

核燃料工艺技术丛书

核设施退役工程

丛书主编 王俊峰

主 编 王 邵 刘坤贤 张天祥

中国原子能出版社

013033760

TL943
01

核燃料工艺技术丛书

核设施退役工程

丛书主编 王俊峰

主 编 王 邵 刘坤贤 张天祥



本书由中核四〇四有限公司资助出版



中国原子能出版社

TL943
01

005220010

图书在版编目(CIP)数据

核设施退役工程 / 王邵, 刘坤贤, 张天祥主编.

—北京: 中国原子能出版社, 2013. 1

(核燃料工艺技术丛书 / 王俊峰主编)

ISBN 978-7-5022-5827-6

I. ①核… II. ①王… ②刘… ③张… III. ①核设施

—退役 IV. ①TL943

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2013)第 022647 号

内 容 简 介

本书较为全面地介绍了核设施退役技术。主要内容包括: 核设施、核设施安全关闭、核设施退役工程、核设施退役安全、核设施退役质量、核设施退役评估、核设施退役发展趋势; 核设施特性调查方法与技术; 核设施退役化学去污技术、机械(物理)去污技术以及机械与化学结合的去污技术; 核设施退役金属切割技术和混凝土拆除(毁)技术; 退役废物管理的基本原则、处理、整备、处置方法; 退役辐射安全、临界安全和一般工业安全。并介绍了国内外核设施退役特别是后处理设施和反应堆设施退役的经验和教训。

本书可供从事核设施退役及放射性废物管理的专业技术人员、管理人员阅读, 也可以供大专院校有关专业的学生参考使用。

核设施退役工程

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 卫广刚

技术编辑 丁怀兰

责任印制 潘玉玲

印 刷 北京盛通印刷股份有限公司

经 销 全国新华书店

开 本 787 mm×1092 mm 1/16

印 张 20.75 字 数 543 千字

版 次 2013 年 2 月第 1 版 2013 年 2 月第 1 次印刷

书 号 ISBN 978-7-5022-5827-6

定 价 98.00 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

《核燃料工艺技术丛书》

编 委 会

编审委员会

主 编	王俊峰					
副 主 编	张天祥	姚守忠	胡晓丹	韩建平	李江颖	张燕春
常务副主编	张天祥	胡晓丹				
委 员	(按姓氏笔画为序)					
	丁戈龙	于红箭	王 健	王春生	王剑英	车明生
	卢明义	任凤仪	刘坤贤	闫心智	李天福	杨掌众
	吴 伟	吴印清	吴秋林	张 伟	张文祥	张慧忠
	陆治美	陈永红	周镇兴	栗万仁	贾瑞和	高义伦
	高天祥	陶精言	第五永清	章泽甫	梁淑珍	董俊明
	韩秉魁	惠宏伟	景风坤	程沁澄		

办公室

主 副 成	任	丁戈龙						
	主	任	刘文彬 代云水					
	员	(按姓氏笔画为序)						
		王 邵	王海峰	刘大伟	吴艳平	余东昌	徐玉杰	
		蒋建国						

《核燃料工艺技术丛书》

编辑出版委员会

(中国原子能出版社)

主 任	侯惠群					
副 主 任	杨树录					
成 员	(按姓氏笔画为序)					
	丁怀兰	卫广刚	王 丹	王 青	王艳丽	刘 岩
	刘 朔	张关铭	张铤清	赵志军	侯茸方	韩 霞
	谭 俊					

《核设施退役工程》

编 审 人 员

主 编 王 邵 刘坤贤 张天祥

参与编写人员 (按姓氏笔画为序)

付云杉 刘延彰 刘建鹏 李玉军 李贺成
罗劲松

审 校 人 员 (按姓氏笔画为序)

王显德 张燕春 孙东辉 吴 伟 范显华
郑华铃

总 序

核燃料循环产业是核工业发展的基础。核燃料循环产业的工业体系建设是核工业核心能力的重要组成部分。掌握核燃料循环工业体系各环节的专门工艺和技术是实现核燃料循环的理论向实践、科研实验向工业生产转化的关键环节。

经过五十多年的努力奋斗,特别是经过老一辈核燃料循环专家的刻苦攻关,我国相继突破了铀转化、核燃料后处理、铀钚冶金、氙生产等核燃料循环中的关键工艺环节,取得了一大批创新成果,积累了大量的宝贵经验和工艺技巧,为我国核工业的快速发展奠定了坚实的基础。

为了系统地总结我国核燃料循环领域工艺技术的自主创新成果,借鉴吸收国外同行的最新进展,在广泛吸取我国核燃料各领域专家意见的基础上,中国核工业集团公司所属中核四〇四有限公司、中国原子能科学研究院联合清华大学,历时四年,终于将《核燃料工艺技术丛书》编辑出版。

作为一名长期从事核燃料循环领域科研和生产的科技工作者,我对于核燃料循环技术在向工业化转化中突破工艺和掌握技术的复杂性和艰巨性有着深刻的体会,对于殚精竭智、献身于我国核燃料循环的众多专家学者怀有由衷的敬意和深厚的感情,对于我国核燃料循环产业的发展壮大充满无限的期望和信心。

我相信,此套丛书的出版必将促进我国核燃料循环领域工艺技术的系统化和科学化发展,推动核燃料循环产业的不断技术创新与进步,鼓舞和激励核燃料循环科研生产一线的广大干部职工,薪火相传,奋发图强,为我国核燃料循环产业的持续健康发展做出更大的贡献。

最后,感谢长期以来大力支持中国核工业集团公司核燃料循环产业的国家相关部委和地方政府的各级领导,感谢长期关心指导中国核工业集团公司核燃料循环产业发展的各领域的专家学者。

祝我国核燃料循环领域的工艺技术不断取得新的突破,我国核燃料循环产业取得更大的发展。

中国核工业集团公司总工程师

雷增光

2011年12月

序

与其他非核设施一样,核设施也要经过设计、建造、运行和退役等阶段,退役是其全生命周期管理中的一个重要环节。20世纪80年代以来,我国对核设施退役给予了高度重视,并广泛开展了核设施退役治理工作和相关的科研开发,获得了大量经验和教训,开发了许多行之有效的退役和放射性废物处理、处置技术,为保护环境和人类生存安全作出了重要贡献。我相信,《核设施退役工程》一书的出版将对我国核设施退役技术的发展起到一定的推动作用。

本书较为全面地介绍了核设施退役源项和特性调查、退役去污、退役拆除与分解、退役废物管理及退役安全与质量的理论、方法和应用。全书注重理论和生产实践的紧密结合,内容丰富,具有较强的实用性。

作者都是多年来从事核设施退役及放射性废物治理的研究和实践者,本书是他们在多年的研究和生产实践的基础上,综合了国内外本领域的最新成果和应用经验编纂而成,具有较高的理论和实际应用水平。

本书对从事相关工作的生产技术人员、工程技术人员了解、掌握和应用相关理论和技术,指导生产和应用将有重要的作用。同时,本书对大、专院校师生也具有较好的参考价值。

我衷心祝贺《核设施退役工程》一书的出版,并向广大读者推荐。

中国工程院院士

2012年11月

前 言

退役是核设施生命周期的最后一个阶段,也是其生命周期管理中的一个重要环节。几十年来,世界各国都投入了大量的人力、物力和财力,开发了大量核设施退役技术,积累了丰富的理论和实践经验,有力推动了核设施退役技术的发展。本书在大量调研的基础上,结合国内外核设施退役成果,较为全面地介绍了核设施退役技术和退役的管理。

本书分为7章。第1章介绍了核设施退役的目的和原因、设施种类、核设施安全关闭、核设施退役工程(包括退役准备、退役实施和退役验收等阶段)、核设施退役安全、质量、退役评估等内容。第2章讲述了核设施退役放射性源项调查和场址特性调查方法和技术。重点介绍了源项调查和场址特性调查的必要性、调查方法和技术,放射性存量的估算,源项调查和场址特性调查方案的设计,源项调查和场址特性调查报告大纲等。第3章介绍了核设施污染原理和各种去污方法。重点介绍了化学去污、物理(机械)去污、电化学去污、废金属熔炼去污的原理、特点,核设施中主要系统和部件的去污方法等。第4章介绍了核设施退役拆除、分割和拆毁的原理、方法,重点介绍了热切割和冷切割的原理和各种方法的特点及应用,机器人和远距离拆除技术,部件拆除的工艺技术选择等。第5章讲述了退役废物的分类、管理原则,废物处理、整备和处置原理和方法,退役废物最小化等。第6章介绍了核设施退役辐射安全、一般工业安全和环境安全,核设施退役安全评估以及应急预案等内容。第7章重点介绍了核设施退役的一般经验和教训,反应堆设施和后处理设施的退役经验和教训。

本书由多位在核设施退役和放射性废物治理方面具有丰富理论和实践经验的中青年技术人员编写。张天祥对本书进行了技术指导,参与编写的人员有:付云杉(第1章)、刘延彰(第2章)、刘建鹏(第3章)、李贺成(第4章)、王邵(第5章)、李玉军(第6章)、罗劲松(第7章)。刘坤贤、王邵同志对全书进行了统稿。丁戈龙、万红兵、于红箭、张国林为本书的编写提供了大量资料。

中国工程院院士陈念念为本书作了序。孙东辉、郑华铃、王显德、范显华、刘坤贤、张燕春、吴伟等专家对本书进行了认真的审阅,并提出了许多宝贵的建议和修改意见。中核四〇四有限公司核信息中心的诸位同志为本书的出版做

了大量的工作。对此我们一并表示衷心感谢。

由于编者水平有限,不足之处在所难免,敬请读者批评指正。

编著者

2012年10月

目 录

第 1 章 绪论	(1)
1.1 核设施类型	(2)
1.1.1 反应堆设施	(2)
1.1.2 后处理设施	(6)
1.1.3 其他核燃料循环设施	(9)
1.2 核设施的安全关闭	(10)
1.3 核设施退役工程	(12)
1.3.1 退役准备	(12)
1.3.2 退役工程实施	(22)
1.3.3 退役工程验收	(25)
1.4 退役安全	(25)
1.5 退役质量保证	(26)
1.5.1 质量保证体系的建立	(26)
1.5.2 质量保证大纲	(27)
1.5.3 质量保证大纲的实施	(28)
1.6 核设施退役评估	(29)
1.6.1 项目立项前的评估	(29)
1.6.2 最终评估	(32)
1.7 国内外核设施退役发展状况	(35)
参考文献	(37)
第 2 章 源项及特性调查	(39)
2.1 源项及特性调查分类	(39)
2.2 特性调查方法	(41)
2.2.1 特性调查程序	(41)
2.2.2 特性调查方法	(42)
2.3 源项调查技术	(44)
2.3.1 现场测量技术	(45)
2.3.2 实验室测量技术	(48)
2.4 放射性残留量估算	(51)
2.4.1 放射性物料估算方法及流程	(51)
2.4.2 计算方法	(54)
2.5 核设施源项和特性调查方案	(58)
2.5.1 源项和特性调查方案的主要内容	(58)
2.5.2 现场测量技术选择	(60)

2.5.3 特性调查活动中的注意事项	(60)
2.6 终态放射性特性调查报告大纲	(61)
参考文献	(61)
第3章 退役去污	(63)
3.1 概述	(63)
3.1.1 放射性污染	(63)
3.1.2 退役去污	(63)
3.1.3 退役去污的分类与选择	(64)
3.1.4 衡量退役去污效果的指标	(65)
3.2 化学去污	(66)
3.2.1 去污试剂	(66)
3.2.2 化学去污工艺	(68)
3.2.3 几种有效的去污方法	(71)
3.3 物理去污	(89)
3.3.1 喷射去污	(90)
3.3.2 超声波去污	(97)
3.3.3 PIG 去污	(101)
3.3.4 其他机械(物理)去污技术	(104)
3.4 电化学去污	(109)
3.4.1 去污原理	(109)
3.4.2 电解液的选择	(110)
3.4.3 去污方式	(112)
3.4.4 工艺系统组成	(112)
3.4.5 影响电化学去污的因素	(113)
3.5 熔炼去污	(115)
3.5.1 感应熔炼原理	(115)
3.5.2 金属熔炼的造渣技术	(116)
3.5.3 金属熔炼配方	(117)
3.5.4 主要熔炼设备	(118)
3.5.5 废金属熔炼处理工艺	(120)
3.5.6 金属熔炼技术的研究和应用	(125)
3.5.7 熔炼后的废金属再循环、再利用	(127)
3.6 去污新技术	(128)
参考文献	(131)
第4章 核设施退役拆除、分割和拆毁	(134)
4.1 概述	(134)
4.2 金属材料的切割	(135)
4.2.1 热切割	(136)
4.2.2 冷切割	(153)

4.3	混凝土拆除(毁)	(160)
4.3.1	控制爆破	(160)
4.3.2	球锤或扁平锤	(161)
4.3.3	膨胀拆除	(162)
4.3.4	铝热剂反应喷枪	(163)
4.3.5	金刚石切割机具	(164)
4.3.6	其他技术	(165)
4.4	机器人和远距离操作系统	(167)
4.5	远程操控设备和机器人在核设施退役中的应用实例	(174)
4.5.1	美国汉福特热室远距离拆除系统	(174)
4.5.2	卡尔斯鲁厄后处理厂的退役	(177)
4.6	整体吊运拆除工艺	(177)
4.7	具体部件的拆除	(180)
4.7.1	大型管道的拆除	(180)
4.7.2	重混凝土构筑物的切割拆除	(180)
4.7.3	石墨堆堆本体拆除	(182)
4.7.4	核设施厂房结构的拆除解体	(183)
	参考文献	(184)
第5章	退役废物的管理	(185)
5.1	退役废物的来源与分类	(185)
5.1.1	退役废物的来源与特点	(185)
5.1.2	退役废物的分类	(186)
5.2	退役废物管理的基本原则和需要重视的问题	(190)
5.2.1	退役废物管理基本原则	(190)
5.2.2	废物管理中应该重视的问题	(192)
5.3	退役废物的处理	(193)
5.3.1	气载废物的处理	(193)
5.3.2	放射性液体废物的处理	(196)
5.3.3	放射性固体废物的处理	(211)
5.4	退役放射性废物的整备	(219)
5.4.1	放射性废物固定/固化	(219)
5.4.2	放射性废物的包装	(238)
5.5	退役废物的暂存	(239)
5.5.1	放射性废液的暂存	(239)
5.5.2	中、低放固体废物暂存	(240)
5.5.3	α 废物的暂存	(241)
5.6	退役废物的处置	(242)
5.6.1	近地表处置	(242)
5.6.2	中等深度处置	(244)

5.6.3	深地质处置	(246)
5.6.4	极低放废物处置	(247)
5.7	退役废物最小化	(248)
5.7.1	减少源项	(248)
5.7.2	防止污染扩散	(248)
5.7.3	再循环和再利用	(249)
5.7.4	废物管理优化	(249)
5.8	危险废物和有毒废物的安全管理	(250)
5.8.1	汞	(250)
5.8.2	铅	(251)
5.8.3	石棉	(251)
5.8.4	氰化物	(252)
5.8.5	多氯联苯	(253)
参考文献		(253)
第6章 核设施退役安全		(256)
6.1	辐射安全	(257)
6.1.1	核设施退役辐射安全的一般原则	(257)
6.1.2	纵深防御	(257)
6.1.3	辐射防护	(258)
6.1.4	辐射安全防护措施	(260)
6.1.5	辐射监测	(264)
6.2	临界安全	(269)
6.3	工业安全	(271)
6.3.1	机械、工具伤害	(271)
6.3.2	电伤和电击	(272)
6.3.3	酸、碱灼伤	(273)
6.3.4	燃烧与爆炸	(273)
6.3.5	噪声伤害	(274)
6.4	环境安全	(274)
6.4.1	环境影响评价	(274)
6.4.2	气载流出物对环境的影响	(275)
6.4.3	液态流出物对环境的影响	(276)
6.5	核设施退役安全评估	(276)
6.6	退役工程安全应急预案	(277)
参考文献		(279)
第7章 退役案例与经验		(280)
7.1	获得的一般经验和教训	(280)
7.1.1	特性调查	(280)
7.1.2	去污	(281)

7.1.3 拆除	(281)
7.1.4 废物管理	(281)
7.2 反应堆的退役	(282)
7.2.1 我国微型中子源反应堆的退役	(282)
7.2.2 比利时莫尔 BR3 核电站退役	(285)
7.2.3 日本 JPDR 堆的退役	(287)
7.2.4 法国 G1 石墨气冷堆的退役	(289)
7.2.5 温茨凯尔改进型气冷堆(WAGR)退役	(291)
7.2.6 俄罗斯石墨堆退役	(297)
7.2.7 我国石墨水冷堆的退役	(298)
7.3 后处理设施退役	(301)
7.3.1 法国 UP1 后处理厂的退役	(301)
7.3.2 德国 WAK 后处理厂的退役	(304)
7.3.3 法国军用 AT-1 后处理中间厂的退役	(305)
7.3.4 美国橡树岭国家实验室热室的退役	(307)
7.3.5 我国后处理主工艺厂房的退役	(308)
参考文献	(310)
附录 I 国际原子能机构(IAEA)退役计划的格式和内容	(312)
附录 II 我国已发布的与退役相关的标准	(315)

第1章 绪论

自 20 世纪 30 年代末发现核裂变以来,核能技术得到了迅速而广泛的应用,世界上有核国家由此都建造了大量核设施。对于核设施,国际原子能机构(IAEA)的定义:核设施是规模生产、加工、使用、贮存或处理处置放射性物质,需要作安全考虑的设施,包括其设备、建筑物和附属场地。《中华人民共和国放射性污染防治法》也对核设施作出了具体的定义:核设施是指核动力厂(核电厂、核热电厂、核供汽供热厂)和其他反应堆(研究堆、实验堆、临界装置等);核燃料生产、加工、贮存和后处理设施;放射性废物的处理和处置设施等。

核设施同其他非核设施一样,都有其生命周期(设计、建造、运行、退役等)。退役是核设施生命周期的最后一个阶段,是其全生命周期管理中的一个重要环节。IAEA 将核设施退役定义为解除一座核设施的部分或全部监管控制所采取的行政和技术活动。目前,世界上有几千座核设施亟待退役,包括反应堆设施、核燃料循环前段设施、核燃料循环后段设施、核技术应用研究设施等。核设施退役的原因,除了其使用寿命超过设计寿期外,还有可能是以下的原因:

1) 核设施已完成预定任务目标或任务目标发生改变。

2) 由于社会或政治的原因,核设施必须停止生产运行,例如,前南斯拉夫所有核电厂运行至 2000 年全部关闭,此后不再建造核电厂,德国将于 2020 年关闭所有的核电厂等。

3) 因为安全原因,存在着重大安全隐患或发生了事故,难以补救或不值得补救。例如,苏联切尔诺贝利核电厂、美国三哩岛核电厂等。

4) 因为经济效益不好不值得维持,或没有资金维持运行。

5) 场地计划用于其他目的,必须关闭、拆除设施。

6) 工艺技术落后而被淘汰。

7) 现有生产设施不能满足要求,需要拆除改建等。

与非核设施退役相比,核设施退役具有以下特点:

1) 包容的放射性物质量大。

2) 退役过程未知因素较多,对环境影响和人员伤害风险要高于一般的设施,处理不当,容易对社会造成负面影响。

3) 退役期间要保证监督和防护措施正常运行。

4) 退役废物类型复杂,处理困难。

5) 退役资金、人力资源和技术设备需求量大。

核设施在服役的过程中,设施本身或某些部位活化或受到过放射性核素的污染,例如,反应堆经过几十年营运后,不但产生的放射性废物需要处理与处置,反应堆本身也已成为一个巨大的放射源,如果不对其进行退役和妥善的监管,会对周围环境和周围居民的安全构成潜在的危害。因此,核设施退役的目标是在安全关闭的前提下,对系统、设备和建(构)筑物进行去污、拆除、拆毁以及对退役废物和场址环境进行全面治理,使其满足国家法规、标准规定的要求,达到无限制或有限制开放水平,最终达到保护公众安全和环境安全的目的。

1.1 核设施类型

核设施种类繁多,不同的核设施其规模大小、复杂程度、地址条件、运行状况有着很大的不同。就核设施数量而言,核燃料循环设施最多。所谓核燃料循环是指与核能生产有关的所有活动,如图 1-1 所示,包括铀或钍的采矿、选冶、加工和富集,核燃料制造,反应堆运行,核燃料后处理,退役和放射性废物管理等各种活动,以及与上述各种活动有关的任何研究与开发活动。以反应堆为中心,可将核燃料循环分为“前段”(front end)和“后段”(back end)。前者是指生产出适合于反应堆使用的燃料组件的过程,包括铀矿开采、水冶、铀精制、铀转化、铀浓缩和燃料元件制造等过程;后者是指从反应堆卸出的乏燃料处理的各种工艺过程和专业活动,包括乏燃料暂存、乏燃料后处理和放射性废物的处理与处置等过程。

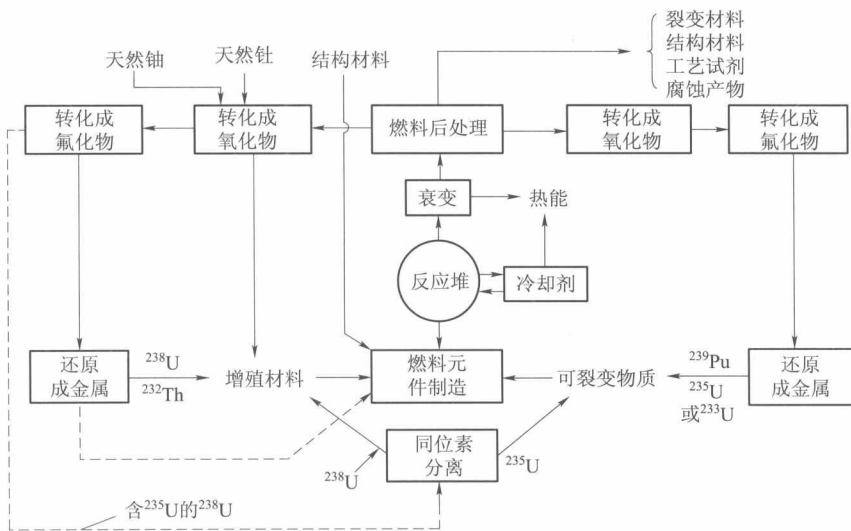


图 1-1 核燃料循环示意图

1.1.1 反应堆设施

1.1.1.1 反应堆的分类

反应堆是一种能维持自持核裂变链式反应,可以人为控制反应快慢的装置。反应堆的种类较多,用途多样。可以按照堆内中子的能量、核燃料、慢化剂与冷却剂类型、堆芯结构形式以及它们的用途来分类。

(1) 按照引起裂变的中子能量分类

根据中子能量不同,可将反应堆分为快中子堆、中能中子堆和热中子堆。快中子堆是靠中子能量大于 0.1 MeV 的快中子来维持自持裂变反应的,简称快堆。这种堆因所用的冷却剂不同,又分为钠冷快堆和气冷快堆;中能中子堆是靠能量为几 eV 到 100 keV 的中子来维持自持链式裂变反应的;热中子堆是靠能量小于 1 eV 的热中子来维持自持裂变反应的。

当今绝大部分反应堆都属于热中子反应堆。

(2) 按慢化剂和冷却剂分类

根据所用的冷却剂和慢化剂的不同可将反应堆分为轻水堆、重水堆、石墨堆、气冷堆、液态金属冷却堆等。通常轻水堆又分为压水堆和沸水堆；重水堆又分为压力管式重水堆、压力容器式重水堆、重水慢化轻水冷却堆等；石墨堆分为石墨水冷堆、石墨气冷堆；气冷堆分为天然铀石墨气冷堆、改进型气冷堆、高温气冷堆以及重水慢化气冷堆；液态金属冷却堆有熔盐堆和钠冷快堆等。

(3) 按堆芯结构分类

根据堆芯结构不同可将反应堆分为均匀堆、非均匀堆两大类。均匀堆是指堆芯核材料与慢化剂、冷却剂均匀混合的反应堆；非均匀堆是指堆芯核材料与慢化剂、冷却剂呈非均匀分布，并按要求排列成一定形状。当今几乎所有的反应堆均属于此类。

(4) 按反应堆用途分类

按用途不同可将反应堆分为3类：1) 生产堆，该堆主要用来生产易裂变材料（如 ^{239}Pu ）和其他材料，如石墨水冷堆、石墨气冷堆、重水堆等；2) 动力堆，该堆主要用于生产动力（如发电、为船舶提供动力），如压水堆、沸水堆、重水堆等；3) 实验堆，该堆主要用于中子物理、核物理、放射化学、生物、医学研究，也可用来生产同位素，或作反应堆燃料元件、结构材料考验以获得在辐照条件下的热物性和机械性能的数据，或试验某种反应堆设计中的可行性等。

1.1.1.2 反应堆系统基本构成

反应堆结构复杂，系统较多，且不同类型反应堆的结构有所不同。以压水堆为例，它主要由堆芯、堆内构件、压力容器及控制棒驱动机构等部件组成。图1-2给出了一个典型的压水堆堆本体结构。

堆芯是反应堆的心脏，是实现链式裂变反应的区域，它由核燃料组件、控制棒组件和启动中子源组件等组成。

核燃料组件是产生裂变并释放能量的重要部件。它由低富集度（一般为2%~4%的 ^{235}U ）的 UO_2 组成。先将 UO_2 做成小的圆柱形芯块，装入锆合金壳内，然后将两端密封构成细长的燃料元件棒，再将元件棒按正方形或三角形的格栅形式布置，中间用几层弹簧定位格架将元件棒夹紧，构成棒束型燃料组件。一个燃料组件包含200~300根元件棒。

控制棒组件是用来控制链式裂变反应的速率，从而实现反应堆启动、停堆、改变功率及事故情况下紧急停堆，是保证反应堆安全可靠运行的组件。它通常由镅或银—铟—镉等强吸收中子物质组成。将这些物质做成细棒状，外加不锈钢包壳，然后将若干根棒按一定形状连接成一束，组成束棒形控制组件，从顶部插入堆芯。此外，还通过改变溶于冷却剂中的硼酸浓度来补偿慢的反应性变化，这种方法称为化学补偿控制。

中子源组件作为反应堆点火之用，以缩短反应堆启动时间，并确保启动安全。

堆内构件的作用是使堆芯在压力容器内精确定位、对中并压紧，以防止运行过程中因流体流动的冲击而发生大的偏移；同时用来分隔流体，使冷却剂按一定方向流动，有效带出热量。堆内构件由上部组件（又称压紧组件）和下部组件（又称吊篮组件）组成。堆内构件结构复杂，尺寸大，刚性差，加工精度要求高，工作条件苛刻。为了保证反应堆可靠运行，要求这