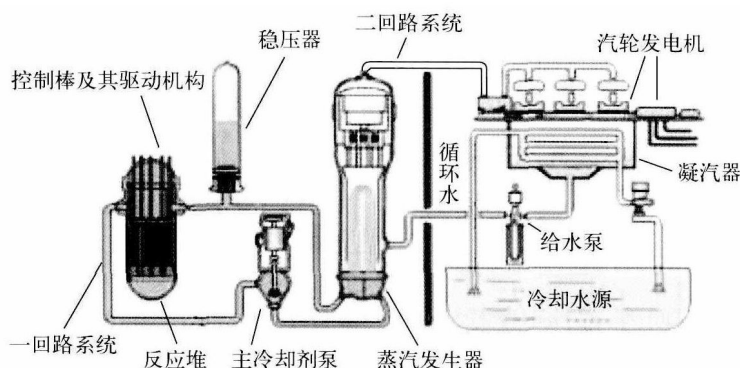


图 1-1-1 压水堆核电厂原理图

反应堆冷却剂系统将堆芯裂变放出的热能带出反应堆并传递给二回路系统以产生蒸汽。通常把反应堆、反应堆冷却剂系统及其相应辅助系统合称为核供汽系统。现代商用压水堆核电厂反应堆冷却剂系统一般有 2~4 条并联在反应堆压力容器上的封闭环路。每一条环路由 1 台蒸汽发生器、1 台或 2 台反应堆冷却剂泵及相应的管道组成。一回路内的高温高压含硼水,由反应堆冷却剂泵输送,流经反应堆堆芯,吸收了堆芯核裂变放出的热能,再流进蒸汽发生器,通过管壁向二次侧传热,将二次侧的给水加热成蒸汽,然后再被反应堆冷却剂泵送入反应堆。如此循环往复,构成封闭回路。整个一回路系统设有一台稳压器,一回路系统的压力靠稳压器的电加热和喷雾器自动调节,保持稳定。

为了保证反应堆和反应堆冷却剂系统的安全运行,核电厂还设置了专设安全设施和一系列辅助系统。

一回路辅助系统主要用来保证反应堆和一回路系统的正常运行。压水堆核电厂一回路辅助系统按其功能划分,有保证正常运行的系统和废物处理系统,部分系统同时作为专设安



全设施系统的支持系统。专设安全设施为一些重大的事故提供必要的应急冷却措施,并防止放射性物质的扩散。

二回路系统由汽轮机发电机组、凝汽器、凝结水泵、给水加热器、除氧器、给水泵、蒸汽发生器、汽水分离再热器等再热设备组成。二回路系统的主要功用是将蒸汽发生器产生的饱和蒸汽输送到汽轮机做功,使热能转变为机械能,汽轮机带动发电机,使机械能转变为电能。做功后的乏气在凝汽器内冷凝成水,凝结水由凝结水泵输送,经低压加热器进入除氧器,除氧器由给水泵送入高压加热器加热后重新返回蒸汽发生器,如此形成热力循环。为了保证二回路系统的正常运行,二回路系统也设有一系列辅助系统。

循环水系统主要用来为凝汽器提供冷却水。

在压水堆电厂,一回路系统的冷却剂与汽轮机回路工质是完全隔离的,这就是所谓的“间接循环”。

发电机和输配电系统的主要设备有发电机、励磁机、主变压器、厂用变压器、启动变压器、高压开关站和柴油机发电机组等。其主要作用是将核电厂发出的电能向电网输送,同时保证核电厂内部设备的可靠供电。

1.1.2 CP600 压水堆核电厂

CP600 是我国第一个具有自主知识产权的商用核电品牌,堆型为加压型轻水反应堆。反应堆额定热功率约 1 930 MW,2 个环路。一回路系统压力 15.5 MPa,堆芯平均温度 311.6 °C。首座 CP600 为秦山核电二期 1、2 号机组,电功率为 650 MW,电站为自主设计、自主建造、自主管理和自主运营。

1.2 在役检查的概念

在核电厂运行寿期内,部件可能受到应力、温度、辐照、氢吸附、腐蚀、振动、磨损等因素的影响,而引起材料性能变化,例如老化、脆化、疲劳以及缺陷的形成和(或)扩展。缺陷是指部件材料的不完善、不连续、不规则或损伤,例如裂纹、层叠、焊缝夹杂或气孔等。

为了保证承压部件和系统的完整性,选择安全重要的部件和系统进行监督是必要的。

在役检查是使用无损检测(Non-Destructive Testing, NDT)的方法,有计划地、系统地对一些机械承压设备进行检查,跟踪已经存在的缺陷,探测新产生的缺陷,并对其分析与评价,以保证到下一次检查前该缺陷不会使设备和部件的功能失效,保证核电厂安全经济运行。它是预防性维修操作的一种方式,也是核电厂必须建立的一种检查制度,是法规强制要求的。它是核电厂运行管理的一个重要组成部分,按照法规要求实施在役检查是核电厂营运单位的职责。

这些检查一般在核电厂正常停堆换料期间或检修期间进行,并分为全面在役检查和部分在役检查。全面在役检查是对所有需要进行在役检查的项目实施 100% 的检查,全面在役检查和主回路水压试验同步进行。部分在役检查是两次全面在役检查之间进行的部分项目的检查。一般在每年停堆换料检修期间实施。

第一次重复水压试验在役前水压试验后 30 个月内进行,全面在役检查也同时进行,以后每 10 年一次,每次停堆换料期间做部分在役检查。两次部分在役检查以及部分在役检查

与全面在役检查之间的时间间隔不应超过 2 年。

选定做在役检查的部件或系统在反应堆首次装料前(在设备投入运行前)进行的一次 100%检查称为役前检查,它至少包括运行后需要进行检查的全部项目。其目的是补充制造和建造过程中的数据,为后续检验建立参考点,后续检验结果与之比较,可以发现已有缺陷是否扩展,或者是否有新缺陷产生。对于修理或者更换的设备在投入使用前也要进行役前检查。

1.3 在役检查的重要性

对核电厂而言,最大的损失莫过于计划外的被迫停机、停堆或降功率运行,而通过在役检查则可有效避免因承压部件失效或泄漏导致的停机、停堆或降功率运行事件发生。

在核电机组运行过程中,辐照及各种运行工况都将对材料性能产生不良影响,甚至使其产生缺陷或失效,从而破坏部件或系统的完整性。通过在役检查可以在早期就发现这些缺陷,并在停堆换料期间对有缺陷的部件进行修理或更换,从而保证一回路压力边界的完整性。因此,在役检查是核电厂安全重要物项监督的重要组成部分,有时它甚至是对设备或材料性能进行有效监督和评判的唯一手段。

复习思考题

1. 压水堆核电厂的基本原理是什么?
2. 简述在役检查的概念。