



**HE
GONG
CHENG
ZHI LIANG
JIAN DU**

全国核工业工程质量监督工程师培训教材

核工程质量监督

(试行本)

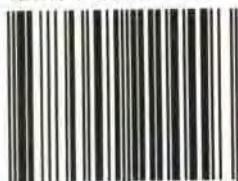
全国核工业工程质量监督工程师培训教材编写委员会
全国核工业工程质量监督工程师培训教材审定委员会

里 908

原子能出版社

**HE
GONG
CHENG
ZHI
LIANG
JIAN
DU**

ISBN 7-5022-2449-1



9 787502 224493 >

ISBN 7-5022-2449-1/TL

定价：88.00 元

全国核工业工程质量监督工程师培训教材

核工程质量监督

(试行本)

全国核工业工程质量监督工程师培训教材编写委员会
全国核工业工程质量监督工程师培训教材审定委员会

原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

核工程质量监督/全国核工业工程质量监督工程师培训教材编写委员会编. —北京:原子能出版社, 2002. 6

ISBN 7-5022-2449-1

I. 核… II. 全… III. 核工程-工程质量-技术监督-技术培训-教材 IV. TL

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2002)第 032720 号

内容简介

本书与“全国建设工程质量监督工程师培训教材(试行本)”中的《工程质量监督概论》和《工程质量管理与控制》一起,作为核工业工程质量监督工程师的培训教材。

本书以核工程建设的质量监督管理为主线,介绍了核设施和核工业的基本技术知识,核工程管理、质量保证和核工程质量监督知识和方法。本书共分四篇三十二章,即:核设施和核工业(共八章),核工程管理(共五章),质量保证(共十二章),核工程质量监督(共七章)。

本书也可作为建设单位、施工单位、工程监理单位等有关人员的业务参考书。

原子能出版社出版 发行

责任编辑:谭 俊

社址:北京市海淀区阜成路 43 号 邮政编码:100037

北京朝阳科普印刷厂印刷 新华书店经销

开本:787×1092mm 1/16 印张 17.5 字数 343 千字

2002 年 6 月北京第 1 版 2002 年 6 月北京第 1 次印刷

印数:1—1000

定价:88.00 元

全国核工业工程质量监督工程师培训教材审定委员会

主任委员：金德钧

副主任委员：邱建刚 徐 波

委 员：（按姓氏笔画顺序）

马云青 刘明涛 邵长利 吴松勤

吴慧娟 杨玉江 杨树林 陈曝之

余剑锋 张伟国 郝东秦 费广植

赵宏彦 郭万清 曾宪新 甄树权

全国核工业工程质量监督工程师培训教材编写委员会

主任委员：章庆华

副主任委员：杨大全

委 员：（按姓氏笔画顺序）

王 政 王洪国 王维麟 王崇文

石述澧 李宗文 汤九军 邱仁森

张军洋 张 德 赵占厚 章土来

程建秀 蔡 俊

执 笔：邱仁森

前 言

《建设工程质量管理条例》(以下简称《条例》)于2000年1月30日以国务院第279号令发布实施。《条例》以参与建筑活动各方主体为主线,分别规定了建设单位、勘察单位、设计单位、施工单位、工程监理单位的质量责任和义务,确定了建设工程质量保修制度、工程质量监督管理制度等内容。对于强化政府质量监督,规范各方主体的质量行为,维护建筑市场秩序,全面提高建设工程质量,具有重要意义。

建立符合社会主义市场经济要求的政府工程质量监督管理制度是贯彻《条例》的重要手段,也是深化工程建设管理体制改单的重要内容。因此,要不断提高工程质量监督工作水平,改进质量监督手段和方法,增强质量监督工作的规范性、科学性和准确性,确保建设工程的质量和安全。

为了提高政府工程质量监督队伍的素质和监督工作水平,建设部提出实行建设工程质量监督工程师制度,以质量监督工程师为主开展工程项目的质量监督。建设部建筑管理司组织编写了“全国建设工程质量监督工程师培训教材”(试行本)共五本,作为全国建设工程质量监督工程师培训的指定教材。

我国核工业工程建设,经历了近半个世纪的发展,在核工程建设方面积累了丰富的经验。核工业工程建设实施政府工程质量监督制度已经有十多年时间,经过大量质量监督人员的辛勤努力,工程质量监督工作取得了显著成绩,为提高建设工程质量定挥了重要作用。为了适应社会主义市场经济体制和新形势的要求,核工业工程质量监督机构必须改进监督方法,完善监督手段,提高人员素质。因此,核工业工程质量监督总站组织了核工业工程质量监督工程师培训教材的编写工作。

由于核工程建设有其自身的特点,存在许多特殊的要求,本书是在总结以往经验的基础上,特别是近二十年求,核电建设实施与国际接轨的现代工程管理体系的经验的基础上,结合当前形势编写的。本书与“全国建设工程质量监督工程师培训教材(试行本)”的《工程质量监督概论》和《工程质量监督与控制》一起,作为核工业工程质量监督工程师的培训教材,也可以作为建设单位、施工单位、工程监理单位等有关人

员的业务参考书。

本书由邱仁森执笔编写,提供资料的有:核工业工程质量监督第一、八、十中心站,中国核工业集团公司计划部、核燃料部,核动力运行研究所和苏州热工研究所等。

本书的编写得到建设部、中国核工业集团公司、中国广东核电集团公司的指导和支持。中国核工业集团公司计划部、核燃料部、秦山一、二、三期核电站、大亚湾核电站、岭澳核电站、田湾核电站、核动力运行研究所和苏州热工研究所等单位 and 核工业各工程质量监督站的有关领导和同志对本书的编写提供了大力支持和帮助,在此一并表示感谢。由于编写时间较紧,难免有错误和不足之处,敬请广大读者批评指正。

全国核工业工程质量监督工程师培训教材编写质员会

全国核工业工程质量监督工程师培训教材审定质员会

目 录

第一篇 核设篇和核工业	(1)
第一章 核反应堆	(1)
第一节 链式反应	(1)
第二节 反应堆本体的组成和结构	(2)
第三节 反应堆的类型	(6)
第二章 核电站动力装置	(8)
第一节 压水反应堆	(8)
第二节 重水反应堆	(16)
第三节 快中子反应堆	(22)
第四节 高温气冷堆	(24)
第三章 核燃料的开采、冶炼和浓缩	(28)
第一节 铀矿的开采	(28)
第二节 铀的冶炼	(29)
第三节 铀的浓缩	(35)
第四章 核燃料元件的加工	(37)
第一节 概述	(37)
第二节 压水堆燃料元件制造工艺	(38)
第三节 高温气冷堆燃料元件制造工艺	(40)
第四节 重水堆燃料元件制造工艺	(43)
第五章 乏燃料后处理	(44)
第一节 后处理工艺的基本阶段	(44)
第二节 水法处理	(45)
第三节 干法处理	(47)
第六章 带电粒子加速器	(49)
第一节 加速器原理和结构	(49)
第二节 加速器分类和用途	(55)
第七章 核聚变装置	(60)
第一节 核聚变反应	(60)
第二节 受控核聚变装置	(62)

第三节 聚变能电站	(66)
第八章 核设施退役	(68)
第一节 概述	(68)
第二节 去污	(70)
第三节 拆除、分割和拆毁	(72)
第四节 废物处理	(73)
第五节 铀废石与尾矿的处置	(74)
第六节 核电站的退役	(75)
第二编 核工程管理	(78)
第一章 核工程项目的特点	(78)
第一节 与常规工程相同的特点	(78)
第二节 核工程固有的特点	(79)
第二章 建设的基本程序	(82)
第一节 工程建设的退用程序	(82)
第二节 核设施建设的特殊程序	(85)
第三章 建设的各方主体和管理部门	(90)
第一节 政府管理部门	(90)
第二节 建设单位	(91)
第三节 监理单位	(93)
第四节 勘察设计单位	(94)
第五节 施工单位	(95)
第四章 核工程项目管理	(96)
第一节 核工程项目管理的主要内容	(96)
第二节 准备阶段的工程项目管理	(98)
第三节 实施阶段的工程项目管理	(99)
第五章 核工程质量管理程序和程序	(103)
第一节 质量保证大纲	(103)
第二节 工程管理制度	(104)
第三节 承建单位的工程质量管理制废和程序	(110)
第三篇 质量保证	(114)
第一章 质量保证大纲的制定及评价	(114)
第一节 制定质量保证大纲的基本原则	(114)
第二节 质量保证大纲的制定	(116)
第三节 编制大纲文件	(121)

第四节	质量保证大纲有效性的评价	(124)
第二章	质量保证的组织	(126)
第一节	质保组织机构	(126)
第二节	人员配置和培训	(128)
第三章	文件控制和记录	(129)
第一节	总则	(129)
第二节	文件控制	(130)
第三节	记录制度	(131)
第四章	设计控制	(134)
第一节	概述	(134)
第二节	设计活动的组织	(134)
第三节	文件和记录的控制	(135)
第四节	设计活动的执行	(136)
第五节	设计验证	(136)
第六节	设计的肯定、输出和变更	(138)
第五章	采购控制	(138)
第一节	采购的安排	(139)
第二节	采购文件的编制	(139)
第三节	选择供方、评标和签约	(141)
第四节	供方绩效的评价	(142)
第五节	物项和服务的验收	(142)
第六节	市售物项和备件采购	(143)
第六章	物项控制	(143)
第一节	物项的标识和控制	(143)
第二节	装卸、贮存和运输	(144)
第七章	过程控制	(147)
第一节	概述	(147)
第二节	过程的策划	(147)
第三节	工作文件	(148)
第四节	过程监控	(149)
第八章	检查和试验	(149)
第一节	概述	(149)
第二节	检查	(150)
第三节	试验	(151)

第四节	供方所供物项和服务的验收	(152)
第五节	电厂检查和试验	(154)
第六节	测试设备	(155)
第九章	不符合项控制和纠正措施	(156)
第一节	概述	(156)
第二节	不符合项的控制	(156)
第三节	纠正措施	(161)
第十章	质量保证验证方法	(163)
第一节	直接验证方法和技术	(163)
第二节	间接验证方法	(168)
第三节	监督	(169)
第四节	QA 验证方法的选用	(170)
第五节	QA 验证的独立性原则	(171)
第十一章	质量保证要求分级	(172)
第一节	分级概述	(172)
第二节	物项和服务的分级	(174)
第三节	QA 等级的选定	(176)
第四节	QA 要求的分级	(179)
第五节	物项和服务与适用 QA 要求的相互关系	(179)
第六节	规定适用的 QA 要求	(179)
第十二章	核电厂建造期间的质量保证	(197)
第一节	质量保证的通用要求	(197)
第二节	土建工程的施工、检查和试验	(202)
第三节	机械设备和系统的安装、检查和试验	(207)
第四节	焊接控制	(213)
第五节	仪表和电气设备的安装、检查和试验	(216)
第四篇	核工程质量监督	(229)
第一章	核工程质量监督机构的制度和程序	(229)
第一节	工程质量监督机构的制度	(229)
第二节	监督工作程序	(236)
第二章	对承包商的资质核查	(239)
第一节	对承包商资质审查的重要性	(239)
第二节	资质审查的主要内容	(241)
第三章	对质量保证体系有效性的监督	(243)

第一节	质量管理制度和程序的有效性	(243)
第二节	质量指标和质量趋势分析	(245)
第三节	人员素质	(247)
第四章	对参建各方质量行为的监督	(249)
第一节	企业的行为	(249)
第二节	执行者的行为	(250)
第三节	行为规范化	(251)
第四节	质量行为监督为主	(252)
第五节	质量行为监督的主要内容	(253)
第五章	对工程实体质量的监督	(254)
第一节	工程质量抽查	(254)
第二节	现场巡检	(255)
第三节	参与阶段性验收	(256)
第六章	与建设有关各方的关系	(257)
第一节	与建设单位的关系	(257)
第二节	与监理单位的关系	(258)
第三节	与施工单位的关系	(259)
第四节	与政府管理部门的关系	(260)
第七章	对竣工验收的监督	(260)
第一节	竣工验收的目的和方式	(260)
第二节	竣工条件	(262)
第三节	验收程序	(262)
第四节	竣工验收的监督	(266)

第一篇 核设施和核工业

核能的开发和利用,在科学技术的发展史上具有划时代的意义。现在,核能科学技术在能源、工业、农业、国防等各个领域展示出广阔的应用前景。由于电离辐射对人体有损伤作用,它也给人类带来某些直接或潜在的危害。人们在发展和利用新技术为人类造福的同时,应尽力避免和减少它们的有害影响。

核能科学技术的发展与利用的历史表明,只要重视核安全、辐射防护及环境保护,采取科学管理,培育和加强“安全文化”,核能的安全利用是有保障的。

目前,人们用来进行核反应的民用设施主要是带电粒子加速器、核(裂变)反应堆、核聚变装置。随着核电的发展,我国建立起从铀地质研究与勘探、铀矿开采、水冶、浓缩、冶金、燃料元件制造到乏燃料后处理的核燃料循环工业体系以及放射性三废处置系统,还有核设各和核仪表的制造厂等。现阶段,带电粒子加速器在我国主要用于科学研究和小规模的实际应用,核聚变装置还处于试验阶段,均未发展到工业规模。

本篇简要介绍核反应堆、核动力堆系统、核燃料循环体系、带电粒子加速器、核聚变以及核设施造役等。

第一章 核反应堆

第一节 链式反应

核反应堆是用未实现可控自持核裂变链式反应的一种装置。所谓核裂变链式反应是指:一个可裂变核俘获中子发生裂变,平均释放二或三个中子;这些中子经慢化成为热中子,或直接以快中子形式,引起另外的可裂变核的裂变,产生第二代中子;第二代中子再引起核裂变产生第三代中子;依此发展下去,如果每一代中子比上一代多,只要开始有一个核发生裂变,短时间内将有更多核相继裂变,形成链式反应并释放出大量核能。

在核反应堆中,中子的平衡可以用下述的中子输运方程来描述:

$$\begin{aligned} & \frac{\partial n}{\partial t} + \mathbf{v} \cdot \nabla n + \Sigma_a n(r, E, \Omega, t) \\ &= \int_{4\pi} d\Omega' \int_0^\infty dE' v' \Sigma_s(E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) n(r, E', \Omega', t) + s(r, E, \Omega, t) \quad (1) \end{aligned}$$

该方程精确地描述了中子在介质中的平衡和运动,但它的求解相当复杂。为了说明反应堆中的中子平衡的概念,我们采用简化的近似方程,即中子扩散方程:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} - \nabla \cdot D \nabla \phi(r, t) + \Sigma_a \phi(r, t) = v \Sigma_f \phi(r, t) \quad (2)$$

其中,宏观截面 $\Sigma = N\sigma$, N —单位体积介质的核子数, σ —微观截面,它代表原子核与入射中子发生核反应的概率;

中子通量 $\phi = nv$, n —中子密度, v —中子速度;

D —扩散系数; Ω —方向单位矢量; E —中子能量; r —空间坐标矢量; t —时间, ν —每次核裂变产生的平均中子数;截面的下标 s , a , f 和 t 分别代表数射、吸收、裂变和总截面。

在(2)式中,左边第一项代表中子密度随时间的变化;第二项为单位体积的中子泄漏率;第三项为单位体积中被材料吸收的中子数;方程式右边为单位体积核燃料裂变产生的中子数。

在核反应堆中,上式中各项所代表的物理过程之间达到动态平衡,即在介质中产生的中子数与消耗的中子数相等。

这种中子的产生和消耗的关系,通常可以用中子的有效倍增系数 $K_{\text{有效}}$ 来表示,其定义为

$$K_{\text{有效}} = \frac{\text{堆内一代裂变中子总数}}{\text{堆内上一代裂变中子总数}}$$

当反应堆系统的 $K_{\text{有效}} > 1$ 时,裂变中子一代比一代多,上述方程中 $\frac{\partial \phi}{\partial t} > 0$, 链式反应中子不断增多,我们称这种反应堆处在超临界状态,如反应堆启动和提升功率时的状态。当 $K_{\text{有效}} < 1$ 时,裂变中子一代比一代少,上述方程中 $\frac{\partial \phi}{\partial t} < 0$, 链式反应收敛,我们称这种反应堆处在次临界状态,如反应堆降功率和停堆时的状态。当 $K_{\text{有效}} = 1$ 时,裂变中子保持动态平衡,上述方程中 $\frac{\partial \phi}{\partial t} = 0$, 链式反应稳定进行,这时反应堆被称为处于临界状态,如反应堆处于稳定功率运行的状态。

第二节 反应堆本体的组成和结构

尽管反应堆种类繁多,具体构造上有较大差异,但从总体结构上均可分为反应堆本体和回路系统两部分。由于压水堆在世界各国得到广泛应用,设计和运行方面的经验已相当成熟,它的总体结构也已基本定型,其主要部件均已标准化和系列化。

一般说来,反应堆的本体由堆芯(活性区)、堆内构件、反应堆压力容器及控制棒驱动机构等几部分组成。

一、堆芯(活性区)

堆芯是反应堆的核心部分,是实现可控制核裂变链式反应的区域,它主要由核燃料组件、慢化剂、冷却剂、控制棒组件及中子源等组成(见图 1.1)。

(一)核燃料

反应堆所用的燃料型式随堆型而异,主要有以下几种:

—— 金属型燃料

金属铀的热导率核高,密度大,易于加工。但它的熔点低,在一定温度下会发生相变,当金属铀由 α 相变为 β 相时,其性质变得硬而脆,密度也相应变小。此外,金属铀的辐照稳定性和在高温水中的抗腐蚀性都很差。

铀与锆、钼、铌和铝等许多金属组成的合金,具有良好的机械性能、抗腐蚀和抗辐照性能。例如铀锆合金除了在一定程度上能改善纯铀的抗腐蚀和抗辐照性能外,还有熔点高、热导率高和便于轧制成型等许多优点。因此核电站和潜艇压水堆中曾用过这种合金燃料。但因这种铀-锆合金的辐照稳定性仍不够理想,不能满足高燃耗的要求,而且还需要消耗高浓铀,经济性也较差,所以电站反应堆已不再使用这种燃料。

—— 陶瓷燃料

陶瓷燃料是指铀、钚等的氧化物或碳化物,通过粉末冶金的方法经压制烧结而成的一种耐高温陶瓷体燃料。陶瓷燃料的种类很多,比较常见的有 $(U, Pu)O_2$, $(U, Pu)C_2$ [或 $(U, Pu)C$], $(U, Th)O_2$ 等。

与金属型燃料相比,陶瓷燃料的优点是:(1)熔点高;(2)热稳定性和辐照稳定性好,有利于加深燃耗;(3)有良好的化学稳定性。与包壳和冷却剂材料的相容性也较好。然而陶瓷燃料的突出缺点是它的热导率较低。 UO_2 具备了陶瓷燃料的许多共同性优点,因此它是动力堆中应用得最广泛的燃料。此外 UO_2 还可与 PuO_2 或 ThO_2 混合使用。

—— 弥散型燃料

弥散型燃料通常是两种不同物相材料的混合物。含易裂变核素颗粒状的弥散材料(如氧化铀、碳化铀等)均匀地和非裂变基体材料(如石墨、金属或合金)混合后,经粉末冶金法压制烧结,即可得到弥散型燃料。用粉末冶金法制备的、以金属为基体的弥散体叫做金属陶瓷。

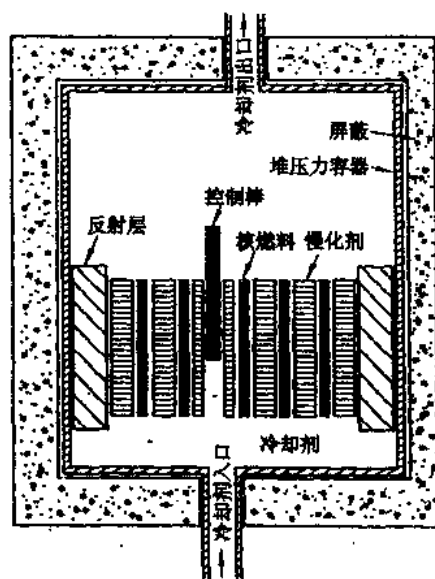


图 1.1 反应堆的构成

弥散型燃料的优点是：陶瓷燃料颗粒的尺寸一般均大于裂变产物的射程(约 $7\sim 14\ \mu\text{m}$)，因此裂变产物的影响范围仅局限于燃料颗粒本身及其附近的基体材料，避免了整个燃料芯体的辐照损伤，使燃料可达到很深的燃耗。同时也大大减少了冷却回路被污染的可能性。弥散体的各种性质基本上与基体材料相同，它通常具有粒高的强度和塑性，导热性好，耐辐照，耐冷却剂腐蚀，粒能承受热应力等特点。缺点是由于基体材料所占百分比大，必须采用浓缩铀。

弥散型燃料的种类很多，常用的有铝铀合金、铀铀合金、 $\text{UO}_2\text{-Al}$ 和 $\text{UO}_2\text{-不锈钢}$ 等金属陶瓷。

(二)包壳材料

燃料元件的包壳材料须能保护燃料，使它不受冷却剂的化学腐蚀与机械腐蚀，并防止裂变产物进入冷却回路。对包壳的主要要求是：中子吸收截面小；机械稳定性强；能承受裂变气体内压力和冷却剂外压力的作用；对于冷却剂、燃料以及在辐照期间积累起来的裂变产物的化学稳定性好。常用的包壳材料有如下几种：

——铝和铝合金

铝的应用受到腐蚀性能的限制，它很不耐热水的腐蚀。在冷却水温度低于 150°C 的情况下，铝可用作包壳材料。它在很多生产堆和试验研究堆中得到广泛应用。当水温度高于 150°C 时，要采用特殊耐腐蚀的铝-铍-镍-铜系合金(含铁、镍、镁各约1%)作为包壳材料。

——镁和镁合金

天然铀石墨气冷堆的包壳温度超过 400°C 。在达种温度下，金属铀与许多金属会发生反应，但与铍却无反应。而且铍的中子吸收截面很小，因此可用铍或铍合金作包壳材料。但铍是易燃金属，即使在石墨气冷堆的二氧化碳气氛中，高温时也会发生化学反应。加入合金元素可以大大减低铍对于氧化气体的敏感性。

——锆和锆合金

锆的热中子吸收截面也较小，耐腐蚀性能好，在压水堆的温度、压力下有足够的强度，现已广泛应用于各种水冷堆。但锆具有从冷却剂中吸氧变脆的倾向，这对其机械性能十分有害。此外，纯锆的耐腐蚀性受微量杂质如氮、铝、钛等的影响很大，加入适量的合金元素可以提高锆的耐腐蚀性。比如最常用的锆-4合金大约含1.2%~1.74%的镍、0.12%~0.18%的铁和0.05%~0.15%的铬等元素。

——不锈钢和镍基合金

在 $400\sim 800^\circ\text{C}$ 范围内，不锈钢和镍基合金是最适用的包壳材料。它们对水、气体和液态金属都有很好的耐腐蚀性能。但然中子吸收截面大，比铀适合于作快堆的包壳材料。