

民用核安全设备焊工焊接操作工 基本理论知识考试培训教材

主 编 王中堂

副 主 编 李天舒

编写组成员 (按姓氏笔画为序)

邓 辉	孔建伟	王绍国	刘自军	吕高尚	陈 戈
杜爱玲	沈 伟	沈志诚	汪东明	吴东球	严天文
杨旻学	杨新利	张 劲	张 锴	张伟栋	邹 杰
孟 蕾	贾凤彩	秦光楣	陶永顺	徐家祥	韩国利
彭晔华	潘乾刚				

中国法制出版社

序

尽管核电厂出现核安全事故的概率极小，但由于核事故对环境、社会的特殊影响，我国制定了一套完整的核安全法规体系，强化了对核电厂核安全的监管。在设计、制造、建造、运行的各个环节坚持“安全第一，质量第一”的方针，把核事故的预防放在首位。

民用核安全设备是核设施中执行核安全功能的机械和电气设备，是民用核设施安全防护实体屏障的核心，是保障核设施安全的物质基础。只有所有的核安全设备得到正确的设计和运行、高质量的制造和安装，才能预防核事故、确保核设施安全。2007年7月，国务院颁布了《民用核安全设备监督管理条例》，旨在加强核设备活动监管、提高核安全设备质量。

焊接是核安全设备活动中一种非常重要、广泛使用的特种工艺。对大多数核安全机械设备来讲，焊接的好坏决定着整个设备的质量。同时，焊接过程又是一个持续时间短暂、物理变化复杂的过程，尽管通过工艺试验和评定确定了相关参数范围，但要保证焊接的质量和稳定性，依然需要焊接人员有扎实的理论知识、丰富的实际操作经验和强烈的核安全责任感。因此，《民用核安全设备监督管理条例》明确要求焊工、焊接操作工只有取得相应资格证书，才能从事焊接活动；《民用核安全设备焊工、焊接操作工资格管理规定》对焊工、焊接操作工的能力、培训和考试作了严密的规定。

为了适应民用核安全设备焊工、焊接操作工培训和备考的需要，国家核安全局组织各核安全技术中心、核安全设备制造安装单位焊工考核中心、原核承压设备行业部门的专家、学者编写了本教材。编者积多年核设备监管、焊接操作、焊工培训的经验，结合我国焊工、焊接操作工的实际情况，简明介绍了核电厂的系统、设备、材料、常用标准规范、以及质量保证和核安全文化等知识，为读者从事核设备焊接活动打下良好的知识基础。本书用重点篇幅介绍了核设备活动的常见焊接工艺，对每种焊接方法、焊接操作和关注重点进行了详细叙述，通过学习和实践，可以帮助读者提高焊接技能水平。特别在本书中加入了辐射防护知识，增加了本教材的针对性。

为了实现能源结构调整、污染减排和应对气候变化的目标，中国政府已制定了宏大的核电发展规划，中国核电正迎来发展的黄金时期。核电的发展也必将带

动核安全设备制造和安装业的蓬勃发展，为广大核安全设备焊接活动的从业人员提供发挥作用的舞台。希望本教材的出版，有助于核安全设备焊接人才的培训工作，更好、更快地培养出更多具有高超技能的核安全设备焊接人才，促进中国核设备的国产化、自主化进程。

二〇〇八年十二月

前 言

《民用核安全设备监督管理条例》中规定，民用核安全设备制造、安装单位和民用核设施营运单位应当聘用取得民用核安全设备焊工、焊接操作工资格的人员进行民用核安全设备焊接活动。为落实国务院条例，国家环境保护部于2007年12月颁布了《民用核安全设备焊工焊接操作工资格管理规定》（HAF603），构建了民用核安全设备焊工、焊接操作工管理制度。HAF603中规定民用核安全设备焊工、焊接操作工考试分为理论考试和操作技能考试，其中，理论考试中的基本理论知识考试由国家核安全局组织实施。为此，国家核安全局组织了民用核安全设备制造安装单位的考核中心、原核承压设备行业管理部门和技术后援队伍等各方面的专家编写了本教材。

本教材主要使用对象是焊工和焊接操作工。结合民用核安全设备焊工、焊接操作工管理的特点和需求，本教材立足于普及核电知识，宣传核安全文化，介绍了核能与核设施、核反应堆堆型、压水堆核电厂系统、主要核安全设备结构与主要工艺、核安全设备常用规范、核安全设备常用材料、核安全设备常用焊接工艺、核安全质量保证和核安全文化等方面的基础知识。

根据参与核安全设备活动的各单位在焊接领域分别主要熟悉美国 ASME 标准、法国 RCC-M 标准、我国电力标准、劳动部标准和质检总局标准的现实情况，本教材尽量探索，努力使各单位的焊接工作人员在核安全设备焊工、焊接操作工管理中有一个共同交流的平台。

本教材的第一章第一节和第三节、第三章第五节、第四章第十三节、第九章第十节和第十一节及第十章由中国核工业第二三建设公司张伟栋、徐家祥编写；第一章第二节、第二章第一节、第三节、第五节至第七节、第三章第一节、第二节和第六节及第四章第十四节由机械科学研究院核设备安全与可靠性中心孟蕾、陈戈、贾凤彩、杜爱玲、张劲、张锴、杨旻学编写；第二章第二节和第四节、第四章第十一节和第九章第八节由环境保护部核与辐射安全中心沈伟、环境保护部北方核与辐射安全监督站严天文、吕高尚、韩国利、杨新利编写；第三章第三节和第四节、第四章第一节至第十节由东方电气（广州）重型机器有限公司邹杰、王绍国、汪东明、吴东球、鄢长利编写；第四章第十二节由东方电气（广州）重型机器有限公司汪东明编写；第五章、第六章和第八章由东方锅炉（集团）

股份有限公司潘乾刚、刘自军、陶永顺和孔建伟编写；第七章由上海电气电站设备有限公司彭晔华编写；第九章第一节至第七节、第九节由上海锅炉厂有限公司秦光楣编写；第九章第十二节由中国核工业华兴建设有限公司沈志诚、邓辉编写。全书由江苏省电力建设第一工程公司校核。国家核安全局李天舒、环境保护部核与辐射安全中心沈伟对全书进行审核。

本教材在编写过程中得到了国家核安全局、江苏省电力建设第一工程公司、机械科学研究院核设备安全与可靠性中心、环境保护部北方核与辐射安全监督站有关领导的大力支持和帮助，在此一并表示感谢！

由于我们是第一次编写民用核安全设备焊工、焊接操作工基本理论知识考试的培训教材，加上编写教材的单位距离较远，联系比较困难，时间比较仓促，加之水平有限，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

2009年1月

目 录

第一章 核电系统基本知识	1
第一节 核裂变与核电厂基本介绍	1
第二节 核电厂系统简介	7
第三节 核电厂的安全保障	20
第二章 民用核安全设备基本知识	23
第一节 民用核安全设备及其监督管理	23
第二节 主要民用核安全设备的结构和工艺	28
第三节 民用核安全设备活动的质量保证	44
第四节 金属材料的基本知识	48
第五节 国标中金属材料的分类、牌号及表示方法	58
第六节 美国 ASME 规范中的核电厂常用钢材	61
第七节 法国 RCC - M 规范核电厂常用钢材	64
第三章 核安全设备焊接基本知识	67
第一节 核安全设备焊接活动	67
第二节 《民用核安全设备焊工焊接操作工资格管理规定》	70
第三节 核安全设备焊接质量控制	71
第四节 焊接质量检验	81
第五节 核安全设备常用材料的焊接性能	89
第六节 焊接材料	94
第四章 核安全设备常用焊接方法和设备	110
第一节 弧焊电源	110
第二节 焊条电弧焊	121
第三节 手工钨极氩弧焊	129
第四节 自动钨极氩弧焊	140
第五节 熔化极气体保护电弧焊	148
第六节 药芯焊丝电弧焊	157

第七节	等离子弧焊	162
第八节	埋弧焊	169
第九节	带极埋弧堆焊	184
第十节	带极电渣堆焊	193
第十一节	电子束焊	197
第十二节	螺柱焊	206
第十三节	焊接设备维护与常见故障	213
第十四节	核安全设备焊接常用工具	220
第五章	焊接接头的性能及影响因素	224
第一节	焊接接头	224
第二节	焊接接头的分类原则	225
第三节	焊接接头的焊接加热过程	227
第四节	焊接接头的组织和性能	231
第五节	影响焊接接头性能的主要因素	234
第六章	焊缝形式及表示方法	237
第一节	焊缝形式	237
第二节	焊缝符号	239
第三节	焊缝的图样识别	248
第七章	焊接缺陷	250
第一节	焊接缺陷产生的原因及其危害	251
第二节	焊接缺陷的预防措施	260
第三节	奥氏体不锈钢焊接常见的缺陷及防止措施	265
第八章	焊接应力与变形	269
第一节	焊接应力与变形的产生及危害	269
第二节	焊接变形的种类和焊接应力的典型分布	271
第三节	焊接应力的降低和消除	276
第四节	焊接变形的控制和变形矫正	282
第九章	核安全设备中的重要焊接技术与操作	286
第一节	筒节的主焊缝焊接	286
第二节	筒节的内壁不锈钢堆焊	288
第三节	马鞍形接管埋弧焊	289
第四节	安全端焊接	291

第五节	J 型坡口焊接	293
第六节	蒸汽发生器管子管板焊接	294
第七节	承压铸件的补焊	296
第八节	阀门密封面耐磨堆焊	297
第九节	主管道焊接技术	300
第十节	波动管焊接技术	303
第十一节	特殊密封焊焊接技术	307
第十二节	安全壳钢衬里焊接技术	311
第十章	焊接安全技术	315
第一节	焊接安全及环境的一般要求	315
第二节	焊条电弧焊的安全技术	316
第三节	气体保护焊的安全技术	319
第四节	埋弧焊的安全技术	321
第五节	特殊环境下的焊接安全技术	321

第一章 核电系统基本知识

第一节 核裂变与核电厂基本介绍

能源是一个国家发展农业、工业、国防、科学技术和提高人民生活水平的重要物质基础。随着我国国民经济的快速发展，能源供应的短缺和化石燃料的污染问题正在成为制约我国经济、社会和环境可持续发展的一个瓶颈。

目前人类的能源结构还是以化石燃料为主，但化石燃料的储量是有限的，因此开发新能源是人类生存与发展的需要，也是社会经济发展的需要。在这个背景下，核能日渐成为人类使用的重要能源，核电也逐步成为电力工业的重要组成部分。同时，由于核电不造成大气的污染和二氧化碳的排放，在人们越来越重视环境保护、温室效应和气候变化的形势下，积极推进核电建设已经成为我国能源建设的一项重要政策。

一、原子核与核能

世界上的一切物质都是由带正电的原子核和绕原子核旋转的带负电的电子构成的。原子核包括质子和中子，质子数决定了该原子属于何种元素；质子数和中子数之和决定了该原子属于何种核素。如一个铀-235原子是由92个质子与143个中子组成的原子核和92个电子构成的；而一个铀-238原子是由92个质子与146个中子组成的原子核和92个电子构成的；铀-235和铀-238都属于铀元素，但为不同的核素。

原子核在原子中只占极小的位置，如果把原子看作是我们生活的地球，那么原子核就相当于一个乒乓球的大小。虽然原子核的体积很小，但在一定条件下它却能释放出惊人的能量——核能。释放的方式核能主要有两种，即重核裂变与轻核聚变。

• 重核裂变

重核裂变是指一个重原子核分裂成两个或多个中等原子量的原子核，释放出大的能量。例如，当用一个中子轰击铀-235的原子核时，它就会分裂成两个质量较小的原子核，同时产生2~3个中子和 β 、 γ 等射线，并释放出约200兆电子伏特的能量，见图1-1。如果再有一个新产生的中子去轰击另一个铀-235原子核，便引起新的裂变。以此类推，裂变反应不断地持续下去，从而形成了裂变链式反应，与此同时，核能也连续不断地释放出来。

可作为核燃料使用的可裂变核素有U-233、U-235和Pu-239三种核素。U-235是以自然形式存在，它在天然铀中只占0.712%，天然铀中U-238占99.282%。U-233和Pu-239是由Th-232和U-238通过核反应得到的。

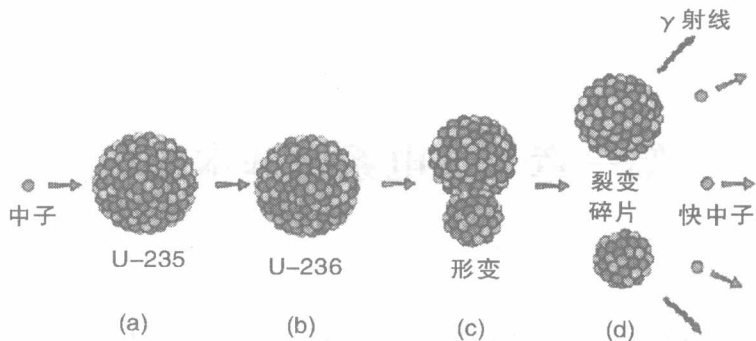


图 1-1 重核裂变反应图

核裂变反应有多种形式，产生的物质也各不相同。下式就是裂变反应的一个方程式：



• 轻核聚变

所谓轻核聚变是指在高温下（几千万度以上）重氢核（氘核）与超重氢核（氚核）结合成氦放出大量能量的过程，也称热核反应，见图 1-2。氢弹就是利用热核反应瞬间释放出巨大能量的武器。在地球上，热核反应的原料取之不竭，受控热核反应可能是今后人类能源的主要来源。但现在人类还不能进行受控热核聚变反应，目前正在研制的“受控热核聚变反应装置”就是国际上为实现受控热核反应所做的努力。

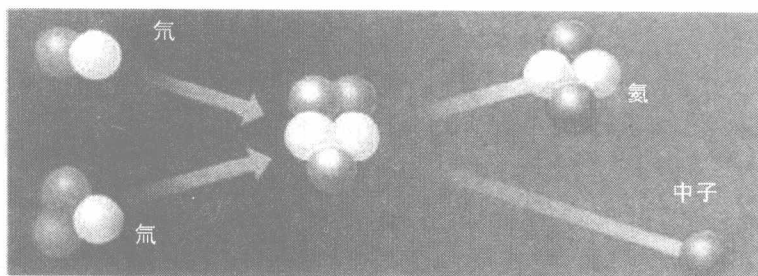


图 1-2 轻核聚变反应图

核聚变反应的反应方程式只有下式一种，生成物也是固定的。



核聚变要比核裂变释放出更多的能量。例如相同数量的氘和铀-235 分别进行聚变和裂变，前者所释放的能量约为后者的三倍多。由于人类还未掌握受控热核反应技术，因此，目前被人们所熟悉的核电厂和其他核反应堆都是利用核裂变的原理。

二、核反应堆与核电厂

核反应堆是一个能维持可控制核裂变链式反应，从而实现核能—热能转换的装置。核反应堆是核电厂的心脏。核反应堆一般由堆芯、反应性控制机构、堆内支承结构以及反应堆容器等组成。堆芯是核燃料所在地，又称活性区；反应性控制机构通过控制链式反应，实现反应堆的启动、功率调节和停堆；堆内支承结构起支承堆芯、定位对中等作用。

核裂变反应过程中所释放出来的巨大能量，绝大部分在核反应堆中转化为热能。核电厂的其他部分的功能就是将这些热能转变为电能。目前，核电厂采用的办法是使水、二氧化碳气体、重水（它是氢的同位素—氘和氧的化合物，其分子式为 D_2O ）或液态金属钠等作为“冷却剂”流过核反应堆时而被加热，然后再使被加热后的冷却剂流到蒸汽发生器中，使得蒸汽发生器的水变成高温高压的蒸汽，以推动汽轮机运转，带动发电机进行发电。冷却剂把热量传给水以后，再通过流体输送泵回到核反应堆中去吸热。如此循环往复，就能确保核电厂能够持续不断地进行发电。

三、世界核电发展

1938 年，科学家在一次试验中发现铀-235 原子核在吸收一个中子以后能分裂，在放出 2~3 个中子的同时产生一种巨大的能量，这种能量比化学反应所释放的能量大的多，这就是我们今天所说的核裂变能。人们随即开始了核能的应用研究。

1942 年，美国建成世界上第一座核反应堆，实现了链式反应，但还不能从反应堆中取得有用的热量。在第二次世界大战期间，几个大国致力发展核武器。直到战后，各国才开始重视核电的研究。1954 年 6 月，前苏联建成世界上第一座核电厂，其功率为 5000kW；1956 年 5 月，英国建设的第一座石墨气冷堆核电厂，其发电容量 5000kW。

从那时开始的 50 多年来，核电经历了三代的发展。预计再过 20 多年将会出现经济、安全、废物量少和具有防核扩散能力的反应堆技术，也就是我们所说的第四代核电。

第一代核电是自 50 年代至 60 年代初前苏联、美国等建造的第一批单机容量在 300MWe 的原型核电厂，如美国的希平港核电厂和英第安角 1 号核电厂，法国的舒兹（Chooz）核电厂，德国的奥珀利海姆（Obrigheim）核电厂，日本的美浜 1 号核电厂等。

第二代核电是指 20 世纪 70 年代到现在运行的大部分商业核电厂。所用的反应堆堆型主要有西方国家设计的压水堆、沸水堆、重水堆、石墨水冷堆和前苏联设计的压水堆和石墨堆。目前我国正在运行的核电厂除了秦山第三核电厂为重水堆，其他均属于第二代压水堆核电厂。

第三代核电主要代表是美国与欧洲分别开发的 AP1000 和 EPR。它们共同的特点是，其设计依据分别是美国核电用户要求文件（URD）和欧洲核电用户要求文件（EUR）提出的新一代核电厂的安全和设计技术要求。

第四代核电将满足安全、经济、可持续发展、极少的废物生成、燃料增殖的风险低、防止核扩散等基本要求。

核电自 20 世纪 50 年代中期问世以来，目前已取得长足的发展。根据国际原子能机构的统计，全世界正在运行的核电机组有 443 座，分布在 31 个国家和地区，年发电量占世界总量的 16%；另外，正在建造的核电机组 25 座。目前核电主要分布在北美（美国、加拿大）、东亚（日本、韩国）和欧洲（法国、英国、俄罗斯、德国）等，这 8 个国家的反应堆数量占全世界

总和的 74%。反应堆拥有量排名前 3 位的美国、法国、日本的反应堆总和占全世界的 49.4%。

四、中国核电发展概况

在党中央、国务院的正确领导下，我国核电经过 20 多年的发展，取得了显著成绩。核电设计、建设和运营水平明显提高，核电工业基础已初步形成。

经过起步和小批量两个阶段的建设，目前形成了浙江秦山、广东大亚湾和江苏田湾三个核电基地。截止到 2007 年底，我国共有 11 台核电机组投入运行，装机容量达到 885 万千瓦。2007 年底，我国核电装机容量和核发电总量，分别占我国电力总装机容量和发电量的 1.3% 和 1.9%。

秦山一期核电厂已经安全运行 16 年，在 2003 年结束的第七个燃料循环中创造了连续安全运行 443 天的国内核电厂最好成绩，2003 年世界核电运营者协会（WANO）九项性能指标中，秦山核电厂有六项指标达到中值水平，其中三项指标达到世界先进水平。

秦山二期国产化核电厂全面建成投产，实现了我国自主建设商用核电厂的重大跨越。秦山二期核电站投资为 1330 美元/千瓦，国产化率 55%，经受住了初步运行考验，表现出了优良的性能，实现了较好的经济效益和社会效益。秦山三期重水堆核电厂建成投产，实现了核电工程管理与国际接轨，创造了国际同类型核电厂的多项纪录。

广东大亚湾核电站投运 10 多年来，保持安全稳定运行，部分运行指标达到国际先进水平，取得了较好的经济效益。广东岭澳核电厂也已经全面建成投产并取得良好的运行业绩。江苏田湾核电厂也已并网发电。此外，我国出口巴基斯坦的恰希玛核电厂 2000 年 6 月并网发电，2003 年负荷因子达到 85%。

2007 年对于中国核电界毫无疑问是具有里程碑意义的一年。国务院正式批准了发改委提交的《核电中长期发展规划（2005-2020）》，明确了今后核电发展的方向；由国务院和中核集团等 4 家国企共同出资组建的国家核电技术有限公司在京成立，主要从事第三代核电技术的引进和建设；中广核和法国签订了涉及 80 亿欧元的核电大单，法国和美国在中国核电市场上的竞争愈发激烈；江苏田湾核电站 2 台百万千瓦级核电机组并网发电；这一年里，辽宁红沿河核电站开始开工建设；福建福清、秦山扩建、岭澳二期等多个核电项目进入实际操作阶段。如果把 2006 年底中国牵手西屋电气看作是我国核电发展序幕的话，那么 2007 年则是真正意义上的大幕拉开，中国核电快速发展的大戏由此上演。

大量建设和国产化将成为今后一段时间内中国核电的主题词。要实现 2020 年的规划目标，此后的 13 年内平均每年还要新建 2 台以上百万千瓦级核电机组，涉及资金约 4500 亿元；在追求装机容量的同时，国家希望早日实现核电领域的自主，自主设计建造、设备国产化。对于投资者、设备制造商、研究机构等多个行业来说，核电大发展带来的机遇将是千载难逢的。

五、核电厂反应堆堆型

核电厂的分类的主要依据是反应堆堆型，按堆型分类世界上已投入运行的核电厂有以下几种：

（一）压水堆核电厂

这种核电厂的优点是反应堆的结构简单，功率密度高；汽轮机不带放射性，无需采取防护

措施。

这种核电厂的缺点是系统复杂，设备多；为得到较高的蒸汽参数，反应堆及一回路设备都要在很高的压力下工作，使其设计、制造困难。

1950 年美国海军把推进动力研究集中在压水型反应堆上，1954 年“鲉鱼号”核潜艇下水。随后，美国压水型反应堆用于陆上核电厂的建设，得到了迅猛发展。

（二）沸水堆核电厂

这种核电厂的优点是系统简单，它只有一个回路，设备少，无蒸汽发生器、稳压器、主泵及一回路主管道等设备；在反应堆压力低的情况下可获得相对高的蒸汽参数。

这种核电厂的缺点是反应堆结构复杂，功率密度低；汽轮机带有放射性，要采取防护措施。

沸水堆核电厂发展得很快，1960 年美国第一座示范性沸水堆核电厂投入运行以后，目前单机最大功率已达 1300MW。

（三）重水反应堆核电厂

这种核电厂的优点是用天然铀作燃料，提高了铀资源的利用率，降低了燃料的成本；采用压力管，省去技术复杂、制造困难、价格昂贵的压力壳；能不停堆换料。

这种核电厂的缺点是重水昂贵，发电成本高。

1956 年，加拿大建成了实验性的重水堆核电厂，后来又建造了电功率为 540MW 和 750MW 的重水堆核电机组。

（四）石墨气冷堆核电厂

这种核电厂的优点是用天然铀作燃料成本低；获得的蒸汽参数高，且为过热蒸汽。

这种核电厂的缺点是功率密度小，反应堆体积庞大；燃料装量大，燃耗浅，自耗功大，发电成本高。

前苏联自第一座核电厂开始，一直在设计、建造石墨水冷堆核电厂，并在国内建造了一批功率为 1000MW 的这种核电机组。

（五）快中子堆核电厂

这种核电厂的优点是可使对轻水堆来说是核废料的 U-238，变成可用的核燃料，大大提高铀资源的利用率。

这种核电厂的缺点是钠的腐蚀性强，对设备、管道的材料要求高；钠在空气中会燃烧，在水中会爆炸—钠水反应，故危险性大。

快中子堆是最有发展前途的核电厂。因为它是一种增殖堆，能大量利用“核废料”。1951 年美国实验快堆首次从核反应堆发电点亮 4 个灯泡。虽然世界上发达的国家已建成 10 多座快中子堆核电机组，但均为实验性的原型堆，尚有许多技术问题有待解决。

到 2008 年 7 月份，我国有 9 台压水堆核电机组、2 台重水堆核电机组在商业运行，有 16 台压水堆核电机组、1 台高温气冷堆核电机组以及 1 座实验快堆正在建设中。目前世界上最先进的第三代压水堆是美国 AP1000 和法国与德国联合开发的欧洲先进堆 EPR，我国将分别在山东海阳、浙江三门和广东台山建设这两种机组。

六、压水堆核电厂

压水堆核电厂是以压水反应堆将裂变能转换为热能发电的，是目前世界上选用最多的堆型。压水堆核电厂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使二回路水生成蒸汽送到汽轮发电机进行发电。图 1-3 为压水堆核电厂系统原理图。

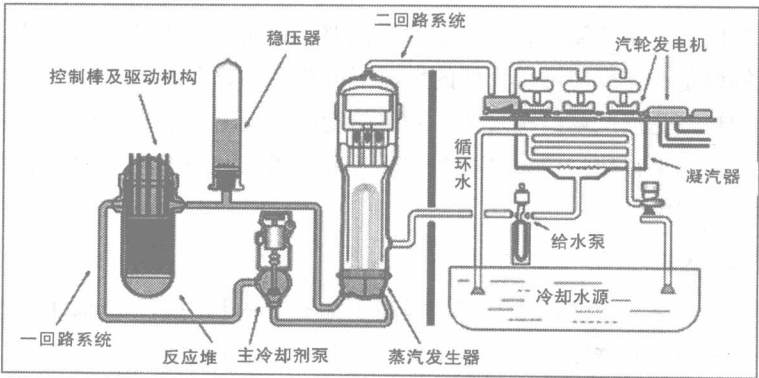


图 1-3 压水堆核电厂系统原理图

(一) 工作原理

每台压水堆机组都由反应堆 - 蒸汽发生器 - 汽轮机 - 发电机 - 稳压器 - 主泵组成。

压水堆核电厂核燃料为低浓度铀 UO_2 ，U-235 丰度为 3% 左右。冷却剂流过装有核燃料的反应堆活性区时吸收核裂变产生的热能，然后通过管道进入蒸汽发生器的 U 形管内，再把热量传递给 U 形管外的水，使其变为饱和蒸汽。被冷却后的冷却剂再由主泵送回反应堆，完成冷却剂的密闭循环。此回路为一回路（蒸汽产生系统）。

二回路的水在蒸汽发生器中被加热变成饱和蒸汽后进入汽轮机膨胀做功，将蒸汽热能变成汽轮机高速旋转的机械能，带动发电机发电。做完功的乏蒸汽被排入冷凝器，由循环水进行冷却，使乏汽凝结成水。然后再由水泵将凝结水打回蒸汽发生器，完成汽轮机工质的密闭循环，此回路称为二回路（电力生产系统）。

一、二回路的称呼是根据能量转换的先后次序定的，两个回路必须相互配合作，谁也不能单独运行。一、二回路的自然分界线是蒸汽发生器的 U 型管传热面，但习惯上将蒸汽发生器作为一个完整的设备划归一回路。

(二) 核电厂与常规火电站的比较

1. 系统、设备

压水堆核电厂中的反应堆和一回路系统相当于常规火电站的锅炉。

	蒸汽产生系统	电力产生系统
常规火电站	锅炉	汽轮机 + 发电机
核电厂	反应堆 + 蒸发器	汽轮机 + 发电机

但它与锅炉相比在技术上要复杂的多，设计制造要困难的多，安全方面要重要的多。

2. 蒸汽参数

压水堆核电厂的蒸汽参数比常规火电站低的多，电站装置热效率也比火电低。但由于核燃料费用比火电低得多，所以核电的发电成本低于火电。

	蒸汽压力（MPa）	蒸汽温度℃	再热温度℃
火电 1000MW	28.0	605	603
核电 1000MW	6.63	283	265

3. 燃料运输方面

核电厂在燃料运输方面优越的多，另外还省去大量的燃料储存场地和灰渣储存场地。

4. 环境污染方面

由于煤等化石燃料的天然放射性，火电站放射性排放总剂量率约为正常运行情况下核电厂的3倍。另外，火电站还会大量排放CO₂、SO₂、CO等污染大气环境。

第二节 核电厂系统简介

在核电厂中除了一回路系统和二回路系统外，为减少核电厂发生事故后可能造成的后果，还设有安全系统，为保证一、二回路和安全系统的正常使用，设置了一些辅助系统。

核电厂通常把厂内的这些系统按厂房划成两部分：核岛系统和常规岛系统。核岛系统主要包括：一回路系统、主要辅助系统和安全系统及核测量、控制区、保护和电气系统，常规岛系统主要包括二回路系统（汽轮机、发电机系统）、循环水系统、电气工程及厂用电设备。

本节将主要针对第二代压水堆机组的一回路系统、主要安全系统和辅助系统进行介绍，并对第三代压水堆 AP1000 和 EPR 以及我国目前在建的商用堆型重水堆核电机组、高温气冷堆核电机组等进行概念性的系统介绍。

一、压水堆核电厂系统介绍

（一）一回路系统及主要设备

一回路系统又称为反应堆冷却剂系统，一回路内的高温高压含硼水流经反应堆堆芯，吸收堆芯核裂变放出的热能；进入蒸汽发生器，通过蒸汽发生器传热管壁，将热能传给蒸汽发生器二回路侧；再被反应堆冷却剂泵送入反应堆。如此循环往复，构成封闭环路。

现代商用压水堆核电厂反应堆冷却剂系统主要由反应堆、冷却剂泵（以后简称主泵）、蒸汽发生器、稳压器和主管道组成。反应堆冷却剂系统一般有二至四条并联在反应堆压力容器上的封闭环路，每一条环路由一台蒸汽发生器、一台或两台反应堆冷却剂泵及相应的主管道组成。

反应堆冷却剂系统示意图见图 1-4。

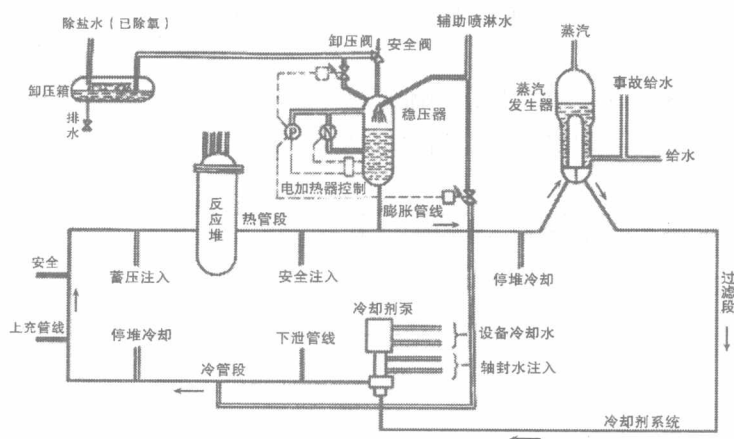


图 1-4 压水堆核电厂反应堆冷却剂系统示意图

反应堆主要由压力容器、堆内构件、堆芯和控制棒驱动机构组成；

- 反应堆压力容器工作在高压（15.5MPa 左右）、高温、含硼酸水介质和放射性辐照的环境下，不仅用于支撑和包容堆芯和堆内构件，还作为一回路冷却剂的重要压力边界，起着防止裂变产物逸出的作用。
- 堆内构件主要用于堆芯部件的支承、对中和导向；引导冷却剂流入流出堆芯；为堆芯内仪表提供支承和导向；保护压力容器，延长其寿命。它主要包括上部堆内构件和下部堆内构件两大部分。
- 堆芯（反应堆活性区）的主要作用是建立和维持可控链式核裂变反应，将燃料核裂变产生的能量大部分转换成热能，并将热能传递给一回路冷却剂。
- 控制棒驱动机构是核反应堆安全的重要动作部件，通过它的动作，带动控制棒组件在堆芯上下抽插，以实现反应堆的启动、功率调节、剩余反应性补偿和停堆操作。控制棒驱动机构主要包括内部钩爪组件、驱动轴组件、耐压壳组件、磁轭线圈组件和位置指示组件等部件。

主管道将冷却剂从反应堆压力容器传送到蒸汽发生器，然后输送到主泵，再由主泵增压打回反应堆压力容器。每个回路上的主管道段包括热管段（反应堆压力容器到蒸汽发生器部分）、过渡管段（蒸汽发生器至主泵部分）、冷管段（主泵至反应堆压力容器部分）。

主泵作用是为反应堆冷却剂提供驱动压头，保证足够的冷却剂流量通过堆芯，把反应堆产生的热量送至蒸汽发生器。现代压水堆核电厂采用最广泛的是立式、单级轴封泵。

蒸汽发生器是压水堆核电厂一回路和二回路之间的枢纽，它将反应堆产生的热量传递给二回路，将二回路的给水变成蒸汽，推动汽轮机做功。同时，蒸汽发生器又是分割一回路和二回路介质的屏障，占一回路压力边界面积 80% 左右的蒸汽发生器传热管壁厚一般只有 1mm 左右，是一回路压力边界中最薄弱的部分，在运行中极易发生泄漏。因此，蒸汽发生器的质量和性能对于核电厂的安全性和经济性十分重要。目前我国除田湾核电站采用卧式蒸汽发生器外，其他电站均采用立式 U 型管自然循环蒸汽发生器。

反应堆冷却剂系统还设有稳压与卸压系统，该系统通过波动管与主管道连接，由稳压器、

卸压箱、稳压器波动（膨胀）管线、稳压器喷淋管线、稳压器安全阀、蒸汽排放管线以及汽 - 气混合物排放管线等部件组成。

稳压与卸压系统的主要功能是建立并维持一回路系统的压力；运行期间补偿一回路冷却剂因温度变化引起的容积变化，限制一回路压力因温度变化引起的波动，避免冷却剂在反应堆内沸腾，并控制一回路升、降压速度。整个压水堆冷却剂系统共用一台稳压器，通过波动管和一个环路的热管段相连。稳压器有气罐式和电加热式两种，现代压水堆核电厂普遍采用电加热式稳压器。

（二）主要的安全系统

核电厂的安全系统的功能是限制事故发生后的后果，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。主要的安全系统包括余热导出系统、应急堆芯冷却系统、安全壳、安全壳隔离系统、安全壳喷淋系统、安全壳消氢气系统、蒸汽发生器辅助（应急）给水系统、重要用户中间冷却水系统、应急电源等。这些安全保护系统均采用独立设备和冗余布置，备有事故电源，安全系统可以抗地震和在蒸汽 - 空气及放射性物质的恶劣环境中运行。简单介绍如下：

1. 余热导出系统

余热导出系统主要功能是把反应堆停堆后的余热热量从反应堆冷却剂系统中传递出去。

余热导出系统主要由余热换热器、余热排出泵以及有关管道、阀门和运行控制所必需的仪器仪表组成。该系统正常运行时，反应堆冷却剂从主管道热段流向余热排出泵，通过余热换热器传热管再返回主管道冷段，热量则通过余热换热器传递到设备冷却水系统中。

2. 应急堆芯冷却系统

应急堆芯冷却系统主要功能是在出现某些事故时，通过注入含中子吸收物质（硼）的冷却剂，冷却堆芯并提供附加停堆能力。应急堆芯冷却系统主要由安注箱、安注泵、离心上充泵、余热排出泵、换料水贮存箱、硼注射箱及有关的阀门、管道组成。

3. 安全壳

安全壳是用于容纳反应堆冷却剂系统和某些安全重要系统的设备，在运行时对冷却剂系统的放射性辐射进行屏蔽，限制泄漏；在一回路或二回路发生泄漏事故时，承受内压并限制泄漏。安全壳还具有抵抗外部事件（飓风、飞射物撞击），保护反应堆的能力。

安全壳底部用钢筋混凝土底板封闭，主体由预应力混凝土穹顶封闭的立式预应力混凝土筒体构成，内侧覆有起密封作用的碳钢衬里。

4. 安全壳隔离系统

安全壳隔离系统为贯穿安全壳的流体系统提供了隔离手段，将事故后可能释放到安全壳的任何放射性物质都包容在安全壳内，保证安全壳泄漏率不超过规定的限值。

安全壳隔离系统主要由安全壳隔离阀和相关管道组成。在某些事故情况下，当安全控制系统发出隔离信号时，这些隔离阀快速关闭，防止放射性物质向周围环境释放。另外，在主蒸汽管道发生破裂时，还能及时隔离蒸汽发生器，防止反应堆冷却剂系统过冷或安全壳超压。

5. 安全壳喷淋系统

该系统的功能是维持安全壳内压力。某些事故发生后，当安全壳内的压力上升到一定限值，安全壳喷淋泵启动，把含有硼和氢氧化钠的溶液向安全壳内均匀地喷淋，在降低安全壳内温度