

民用核承压设备焊工培训教材

杨富 主编

中国电力出版社
www.cepp.com.cn



民用核承压设备焊工培训教材

杨 富 主编



中国电力出版社
www.cepp.com.cn

内 容 提 要

本教材主要依据 HAF003《核电厂质量保证安全规定》、HAF603《民用核承压设备焊工及焊接操作工培训、考试和取证管理办法》，并参考了电力行业相关规程编写而成。内容包括核电基本知识、质量保证、核承压设备常用钢材、焊接材料、焊接方法和设备、核设备建造的焊接工艺、焊接应力与变形、焊接接头的性能及其影响因素、焊缝与接头型式及表示方法、核承压设备中的焊接接头的分类原则及相应要求、焊接缺陷、核承压设备中的特殊焊接技术和要求及焊接安全技术。为了方便教学并帮助学员进一步理解和掌握书中内容，在每章后面都编有思考题。

本教材的内容比较精炼、实用，有一定的针对性、实用性、代表性并突出了重点，可供从事民用核承压设备建造、安装和质量管理的焊接工程技术人员，民用核承压设备焊工培训及管理工作的技术人员学习和参考。

图书在版编目 (CIP) 数据

民用核承压设备焊工培训教材/杨富主编. —北京:
中国电力出版社, 2003
ISBN 7-5083-1746-7

I. 民... II. 杨... III. 核电站-设备-焊接-技术
培训-教材 IV. TM623.4

中国版本图书馆 CIP 数据核字 (2003) 第 075736 号

中国电力出版社出版、发行

(北京三里河路 6 号 100044 <http://www.cepp.com.cn>)

北京通天印刷厂印刷

各地新华书店经售

*

2003 年 9 月第一版 2003 年 9 月北京第一次印刷

787 毫米 × 1092 毫米 16 开本 20 印张 452 千字

印数 0001—3000 册 定价 38.00 元

版 权 专 有 翻 印 必 究

(本书如有印装质量问题，我社发行部负责退换)

本书编委会

主 编 杨 富

副主编 葛兆祥 乔文义

编 委 (按姓氏笔画为序)

于 强 王士国 石学军 乔文义

杨 富 杨 臻 李夕强 肖向东

张文峰 张学诚 胡光华 唐燕玲

徐佩兰 葛兆祥 廖传庆

序

改革开放以来,我国经济进入高速、稳定发展的时期。作为国民经济的支柱产业,电力工业也以较高的速度稳定增长。1980年全国总装机容量为6000万kW,到2000年底为3.19亿kW,20年内增长了5倍。伴随着电力工业的高速发展,我国政府制订了适当发展核能发电的技术路线和方针政策,为我国核电的快速发展奠定了良好基础。

核能自20世纪50年代用于发电以来已有50多年的历史,它的技术已比较成熟,全世界已有400多套核电机组在运行,核能发电已占全世界总发电量的17%左右。由于核能发电可以缓解大气污染和交通运输的压力,必将成为最具发展潜力的清洁能源。世界各发达国家均在核能的开发和利用上取得了不少成果,同时也获得了许多成熟的经验。我国在核能开发和利用方面也进行了不少尝试,1985年3月20日我国自主设计建造的秦山核电站一期300MW压水堆机组浇注第一罐混凝土正式开工,1991年12月15日并网发电。2001年我国核能发电量为175亿kW·h,占全国年总发电量的1.3%。

由于核能发电是利用反应堆中核裂变所释放的能量进行电力生产的一种电能转换方式,因此对环境和公众就必然存在着核辐射和释放放射性物质的危险性,因此必须对核电站进行严格的核安全管理。确保核安全就成为核电站和民用核承压设备制造、安装的至关重要的目标,也是国家法律法规所强制要求的控制目标,因此确保核承压设备质量的焊接工艺就成了核安全的一个关键。

我国已掌握了核电领域主要设备的关键焊接工艺技术,但至今一直没有一套系统的培训民用核承压设备焊工的教材。为满足核电焊工培训的需要,国家电力公司锅监委、核电办根据国家核安全局颁发的HAF603《民用核承压设备焊工及焊接操作工培训、考核和取证管理办法》的要求,组织电力系统焊接方面的专家,历时4年多编写成了《民用核承压设备焊工培训教材》。

这本培训教材的编写者均为长期从事焊接与核电工作的专家和工程技术人员,有的编写者还参加过国外核电站的建设工作,他们在焊接技术方面有着很高的理论水平和丰富的实践经验。由于有这样一支编写队伍,这本培训教材的内容选择和论述深度符合我国民用核承压设备焊工的知识现状,完全能满足他们的培训需要。

相信这本教材的出版对提高我国民用核承压设备焊工的理论和实际操作水平具有重大意义。在此,我对为顺利完成这本教材而付出辛勤劳动的编写者表示感谢,对在这本教材编写过程中提供帮助的有关单位和专家表示感谢。

黄齐峰

二〇〇二年六月

前言

焊工是现代工业生产中的一支重要生力军,焊工技术水平的提高,对提高工程(产品)的质量和企业的市场竞争力起着十分重要的作用。积极、有效地开展焊工的技术培训和考核,并鼓励广大焊工钻研业务,对提高广大焊工的技术水平、推进生产技术的进步及稳定技术工人队伍有着积极的促进作用。

为了适应经济发展和技术进步的客观需要,统一全国核电焊工培训尺度,使全国核电焊工的培训做到规范化、标准化,以期提高核电安装和检修的焊接质量,在国家核安全局的大力支持下,原国家电力公司锅炉压力容器安全监督管理委员会、核电办公室于1999年组织全国有关单位的专家,组成本书编写组。在原国家电力公司杨富教授的组织下,先后完成了大纲和书稿的编写、审核工作。

本教材主要依据 HAF003《核电厂质量保证安全规定》、HAF603《民用核承压设备焊工及焊接操作工培训、考试和取证管理办法》和 DL/T 833—2003《民用核承压设备焊工资格考核规则》,并参考了 DL/T679—1999《焊工技术考核规程》,原机械部、劳动部联合颁发的《工人技术等级标准和职业技能鉴定规范》中的相关工种的“基本知识”和“相关知识”,以及原国家电力公司锅炉压力容器安全监督管理委员会的有关要求编写的。在此基础上,增加了工艺分析方面的比重,并增加了新知识、新工艺、新技术、新方法等内容,以适应新形势发展的需要,为了方便教学,在每章后面都编有思考题,以帮助学员进一步理解和掌握本书的内容。

本教材的内容比较精炼、实用,有一定的针对性、实用性、代表性并突出了重点。例如教材中对核电的基本知识、核安全要求等级措施等都进行了适当的介绍,有利于焊工对核设施重要性的了解和认识,增强他们提高焊接质量的内在意识和自觉性。

本书第一章和第二章由江苏省电力建设三公司乔文义、原国家电力公司杨富编写;第三章和第四章由广东火电工程总公司张文峰编写;第五章由江苏省电力建设一公司石学军、江苏省电力科学研究院葛兆祥、李夕强编写;第六章由山东电力鲁能焊工考核中心唐燕玲编写;第七章由江苏省电力科学研究院李夕强、于强、江苏省电力建设一公司张学诚编写;第八章由江苏省电力科学研究院李夕强、江苏省电力建设一公司徐佩兰、江苏省电力建设三公司王士国编写;第九章由江苏省电力科学研究院李夕强、肖向东,江苏省电力建设一公司石学军编写;第十章和第十三章由安徽电力建设二公司杨臻编写;第十一章由安徽电力建设二公司廖传庆编写;第十二章由东北电力建设第一工程公司胡光华编写。本书由杨富教授任主编,葛兆祥、乔文义任副主编。24A05/17

本书在编写过程中得到了国家核安全局,原国家电力公司锅炉压力容器安全监督管理委员会、核电办公室,江苏省电力公司,江苏省电力科学研究院和江苏省电力建设一公司,江苏省电力建设三公司有关领导的大力支持和帮助。原国家电力公司核电办公室夏国钧教授、国家核安全局李国光高工、机械科学研究院张征权教授、原国家电力公司苏州热

工研究所陈钟强高工、山东大学陈祝年教授、武汉大学章应霖教授对本书的编写提出了许多宝贵的意见，对本书的编写起到了一定的促进作用。此外，霍耀光、董小文、丁训球、何宝华、张建国、李永、崔伦、吴珺、杨贤彪、云国庆、陈赛赛、张璇等同志也为本书的编写做了一定的工作，在此一并表示感谢！

由于我们是首次编写核电焊工培训教材，加之水平所限，因此教材中难免存在不足与疏漏，诚恳地希望广大专家和读者批评指正。

编 者

2003 年 6 月

目 录

序

前言

第一章

核电基本知识	1
第一节 核物理和核安全	1
第二节 核电厂辐射防护	6
第三节 核电厂的系统介绍	11
第四节 核承压设备的安全功能和部件分级	22
第五节 核承压设备的主要技术要求	31
思考题	33

第二章

质量保证	34
第一节 正确领会核电厂质量保证法规	34
第二节 焊工在质量保证中的地位和作用	35
第三节 核电厂质量保证概述	37
第四节 核电厂质量保证安全规定	38
思考题	41

第三章

核承压设备常用钢材	42
第一节 概述	42
第二节 核承压设备常用钢材的分类及用途	43
第三节 核承压设备用钢的特殊要求	44
第四节 法国 RCC-M 标准核电厂常用钢材的分类及其性能	46
思考题	57

第四章

焊接材料	58
第一节 焊接材料的名称及标注方式	58
第二节 焊接材料选用原则	68
第三节 焊接填充材料的评定与验收	72
第四节 焊接材料的存放和使用管理	77
思考题	79

第五章	焊接方法和设备	80
	第一节 弧焊电源	80
	第二节 焊条电弧焊	85
	第三节 埋弧焊	90
	第四节 气体保护电弧焊	97
	第五节 等离子焊和电渣焊	106
	第六节 设备的维护及故障排除	113
	思考题	118
第六章	核设备建造的焊接工艺	119
	第一节 核设备的焊接要求	119
	第二节 焊接工艺评定	119
	第三节 焊接工艺	121
	第四节 碳钢和低合金钢的焊接	126
	第五节 不锈钢的焊接	128
	第六节 异种金属的焊接	132
	思考题	137
第七章	焊接应力与变形	138
	第一节 焊接应力与变形的产生	138
	第二节 变形的种类和应力分布	139
	第三节 焊接残余应力的降低和消除	145
	第四节 防止变形的措施	149
	思考题	152
第八章	焊接接头的性能及其影响因素	153
	第一节 焊接接头的性能	153
	第二节 影响焊接接头性能的因素	156
	思考题	159
第九章	焊缝与接头型式及表示方法	160
	第一节 焊缝与接头型式	160
	第二节 焊缝代号	161
	第三节 焊缝的图样识别	173

	思考题	175
第十章	核承压设备中的焊接接头的分类原则及相应要求	176
	第一节 焊接接头的分类原则	176
	第二节 核承压设备中各类焊接接头的要求	177
	思考题	199
第十一章	焊接缺陷	200
	第一节 焊接缺陷的分类	200
	第二节 焊接缺陷产生的原因及其危害	201
	第三节 焊接缺陷预防措施	214
	第四节 奥氏体不锈钢焊接常见缺陷及防止措施	221
	第五节 焊接缺陷的控制	226
	第六节 焊接缺陷的检验方法	227
	第七节 焊接缺陷的返修处理	233
	思考题	238
第十二章	核承压设备中的特殊焊接技术和要求	239
	第一节 概述	239
	第二节 主管道焊接技术	242
	第三节 波动管的焊接技术	247
	第四节 控制棒驱动机构承压管和热电偶法兰焊接技术	249
	第五节 安全壳钢衬里的焊接技术	252
	思考题	263
第十三章	焊接安全技术	265
	第一节 焊接安全及环境的一般要求	265
	第二节 焊条电弧焊的安全技术	265
	第三节 气体保护焊的安全技术	268
	第四节 埋弧焊的安全技术	269
	第五节 现场清洁度要求	269
	思考题	273
	附录 民用核承压设备焊工资格考核规则 (DL/T833—2003)	275
	参考文献	309

核电基本知识

1935年,科学家在用中子轰击铀的原子核时,发现铀核分裂成两个或三个核,并且释放出巨大的能量,具有极强的放射性。经过多年的研究,人们把中子轰击铀原子核,并有效地控制释放出来能量的装置称为反应堆。利用反应堆发电的工厂称为核电厂。

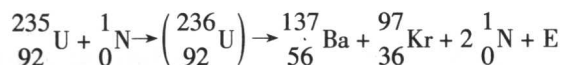
第一节 核物理和核安全

一、核物理基本知识

原子是由一个带正电荷的原子核及环绕原子核运转的带负电荷的电子构成的。核能是由原子核反应使原子核改变而产生能量的。原子核是由带正电荷的质子和不带电荷的中子两种基本粒子构成的。由于中子不带电荷,它对物质有很强的穿透力。中子穿透物质撞击原子核,其反应可分为散射和吸收两类。在散射反应时,中子和原子核相互作用而转移能量,这时中子仍维持自由,但其能量已降低。在吸收反应时,又可分为辐射俘获和裂变两种。辐射俘获就是原子核吸收中子后,形成一个处于激发态的过渡核,然后以发射 γ 射线、质子或 α 粒子方式放出多余的能量,最后使过渡核回到稳定状态。

自然界,已发现有103种元素。有的元素包含几个同位素,总计有320多种核素,也就是说有320多种不同的原子。自然界中存在的铀,有铀-235(含量占0.71%),铀-238(含量占99.28%),铀-234(含量占0.0058%),它们的原子核都有92个质子和143、146、142个中子,称其为同位素,并由它们共同组成天然铀。在正常情况下,只有铀-235一种能发生裂变。

核能的产生是用一个外来的热中子(亦称慢中子)轰击铀-235原子核,被吸收形成一个不稳定的铀-236,使其分裂成两个原子核(钡和氪)。该钡原子和氪原子为裂变产物,能量 E 为裂变能,其反应式为



铀-235裂变方式有40余种,产生80种以上的裂变产物,上述反应式仅是其中之一。这种裂变反应产生:

- (1) 巨大能量;
- (2) 释放出2~3个中子;
- (3) 释放出放射性射线。

铀-235俘获热中子而发生裂变,人们称它为裂变材料,另外还有铀-233和钍-232也是裂变材料,但这两种元素都不存在于自然界,而是靠人工生产出来的。

裂变能量是巨大的,一个铀-235核裂变放出的平均总能量约为200MeV(兆电子伏),

1kg 铀 - 235 全部裂变产生的能量约相当于 2700t 标准煤燃烧所释放的能量。

当一个热中子轰击可裂变物质铀 - 235 产生 2 ~ 3 个中子 (高能), 经过慢化剂慢化成热中子, 再去轰击下一个铀原子核, 使它发生裂变, 这样顺次继续下去形成一连串的裂变反应, 这种连续不断的核裂变过程称为链式反应。如果这种链式反应不加以控制, 短时间内可产生巨大的爆破能量, 这就是原子弹的原理。在核裂变反应过程中加入吸收中子的材料, 仅允许每次裂变反应后保持有一个中子去轰击其他裂变核, 有控制地去维持链式反应, 这就是我们日常所说的核反应堆。

二、核安全基本知识

裂变反应同时也产生放射性物质。为保证公众的生命安全, 工程上采取多种保证核安全的措施。为确保安全, 通常采用多重屏障和纵深防御等措施, 以防止放射性泄漏。下面以 1000MW 压水堆核电厂为例介绍多重屏障和纵深防御。

(一) 多重屏障

为防止核电厂放射性泄漏, 通常采用以下三道屏障:

第一道屏障——燃料包壳。在燃料芯块外面用锆合金包起来, 组成密封的燃料棒, 称锆管为燃料包壳。燃料芯块经高温烧结而成, 它把核裂变的固体产物留在陶瓷燃料芯块基体里, 气体性的产物留在燃料芯块和燃料包壳之间的空隙里, 使放射性的物质密封在燃料包壳之内, 不让它泄漏。这样便构成了第一道屏障。

第二道屏障——压力容器及其回路 (反应堆冷却剂压力边界)。对压水堆核电厂来说, 燃料包壳密封如果破损, 放射性物质会泄漏到水中, 但仍被密封在一回路系统之内。这个密闭的回路系统是用坚固壁厚的不锈钢管道和压力容器、主泵、蒸汽发生器、稳压器等组成的, 以防止一回路水泄漏。这就是第二道屏障。

第三道屏障——安全壳。这是一个有几十米直径并能承受 4 ~ 5 个大气压的密封壳体, 用来包容反应堆冷却剂系统及某些安全重要系统的设备和构筑物。安全壳在设计上要求能经受事故条件下所导致的各种静态和动态载荷, 包括最大失水事故条件下, 由冷却剂喷放出高温高压蒸汽造成的内压。安全壳作为最后一道屏障以防止在事故条件下放射性物质向环境释放。安全壳在设计上除能承受内压和密封外, 还要求具有抗御飓风、飞射物撞击等外部事件的能力。

(二) 纵深防御

在三道屏障的基础上, 为确保核电厂安全, 对于每道屏障又采用一系列的保护措施, 来提高屏障的可靠性, 防止它们遭受超过设计限值的工况, 防止屏障受到损害而失效, 并且防止多道屏障顺次相继损坏, 这就是纵深防御原则。按该原则设置的措施, 重点在于保持三个基本安全功能即控制功率、冷却燃料、包容放射性物质。纵深防御措施包含事故预防及事故缓解两个方面, 应把主要注意力放在事故预防上, 特别要预防堆芯损坏事故。当出事故后采用缓解事故, 减弱放射性物质释放的影响。

纵深防御措施采取三个安全保护层次:

第一个保护层次——预防。在设计上采取保守的、留有足够的安全裕度, 建造上和运行上的高质量, 建立完善的质量保证体系, 参与这一工作的人员要求高的核安全素养。在

选材、设计、运输、建设、安装、调试、运行、维修等全过程各个环节，进行严格的质量管理和监督。加强运行人员的安全素养和培训，保证核电厂具有极高的运行稳定性、可靠性并不发生故障，这是纵深防御最重要的层次。

第二个保护层次——监控。不管核电厂的设计如何保守、建造的质量多么高、运行的水平如何高，还是会发生这样或那样的事故。因此对运行工况需进行全面严格的监督。在设计中设置了监控系统和保护系统，能及时测出偏离正常运行工况及系统失效的情况，做出限制反应堆功率、温度、压力、水位和流量等参数超过限值的变化。使反应堆运行在安全限度的范围内，确保燃料基体、核燃料包壳和一回路冷却剂系统边界的完整性。

第三个保护层次——限制事故后果。这个层次的关键是有专设安全设施。这一防御主要考虑发生极限事故，如压水堆核电厂的一回路管道双端断开的失水事故，正常补水方法已不能维持堆芯冷却，除采取安全注射系统外，还采用安全壳喷淋系统和安全壳隔离系统等设施。用于处理极限事故的专设安全设施可把极限事故限制到或降低到容许的水平。又如堆芯冷却系统、辅助给水系统、安全壳喷淋系统、安全壳隔离系统、应急电源、安全壳氢复合系统等。这些系统应能把设计基准事故的后果降低到可接受的水平。这一套设施能维持安全壳的完整性，不会使大量的放射性物质释放到环境中去。

一般来说，第一、二层防御是维持一、二道屏障的完整性，第三层防御是维持第三道屏障的完整性。

核电厂的类型是根据核反应堆类型来分类的，反应堆类型很多，现将主要的六种反应堆类型的核电厂介绍如下：

1. 压水堆核电厂

压水堆核电厂是以压水反应堆（见图 1-1）将核裂变能转换为热能发电的，压水堆是以高压欠热水作为慢化剂和冷却剂，一回路高压高温水通过蒸汽发生器生成蒸汽送到汽轮发电机发电。

2. 沸水堆核电厂

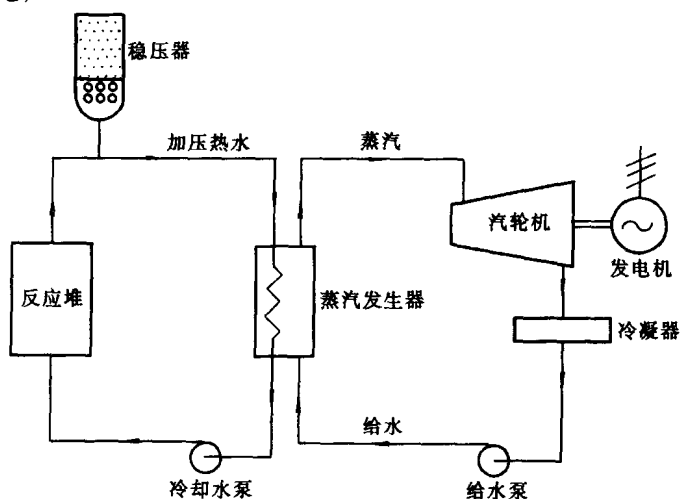


图 1-1 压水堆核电厂原理

沸水堆核电站以沸水反应堆在压力容器内直接产生的饱和蒸汽推动汽轮发电机组发电（见图 1-2）。沸水堆是以水和水汽混合物作为慢化剂和冷却剂的。这是美国通用电气公司（GE）根据火电机组原理把火电的燃煤锅炉用核锅炉代替，设计成在反应堆里直接产生蒸汽发电。这样的沸水堆核电站结构简单，安全可靠，负荷跟随能力强。经过改进的沸水堆（ABWR）核电站性能更为优良，安全裕度更大、调控能力和负荷跟随能力更强，控制仪表更为先进，目前是世界上比较好的一种核电站。

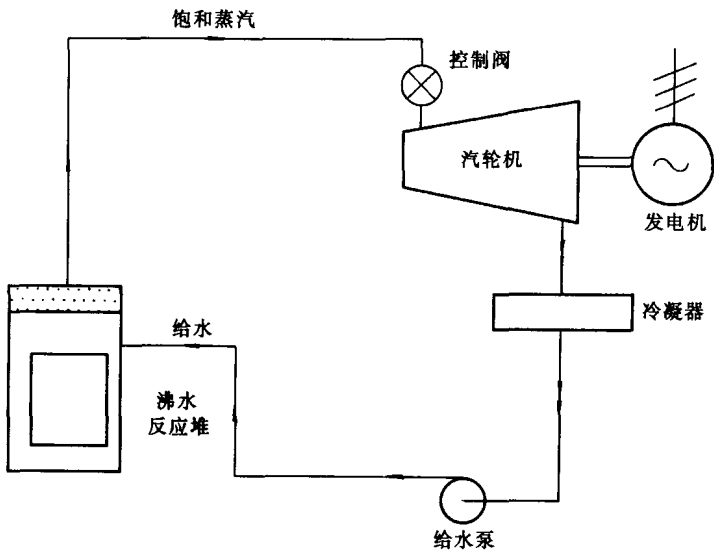


图 1-2 沸水堆核电站原理

3. 重水堆核电站

重水堆核电站是以重水堆将核裂变能转换为热能发电的（见图 1-3）。重水堆是以重水为慢化剂的反应堆。重水的中子吸收截面小、慢化性能好、中子利用率高，故可以直接利用天然铀作燃料。重水堆的冷却剂可以有多种材料，目前重水堆以加拿大的为主，都用重

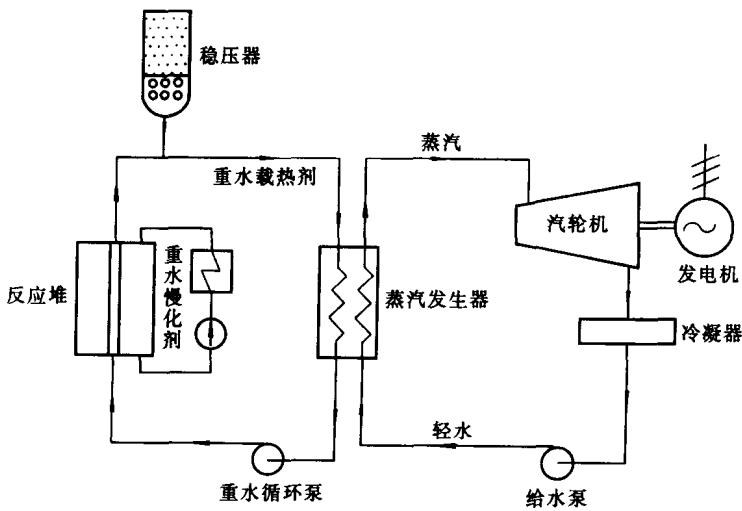


图 1-3 重水堆核电站原理

水作为冷却剂。但也有用轻水作冷却剂的，如日本普贤核电厂和英国的温弗立斯核电厂。重水堆是电力部门将生产钚原子弹的军工生产技术应用到核电上的产物。

4. 石墨水冷堆核电厂

石墨水冷堆核电厂是使用石墨作为慢化剂、水作为冷却剂，在燃料外侧的压力管道内，使冷却剂（水）加热形成蒸汽送至汽轮发电机组发电的（见图 1-4）。这一种堆型主要是前苏联把用来生产钚原子弹的军用技术应用到核电上的产物。

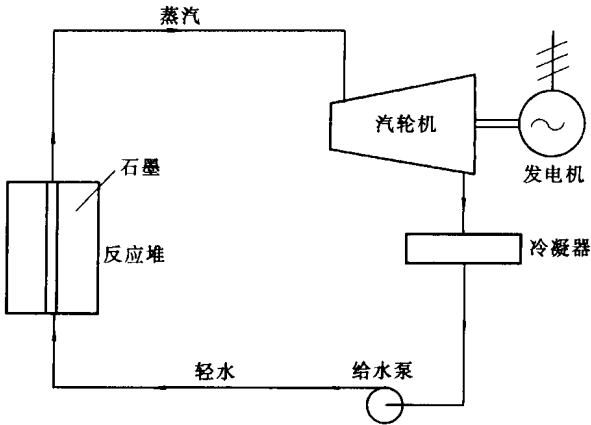


图 1-4 石墨水冷堆核电厂原理

5. 石墨气冷堆核电厂

石墨气冷堆核电厂以石墨作慢化剂、气体作冷却剂（见图 1-5）。通常用 CO_2 作冷却剂，天然铀为核燃料，镁诺克斯（MAGNOX）为燃料包壳材料。这种堆英国和法国用于军工生产钚原子弹材料。早期在法国和英国发展了不少气冷堆核电厂，由于经济性不如压水堆、沸水堆、重水堆三类核电厂，法国从 20 世纪 70 年代引进美国西屋压水堆核电厂技术。

6. 快中子增殖堆核电厂

快中子增殖堆核电厂用快中子（未经慢化的高能中子）轰击原子核产生裂变链式反应，释放出的热能转变成电能（见图 1-6）。这种快中子反应堆在运行中，既消耗裂变材料，又生产裂变材料，而且产多于耗，实现裂变材料的增殖，故称快中子增殖堆。目前世

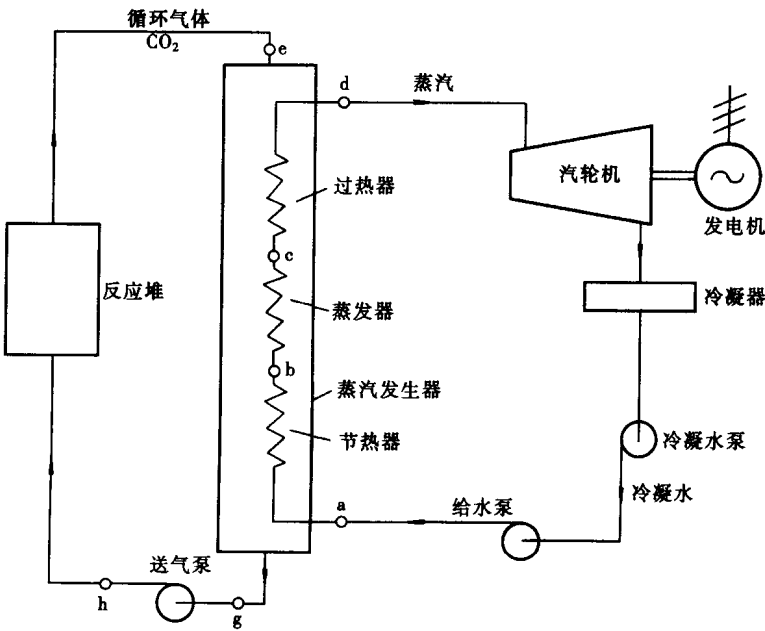


图 1-5 石墨气冷堆核电厂原理

界上有不少国家（如美国、日本、俄罗斯、法国等）建成快中子增殖堆核电厂，尚属实验阶段。法国于 1973 年建成一座功率为 250MW 的快中子增殖堆实验电厂称凤凰核电厂。1973 年 8 月达临界，1974 年 7 月达满功率运行。最近法国核安全局（DSIN）批准继续运行到 2004 年。法国又与欧洲一些国家合资建造了一座 1240MW 验证的大型快中子增殖堆核电厂，于 1976 年建设，1986 年 1 月并网发电，1990 年 7 月宣布商业运行，由于事故多、经济性差，已于 1998 年关闭。

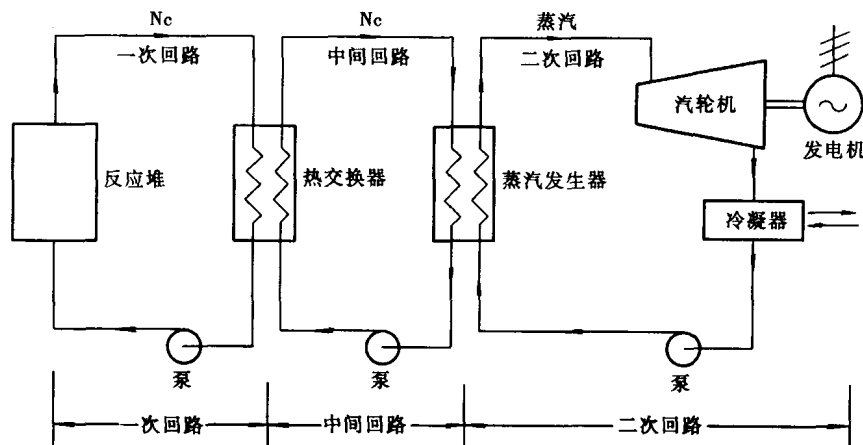


图 1-6 快中子堆核电厂原理

目前世界上的核电厂大多数是轻水堆和重水堆核电厂，轻水堆中以压水堆的居多。反应堆堆体由压力容器和压力管（重水堆）、堆芯、堆内构件、控制棒组件和驱动机构等组成。可控链式反应就在堆芯内进行。堆芯有中子源进行“点火”，然后相继提出各组安全棒，再用控制棒控制反应性，压水堆还要稀释冷却剂中的硼酸浓度，直至堆芯的链式裂变反应达到自持，即反应堆达到临界。可以根据运行要求提升功率，也可停留在任何一个功率水平上运行，这时其有效增殖因子 $K_e = 1$ ，反应堆处在稳定运行状态。核电厂的反应堆装料后的有效增殖因子 $K_e > 1$ ，反应堆运行时，消耗核燃料，使 K_e 减小，当减小到 $K_e < 1$ ，反应堆就不能运行，就要换进新燃料，使 $K_e > 1$ ，继续维持核电厂正常运行。目前世界上大多数国家的核电厂是一年换一次料，每次为整个堆芯的 1/3 核燃料。目前，先进国家已在逐步试行把换料周期延长至一年半或二年的方案，我国也正在积极推进这项工作，如大亚湾核电厂从 2002 年开始实行一年半的换料周期。

第二节 核电厂辐射防护

一、核电厂的辐射来源和对人体的伤害

（一）核电厂的辐射来源

在压水堆核电厂中，辐射的来源主要是来自裂变过程及中子活化过程。从区域上可分为安全壳内的辐射和安全壳外的辐射两部分。

1. 安全壳内的辐射来源

安全壳内的辐射主要是堆芯裂变过程中产生的大量高能中子和瞬发 γ 射线,而且在裂变产物中很多是有放射性的。放射性裂变产物按其物理性质可分为气体性质的诸如氦、氫、溴、碘等,易挥发的如砷、硒、铯等和非挥发的如锆、铌、钨等。

其次是活性区和结构材料内产生的 γ 射线,包括中子俘获和中子非弹性散射过程的 γ 射线。

再者是冷却剂、一回路系统中的腐蚀产物或其他杂质的感生放射性,又简称感生 γ 射线。

此外,当燃料元件包壳有破损时(在正常运行状况下,允许破损率为1%),这时,放射性产物穿过包壳进入冷却剂中,使一回路的辐射增大。

2. 安全壳外的辐射来源

在安全壳外的化学和容器控制系统等一回路辅助系统以及三废处理系统的设备和管道内,因冷却剂和腐蚀产物被活化以及含有少量的裂变产物而带有放射性。另外,在去除放射性净化离子床和过滤器时也有很强的放射性。

(二) 辐射对人体的伤害

辐射通过人体时会与人体器官组织的细胞发生作用,使细胞的原子电离,损伤细胞,使细胞减少,甚至功能丧失,也可以使这类细胞获得异常繁殖而脱离正常调节机制的控制,而且能将损伤的类型和程度存活的细胞传给后代。人体受到辐射后可发生以下效应。

1. 机体效应和遗传效应

当人体受到一定量的辐射后,就可观察到机体效应,在照射后的短期内出现早期效应,表现为白血球减少、呕吐、恶心、腹泻、发烧、出血等症状直至死亡。在经过较长潜伏期后出现的称晚发效应,主要是各种癌症、白内障、不育症等。

辐射的遗传效应主要导致遗传基因的突变而影响后代的健康。

2. 随机效应和非随机效应

随机效应是指机体晚发效应中的癌症和遗传效应,其发生的几率与受照剂量有关,而效应的严重程度与剂量无关。

非随机效应包括机体效应中的早期效应和白内障等晚发效应,其严重程度与受照剂量有关。

二、核电厂的辐射防护

为了核电厂运行和维修人员以及附近居民的安全,有效地控制辐射的危害,使其尽可能减少到最小程度。一般可采用屏蔽、缩短照射时间和增大与辐射源的距离三种方法,在给定的照射条件下,减少人员所接受的总照射量。

(一) 屏蔽

屏蔽是一种可以阻止辐射或有效地减弱辐射的有一定厚度的介质,这种有一定厚度的介质可以使中子和 γ 辐射强度减弱到一定程度。采用屏蔽措施时,必须根据辐射的性质,选用不同的屏蔽物质。例如用几张纸或薄铝膜就可以吸收 α 辐射,用低原子序数吸收体的铝、塑