



压水堆核电站操纵人员基础理论培训系列教材

核 电 厂 材 料

Materials for Nuclear Power Plants

阮於珍 编著



原子能出版社

压水堆核电站操纵人员基础理论培训系列教材

核电厂材料

Materials for Nuclear Power Plants

阮於珍 编著

原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

核电厂材料/阮於珍编著. —北京:原子能出版社,
2010.1
(压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材)
ISBN 978-7-5022-4763-8

I. 核… II. 阮… III. 反应堆材料—技术培训—教材
IV. TL34

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2009)第 243528 号

内 容 简 介

本书主要介绍了材料学的基础知识,核电厂材料的功能、性质和堆内及事故工况下的行为,老化管理和失效分析等。其中核岛所用材料包括核燃料、包壳材料、压力容器材料、堆内构件材料、冷却剂材料、慢化剂材料、反射材料、控制材料、屏蔽材料等,在有关章节对常规岛所用的材料也作了简单介绍。最后对核反应堆的故障和失效分析介绍了一些实例。

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。

核电厂材料

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 肖 萍
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 11.625 字 数 289 千字
版 次 2010 年 12 月第 1 版 2010 年 12 月第 1 次印刷
书 号 ISBN 978-7-5022-4763-8
印 数 1—2500 定 价 52.00 元

网址:<http://www.aep.com.cn>
发行电话:010-68452845

E-mail:atomep123@126.com
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 李文焱 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 李文焱

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	李文焱	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	王端正
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厂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《核电厂电气原理与设备》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;各核电厂积极推荐审稿专家,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

《核电厂材料》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A.3.1~A.3.5的内容。

本书以核工业研究生部核电厂操纵人员培训讲义《核反应堆材料》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。在内容选择和安排上,为便于读者理解,力求做到由浅入深,尽量避免艰深的理论,做到既重点突出,又具有一定的全面性、系统性。

全书共分8章。第1章绪论;第2章介绍材料学的基本内容和研究方法;第3章叙述核材料在反应堆环境下的物理、机械、腐蚀和辐照等性能;第4章在概括介绍各种反应堆燃料后,重点介绍二氧化铀燃料的性能和堆内行为;第5章介绍锆和锆合金的性能,以及锆合金包壳事故工况下的行为;第6章重点介绍压力容器制造的关键工艺及其全寿期监督的原因和方法,还介绍了其他常用的堆内结构材料;第7章主要介绍控制材料、慢化剂材料、反射材料、冷却剂材料和屏蔽材料等;第8章简单介绍一些核部(零)件老化管理和失效分析的知识。

在编写的过程中,邵向业教授对初稿提出了建议和意见,李文焱、王瑞正等专家审校了全文,在此表示诚挚的谢意。

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 核电厂系统和组成	(2)
1.2 核电厂材料的分类	(5)
1.3 核电厂主要部件用材	(6)
1.3.1 核电厂主要部件用材组成	(6)
1.3.2 各类反应堆的用材组成	(8)
复习题	(9)
第 2 章 材料学基础	(10)
2.1 晶体结构	(10)
2.1.1 晶系、晶面指数和晶向指数	(10)
2.1.2 金属与陶瓷的典型晶体结构	(12)
2.1.3 晶体缺陷	(16)
2.2 二元合金相图	(19)
2.2.1 合金的构造	(19)
2.2.2 合金相图简介	(21)
2.2.3 铁碳合金相图	(22)
2.2.4 金属及合金的塑性变形	(24)
2.2.5 钢的热处理	(27)
2.3 材料的常见缺陷	(29)
复习题	(30)
第 3 章 材料的性能	(31)
3.1 材料的物理性能	(31)
3.1.1 密度	(31)
3.1.2 熔点	(32)
3.1.3 比热容	(32)
3.1.4 导热系数	(32)
3.1.5 热膨胀	(34)
3.2 材料的机械性能(力学性能)	(34)
3.2.1 硬度	(34)
3.2.2 拉伸性能	(38)

3.2.3	冲击性能	(41)
3.2.4	断裂韧性	(43)
3.2.5	蠕变性能	(46)
3.2.6	疲劳性能	(47)
3.3	材料的腐蚀性能	(48)
3.3.1	化学腐蚀和电化学腐蚀	(48)
3.3.2	局部的电化学腐蚀	(49)
3.3.3	液态金属环境下的腐蚀	(54)
3.3.4	材料在海洋环境下的腐蚀	(55)
3.4	材料的辐照效应	(57)
3.4.1	两种主要的辐照	(57)
3.4.2	辐照损伤机理	(60)
3.4.3	辐照损伤一般规律	(61)
	复习题	(62)
第4章	核燃料	(64)
4.1	燃料的分类	(64)
4.1.1	金属型燃料	(65)
4.1.2	陶瓷型燃料	(66)
4.1.3	弥散型燃料	(67)
4.1.4	其他形式燃料	(67)
4.2	二氧化铀燃料	(67)
4.2.1	二氧化铀的基本性质	(68)
4.2.2	二氧化铀燃料的制造	(72)
4.2.3	二氧化铀燃料的堆内行为	(76)
4.3	MOX 燃料及其应用	(82)
4.4	核燃料循环	(82)
4.4.1	铀-钚循环	(82)
4.4.2	钍-铀循环	(83)
	复习题	(84)
第5章	包壳材料	(85)
5.1	包壳材料简介	(85)
5.1.1	包壳材料的工作环境和对材料的要求	(85)
5.1.2	包壳材料的选择	(85)
5.2	锆及其合金	(87)
5.2.1	金属锆的性能	(87)
5.2.2	锆合金	(87)
5.3	锆-4 合金	(91)

5.3.1	锆-4 合金堆外性能	(91)
5.3.2	锆合金包壳管的制造工艺	(93)
5.3.3	锆合金包壳管的堆内行为	(95)
5.3.4	失水条件下锆合金包壳的行为	(101)
	复习题	(104)
第 6 章	结构材料	(106)
6.1	压力容器材料	(106)
6.1.1	压水堆压力容器的特殊性	(106)
6.1.2	压力容器的结构及选材要求	(107)
6.1.3	压力容器全寿期监督的必要性	(108)
6.1.4	压力容器制造关键工艺	(110)
6.1.5	压力容器钢的性能要求与试验方法	(111)
6.2	奥氏体不锈钢	(113)
6.2.1	不锈钢的历史	(113)
6.2.2	不锈钢的分类及应用	(114)
6.2.3	奥氏体不锈钢的性能	(117)
6.2.4	奥氏体不锈钢中的常见相	(118)
6.3	镍基及铁镍基耐热合金	(119)
6.3.1	成分特点和强化措施	(119)
6.3.2	腐蚀性能	(120)
6.3.3	蒸汽发生器常见故障和预防措施	(120)
6.3.4	600 合金,690 合金及 800 合金性能比较	(122)
6.3.5	腐蚀产物造成的一次系统放射性污染积累	(122)
6.4	核电厂结构常用金属材料	(122)
6.4.1	碳钢	(122)
6.4.2	钛及钛合金	(125)
6.4.3	轴承合金	(127)
6.5	材料选择基础	(129)
	复习题	(130)
第 7 章	反应堆其他材料	(131)
7.1	控制材料	(131)
7.1.1	控制方式和控制特点	(131)
7.1.2	主要的控制材料	(132)
7.2	慢化和反射材料	(134)
7.3	冷却剂材料	(135)
7.4	屏蔽材料	(136)
7.4.1	非金属屏蔽材料	(136)

7.4.2	金属屏蔽材料	(137)
7.4.3	混凝土	(137)
7.4.4	有机屏蔽材料	(138)
	复习题	(138)
第8章	老化管理和失效分析基础	(139)
8.1	老化管理	(139)
8.1.1	关键设备	(139)
8.1.2	核电厂的老化管理思路	(139)
8.1.3	国外老化管理经验和前期工作	(140)
8.2	失效分析基础	(141)
8.2.1	断裂的种类	(142)
8.2.2	断裂的过程	(144)
8.2.3	失效分析方法	(145)
8.2.4	扫描电镜下的断口特征	(146)
8.3	失效分析时的注意事项	(155)
8.4	失效分析的一些实例	(156)
8.4.1	实例1 燃料元件锆包壳管表面“岛形麻点”分析	(156)
8.4.2	实例2 碘应力腐蚀试件的早期破损	(157)
8.4.3	实例3 钠回路管道的缺陷分析	(158)
8.4.4	实例4 微堆工艺管腐蚀分析	(161)
8.4.5	实例5 机车曲轴断裂	(163)
8.4.6	实例6 控制棒驱动机构处导向管漏水事件	(164)
8.4.7	实例7 吊篮下部支撑件的压盖螺栓断裂	(165)
8.4.8	实例8 导套管磨损	(165)
8.4.9	实例9 主泵失效事件	(166)
8.4.10	实例10 仪表管线漏水事件	(167)
	复习题	(170)
	索引	(171)
	参考文献	(174)

第 1 章 绪 论

我国核工业从 1955 年开始发展。1972 年开始转民,中国政府为了资源的合理利用和环境保护,采取了积极发展核电的政策,开始筹建核电站。1981 年 11 月由我国自行设计、施工具有自主知识产权的工程项目——秦山一期 30 万千瓦(300 MW)核电厂在国务院获正式批准建设。该工程于 1985 年开工,1991 年 12 月 15 日竣工并联网发电。

1982 年 12 月国务院又正式批准从法国引进第二代核电项目——大亚湾 90 万千瓦(900 MW)核电厂的建设。该工程于 1987 年开工,1993 年 8 月 31 日竣工并联网发电,1994 年 2 月 1 日和 5 月 6 日两台机组分别投入商业运行。我国的核电时代就在这样的情况下开始了。

核电厂的良好安全性和经济性以及改革开放后我国经济大发展对能源的需求增加,使我国的核电需求日益增加。到 2007 年底,我国的核电装机容量已达到 912 万千瓦,占全国发电装机总容量的 1.5%,年发电量超过 700 亿千瓦时。

目前,一批正在建设中的核电厂,如秦山二期扩建、方家山、岭澳二期、宁德、红沿河、海南、福清、三门、海阳核电厂等,以及一批将要开建的核电厂,如台山、阳江、咸宁、桃花江等都已投入了大量的人力物力。从现在算起到 2020 年,每年都有 2~3 座大型核电厂投入建设,我国的核电事业进入了一个快速发展的阶段,形势大好。根据发展规划,到 2020 年,我国的核电装机总量将达到 4 000 万~6 000 万千瓦,约占全国发电装机总容量的 4%。

我国的核电事业发展从小到大,从自主设计到主要设备研制,核电厂的施工建设和运行管理,各个方面都已取得了很大的成就。但问题还是有的,比如:我国的核电厂由于各种原因,堆型较多,应用的材料、工艺各不相同,存在的材料问题也比较多;另外我国自主设计的电厂,关键设备制造还要依赖进口,问题比较复杂,其中材料问题是不可回避的;另外,我国核电厂的总造价过高,除了设备问题,建造中的工期问题也不可忽视。

纵观世界上的核电厂建造中发生工期延长的问题,大部分是由材料问题引起的,要保证按期竣工就必须克服建造中的种种材料问题。因此,我国核电系统的国产化、标准化、安全管理等还有很长的路要走。还有不少材料方面问题有待解决,材料问题不能不引起重视。

从另一方面来讲,虽然核反应堆用于发电是和平利用核能的重要手段,但核反应堆能用于发电,并获得广泛认可,必须要用尽可能低的花费来产生尽可能安全可靠的动力。其电力价格一定要有与煤、石油等化石燃料发电成本相比较的能力。

要达到这个目标从实际上考虑是不容易的,因为核反应堆的工作条件是如此的严峻,它的材料必须在高温、高压、强辐照和极大的温度梯度的条件下工作,同时还有腐蚀的影响。它所面临的条件比迄今为止我们所遇到的任何工程所面临的条件要复杂得多。核电厂的材料问题无论如何强调也不过分。

核反应堆材料在压水堆(PWR)条件下的工作温度是 290~320℃左右,压力是 15.5 MPa 左右。压水堆的温度和压力的规定也与材料有关,因为作为包壳材料的锆合金的

最高使用温度是 400 °C,因此冷却剂温度在 290~320 °C,为了冷却剂保持液态必须加以 15.5 MPa 的压力。CANDU 堆冷却剂的温度是 260~300 °C,压力是 10 MPa,而在快堆(FBR)条件下的工作温度是 550~600 °C,常压;由于材料暴露在辐照场内,经受 α, β, γ 射线,中子和裂变产物的强辐照,尤其是高能快中子的辐照对结构材料的影响极大,而裂变产物由于质量大,射程短,对燃料会产生很大的影响。

在运行条件下,燃料棒芯块中心的温度可达 2 000 °C 以上,甚至熔融,而 PWR 冷却剂的温度是 290~320 °C, FBR 冷却剂的温度是 550~600 °C,燃料材料承受的温度梯度可达 2 000~4 000 °C/cm,包壳材料所承受的温度梯度也要 1 000~2 000 °C/cm;不仅要承受大的温度梯度,同时还要承受环境中腐蚀介质的侵蚀,在堆内环境下,由于辐照分解,作为冷却介质的水也会发生分解成为腐蚀介质。

为了迅速带出热量,提高发电效率,所用的材料还要有好的热传导性能,要保持一定的机械强度,因此材料的工作环境是十分严峻的,对材料的要求也是十分苛刻的。

在这样的条件下,我们低价格、高性能的目标是不容易达到的。

最近二十五年以来,由于对核系统安全性的考虑,对材料的性能要求也越来越高,合理选材就显得越来越重要。

最早的一批核电厂陆续进入设计寿期,而人们对核电厂的要求是希望能延长使用至四十年,甚至六十年。是否能延期主要考虑的因素是反应堆部件在辐照条件下所产生的硬化、脆化和疲劳等造成的材料降级,能否可让反应堆再继续安全使用若干年。

本教材包括 8 章;第 1 章对材料课的学习内容进行概括性的介绍;第 2 章对材料学的基本内容、研究方法进行介绍;第 3 章对核材料在反应堆环境下,重要的物理性能、机械性能、腐蚀性能、辐照性能指标进行讲解,以了解这些指标的含义,以及在温度和辐照中子注量的影响下,会发生哪些变化及变化的趋势,了解材料降级的基本原因;第 4 章对各种核反应堆的燃料进行了介绍,重点介绍了二氧化铀燃料,介绍了二氧化铀燃料的性能和它的堆内行为;第 5 章对各种包壳材料进行简单介绍,重点介绍了锆及锆合金的性能,锆合金包壳的堆内行为,以及事故工况下的行为;第 6 章重点介绍了压力容器材料(低合金碳钢),压力容器制造的关键工艺和压力容器进行全寿期监督的原因和方法等,也介绍了堆内常用的奥氏体不锈钢、镍基合金等的用途、存在的问题和改进的方向等,还简介了常用的碳钢、钛合金、巴氏合金等;第 7 章对控制材料、慢化材料、反射材料、冷却剂材料和屏蔽材料作了介绍,使学员对核反应堆主要部件所用的材料及对材料的性能要求有了基本的了解;第 8 章是应核电厂的要求,简单介绍一些老化管理和失效分析方面的知识,对核电厂可能发生的问题和发生问题后的应对措施、注意事项有所了解。

1.1 核电厂系统和组成

核电厂是依靠核裂变或核聚变产生的能量来发电的,因此核电厂必须有核反应堆系统,这部分称为核岛;核能不能直接用来发电,把核能以热能的形式带出,并把热能转换为电能的蒸汽转换系统,称为常规岛。因此核电厂由两大部分组成,它们分别是核岛和常规岛。核岛的核心是核反应堆。核反应堆的功能有以下几种:

- 1) 导出核裂变释放的能量来发电(如核电厂)、供热或用作其他动力(如核潜艇);
- 2) 增殖、生产新的核燃料(如钍-232→铀-233, 铀-238→钷-239);
- 3) 生产放射性同位素(如钼-锝靶件, 医用同位素等);
- 4) 作科学研究和中子的应用(如中子衍射, 中子掺杂, 中子照相等)。

核反应堆的种类很多, 分类的方式也很多。如按使用目的分类, 一般可分为生产堆、研究堆、动力堆。

1) 生产堆主要用于生产裂变或可裂变核材料如: 钚、铀-233 和钷-239 等;

2) 研究堆, 对应不同的目的又有不同的种类: 如用于研究燃料和堆芯材料用的材料试验堆(如法国的 Osillos), 用于中子衍射、同位素生产和物理、化学、生物等多用途的研究堆(如: 原子能院的 101 重水堆, 492 游泳池堆)等;

3) 动力堆是本课程涉及的重点, 即利用核反应能转换为电能以获取动力满足国民经济各方面需要的反应堆。目前常见的动力堆有压水堆、沸水堆、重水堆、高温气冷堆、快中子增殖堆等。

其中水堆的热效率约 30%, 而钠冷快堆的热效率可达 40%。

下面分别介绍几种常用的动力堆。

(1) 沸水堆(BWR)

这是一种直接沸腾的水堆。蒸汽从堆芯直接产生, 就如同一个锅炉产生蒸汽一样(见图 1-1)。它的外壳是一个钟罩形的压力容器, 堆芯燃料组件排列成 $n \times n$ 正方形栅阵。它与压水堆的区别是一回路水的压力比较低(约 6.86 MPa)。这样一来, 一回路冷却水就在堆芯内发生沸腾, 并将产生的蒸汽直接送汽轮机发电。

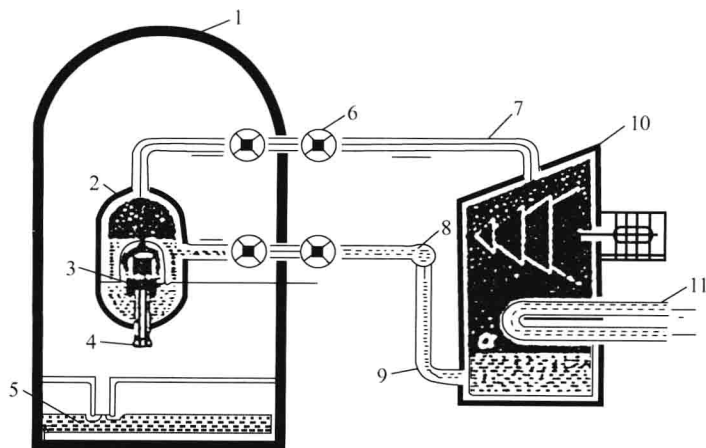


图 1-1 沸水堆电厂系统

- 1—安全壳; 2—压力容器(低合金钢); 3—堆芯(UO_2/Zr); 4—控制棒($\text{B}_4\text{C}/304\text{SS}$);
5—水池; 6—隔离阀; 7—蒸汽管道(304, 316SS 或碳钢); 8—泵; 9—水管道(304SS);
10—汽轮机发电机(CrMo 钢); 11—冷凝器冷却水(Al-Cu-Ni 或 Ti)

(2) 压水堆(PWR)

压水堆一般有两个水回路, 中间是蒸汽发生器(Steam Generator)。如图 1-2 所示, 它由

核反应堆、一回路系统(高温高压)、二回路系统及其他辅助系统组成。一回路水压力约为 15.5 MPa,在蒸汽发生器中,一回路水把热能传递给二回路,并使二回路水获得能量转化为蒸汽,推动汽轮机发电。

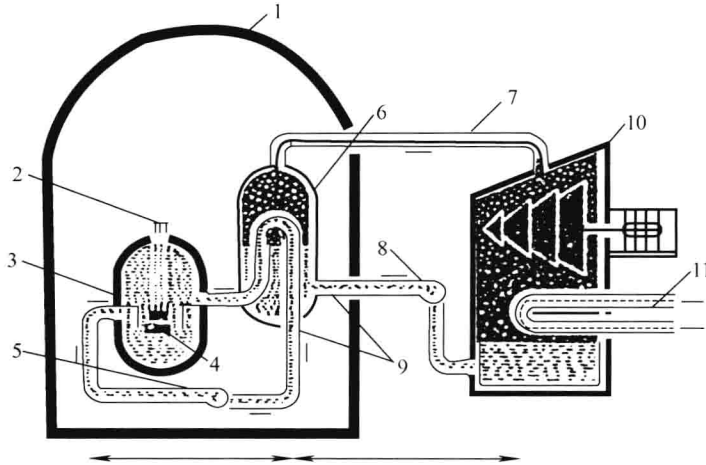


图 1-2 压水堆电厂系统

- 1—安全壳;2—控制棒(AgInCd/304SS);3—压力容器(低合金碳钢);4—堆芯(UO₂/Zr);
5—主泵;6—蒸汽发生器(镍基合金/碳钢);7—蒸汽管道(304SS);8—二回路泵;9—水管道(304SS);
10—汽轮机发电机(CrMoV 钢);11—冷凝器冷却水(Al-Cu-Ni 或 Ti)

(3) 重水堆(HWR)

其慢化剂和冷却剂都是重水。以 CANDU 重水堆为例,重水堆的结构与轻水堆不同,反应堆的堆本体是一个水平放置的圆筒形容器,称为排管容器(Calandria)(见图 1-3)。在容器内贯穿许多根水平管道,称为燃料管道(Fuel Channel)或压力管(Pressure Tube)。排

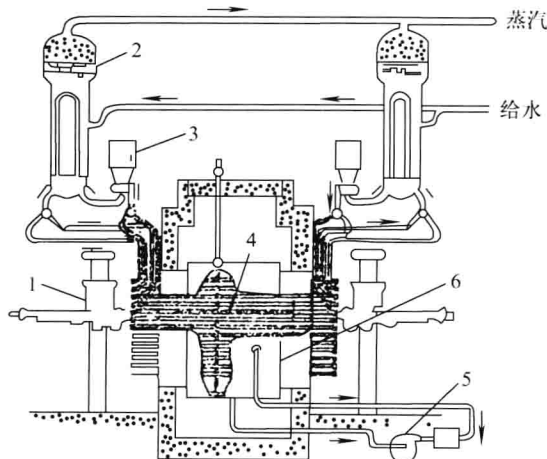


图 1-3 CANDU 型反应堆电厂系统

- 1—装料机;2—蒸汽发生器;3—主循环;4—燃料;5—慢化剂泵;6—排管容器

管容器中盛有低温低压的重水慢化剂,燃料管道里装有天然铀燃料棒束和高温高压重水冷却剂。冷却剂通过燃料管道将热量带出来,经蒸汽发生器产生蒸汽,推动汽轮机发电。它的燃料棒是短型的,可以在不停堆的条件下实现换料。

(4) 液态金属快中子增殖堆(LMFBR)

这种反应堆与以上介绍的不一样,它是液态钠为冷却剂的,它一般有多条回路。一回路二回路都是液态钠。中间有热交换器用以隔离一回路的放射性(见图1-4)。快堆的堆芯由燃料区和再生区组成。在快堆运行中,一方面消耗燃料,另一方面大量的铀-238俘获中子后转化为钚-239,从而达到增殖的目的。快堆用于发电,是通过热量传递,将堆芯能量带出,使回路中的水汽化,由蒸汽带动汽轮机发电。

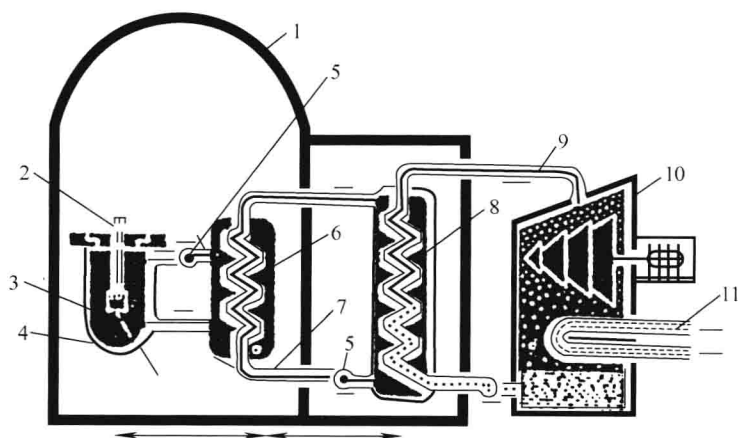


图 1-4 快堆电厂系统

- 1—安全壳;2—控制棒($B_4C/316SS$);3—堆芯($(U,Pu)O_2/316SS$);4—堆容器(304SS);5—泵(316SS);
6—中间热交换器(304,306SS);7—回路管道(304SS);8—蒸汽发生器($2\frac{1}{4}Cr/Mo$ 或Ni基合金);
9—蒸汽管道($2\frac{1}{4}Cr/Mo$ 钢);10—汽轮机发电机($CrMo$ 钢);11—冷凝器冷却水(Ti)

1.2 核电厂材料的分类

核电厂用的材料通常分为常规岛用材料和核岛用材料:

(1) 常规岛用材料

凡是不暴露于放射性环境或一次水回路的材料都属于这一类。

由于这类材料与一般工业用材没有特殊的区别,本课程在此不作为重点论述,仅对蒸汽发生器传热管材料进行一些讨论。

(2) 反应堆核岛用材料

由于这部分材料暴露在辐射场内,存在核材料的特殊问题,是本课程的重点内容。这部分可以再进一步分为核燃料和非核燃料两部分。

1) 核燃料:在反应堆中使用的可裂变物质及可转换物质通称为核燃料。它包括易裂