



高等教育试用教材

放射性废物处置原理



田茂中 主编
袁国庆 主审



原子能出版社



高等教育试用教材

放射性废物处置原理

(初 版)

闵茂中 主编

陈 式

郭亮天 编

刘乐哲

徐国庆 主审

陈璋如

原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

放射性废物处置原理/闵茂中主编;陈式等编. —北京:原子能出版社,1998.12
高等教育试用教材

ISBN 7-5022-1907-2

I. 放… I. ①闵… ②陈… III. 放射性废物处置-高等学校-教材
IV. TL941

中国版本图书馆 CIP 数据核字(98)第 32576 号

内 容 简 介

本书较系统、扼要地介绍了放射性废物处置的主要方法及其理论基础,重点阐述放射性废物处置的地质学、地球化学原理和方法,以及国内外研究现状。

本书可作为大专院校铀矿地质学、环境地质学、环境地球化学、环境水文地质学和环境工程地质学等专业的教材,同时可供从事环境科学、放射性废物处置研究工作的科技人员参考。

©原子能出版社,1998

原子能出版社出版 发行

社址:北京市海淀区阜成路 43 号 邮政编码:100037

中国文联印刷厂印刷 新华书店经销

开本:850×1168 mm 1/32 印张:10.875 字数:293 千字

1998 年 12 月北京第 1 版 1998 年 12 月北京第 1 次印刷

印数:1—600

定价:8.60 元

前 言

本书是根据中国核工业总公司教育培训部 1991 年 8 月召开的编写大纲审定会所审定的编写提纲编写的。设置本课程目的在于拓宽高等学校放射性矿产地质与勘探专业学生的知识面,使之适应当前我国核电事业迅速发展的需要,推动我国核废物地质处置工作的发展。

本书着重阐述放射性废物处置的地质学原理和方法,结合放射性废物的特殊性对放射性废物管理的主要内容及其理论基础作了系统扼要的介绍,并反映了放射性废物地质学处置领域的研究状况及新研究成果。书后附有若干附录和较多的参考资料。

全书共分 7 章,计划课内学时数约 40。本书第七章由陈式、郭亮天和刘乐哲编写,其余各章由闵茂中编写,并担任主编。由徐国庆(主审)和陈璋如担任审校。

本书曾经审稿会审定。参加审稿会的有核工业北京地质研究院徐国庆和陈璋如、华东地质学院史维俊、中国辐射防护研究院陈式、南京大学闵茂中和原子能出版社李涛,他们对本稿提出了许多修改意见。审校者曾先后两次审阅全稿。另外,吴敬炳审阅了部分书稿。中国核工业总公司科技局和南京大学地球科学系对本课程开设和本教材的编写、出版自始至终给予了热情的支持和鼓励;南京大学朱学愚教授曾多次给予指导。编者谨向他们一并致谢。

由于编者学识所限,书中错误和不当处一定较多,敬请读者指正。

编 者

1993 年 4 月于南京大学

目 录

前 言

第一章 绪论	(1)
第一节 放射性废物的来源.....	(1)
一、源自核燃料循环	(1)
二、源自非核燃料循环	(9)
第二节 放射性废物的分类.....	(11)
一、分类的一般考虑	(12)
二、国际原子能机构的放射性废物分类	(15)
三、我国的放射性废物分类	(17)
第三节 放射性废物的主要特性.....	(18)
一、放射性废物的核素组成	(18)
二、放射性废物的放射性、放射毒性	(19)
三、放射性废物的热效应	(21)
第四节 国内外放射性废物产生现状.....	(23)
一、国外放射性废物产生现状	(23)
二、我国放射性废物产生状况	(27)
第二章 放射性废物管理	(29)
第一节 概述.....	(29)
第二节 放射性废气和废液的净化、浓缩	(30)
一、放射性废气的净化处理	(30)
二、放射性废液的净化、浓缩处理	(32)
第三节 放射性固体废物的压缩、焚烧	(36)
一、压缩.....	(36)
二、焚烧.....	(38)
三、切割.....	(41)

第四节 放射性废物的固化.....	(41)
一、玻璃固化	(42)
二、陶瓷固化	(52)
三、人造岩石固化	(56)
四、复合固化技术	(61)
五、水泥固化	(65)
六、沥青固化	(68)
七、塑料固化	(69)
八、其他固化方法	(71)
第五节 放射性废物的包装.....	(73)
第六节 放射性废物的暂存.....	(77)
第七节 放射性废物的运输.....	(81)
第八节 放射性废物的处置.....	(83)
第九节 核设施退役.....	(88)
一、退役的分类和步骤	(88)
二、退役方案的制定	(89)
三、在退役中采用的一般技术	(89)
第三章 放射性废物的地质处置.....	(91)
第一节 放射性废物地质处置的多重屏障体系.....	(91)
第二节 工程回填.....	(93)
第三节 适合于处置放射性废物的岩土种类.....	(95)
一、岩盐.....	(96)
二、花岗岩	(100)
三、粘土岩	(102)
四、凝灰岩	(105)
五、玄武岩	(106)
六、土壤.....	(107)
第四节 放射性废物处置历史的回顾.....	(107)
一、地下渗滤处置	(110)

二、深井注入处置	(110)
三、水力压裂处置	(111)
四、海洋投弃	(114)
第五节 低、中放废物的地质处置	(115)
一、陆地浅埋处置	(115)
二、废矿井处置	(121)
三、深岩洞处置	(123)
四、滨海底处置	(124)
五、海岛处置	(125)
六、国内外低、中放废物地质处置现状	(126)
第六节 高放废物的地质处置	(132)
一、深岩洞处置	(133)
二、废矿井处置	(137)
三、深钻孔处置	(137)
四、岩石熔融处置	(139)
五、深海床处置	(140)
六、核嬗变处理	(142)
七、国内外高放废物地质处置动向	(144)
第七节 铀尾矿和铀废石的处置	(148)
一、铀尾矿的特征	(150)
二、铀尾矿的处置	(150)
三、铀废石的处置	(155)
第八节 放射性废物处置费用	(156)
第四章 放射性废物地质处置场(库)址的选择	(161)
第一节 概述	(161)
第二节 选址一般原则	(162)
一、低、中放废物陆地浅埋处置场址的选择原则	(165)
二、放射性废物深部地质处置库址的选择原则	(167)
三、高放废物深海床处置场址的选择原则	(170)

四、铀尾矿地面处置场址的选择原则	(170)
第三节 选址要素	(171)
一、工程地质环境	(171)
二、水文地质环境	(177)
三、气候	(180)
四、社会公众支持	(183)
第四节 选址工作程序	(183)
一、选区确定(选址第一阶段)	(184)
二、场址筛选(选址第二阶段)	(184)
三、场地特性评价(选址第三阶段)	(185)
四、处置场(库)设计、建造	(186)
第五节 国外选址研究实例	(191)
第六节 我国放射性废物处置场(库)址预选概况	(197)
一、选址原则和设想	(198)
二、高放废物处置库址预选	(198)
第七节 地下研究实验室	(199)
一、概述	(199)
二、地下研究实验室的构式	(201)
三、地下研究实验室的主要实验研究内容	(203)
四、国外地下研究实验室实例	(205)
第五章 放射性废物处置地球化学	(215)
第一节 放射性废物深部地质处置库的地球化学环境	(215)
一、地下水的化学成分	(216)
二、温度	(217)
三、压力	(222)
四、pH-Eh 状态	(223)
五、辐射场	(224)
第二节 放射性核素的近场释放	(227)
一、近场释放的一般情景	(227)

二、废物固化体中放射性核素的浸出机制	(229)
三、放射性核素近场释放的实验研究方法	(234)
四、放射性核素近场释放模型研究实例	(238)
第三节 放射性核素的远场迁移	(241)
一、放射性核素远场迁移机制	(241)
二、地下水中放射性核素迁移的数学模型	(248)
三、放射性核素迁移的研究方法	(251)
第四节 放射性废物地质处置中的同位素地球化学研究	(257)
第六章 放射性废物处置体系的类比研究	(262)
第一节 概述	(262)
第二节 工程屏障类比体	(265)
一、固化基材的天然类似物	(265)
二、回填材料的天然类似物	(271)
三、废物包装容器的人工和天然类似物	(272)
第三节 放射性废物深处置库的地球化学天然类似物	(272)
一、天然“反应堆”	(273)
二、铀矿床	(275)
三、含钍、稀土的铁矿床	(282)
四、矿脉	(284)
五、火成岩接触带	(285)
第四节 低、中放废物浅埋处置场的人工类似物	(289)
一、中国古墓葬	(289)
二、核爆炸试验场	(289)
三、美国汉福特地区后处理高放废液的泄漏	(292)
第七章 放射性废物处置的安全评价	(293)
第一节 概述	(293)
第二节 放射性废物处置安全评价方法学	(294)
一、情景分析和后果分析	(294)
二、确定论方法和概率论方法	(295)

三、评价模式	(298)
四、安全评价的辐射防护标准	(300)
五、各子系统效能评价准则	(302)
六、安全评价结果	(306)
第三节 放射性废物处置安全评价管理程序	(307)
一、国际原子能机构建议的管理程序	(307)
二、我国安全分析报告和环境影响报告审批制度	(309)
第四节 放射性废物处置安全评价实例	(310)
一、低、中放废物处置的安全评价实例	(310)
二、高放废物处置的安全评价实例	(316)
附 录	(326)
附录 1 我国的放射性废物分类标准	(326)
附录 2 英国低放废物中放射性核素种类和数量	(327)
附录 3 中、高放废物中主要放射性核素种类	(328)
附录 4 主要核素的相对毒性分组	(329)
附录 5 截止 1998 年 3 月全世界核电生产统计结果	(330)
附录 6 楣石一、钡长石一、硅钛钡石一、富铁玄武岩一、 透辉石一玻璃陶瓷固化体的某些特征	(331)
附录 7 国外某些放射性废物处置库或预选场址岩盐、 花岗岩、粘土岩的有关典型参数	(332)
附录 8 国外某些放射性废物预选处置库址地下水的 化学成分	(333)
附录 9 地壳中某些重要放射性核素及其化学类似物	(334)
主要参考文献	(335)

第一章 绪 论

放射性废物,又称核废物,是指任何含有放射性核素或被其污染的物质,其中放射性核素的浓度或活度水平超过主管部门确定的豁免值,而且这些物质在可预见的将来无可利用(不包括未处理的乏燃料)。放射性废物以其具有较高放射性、放射毒性区别于其他非放射性有害废物。度量核废物放射性活度的单位为 Bq(贝可;1 Bq=1 次衰变/s)。

自 1896 年发现放射性现象以来,便开始有放射性废物产生。至 20 世纪 70 年代,全世界核废物数量随核武器生产和核电迅速发展而急剧增长,因此,安全处置核废物已成为保护人类环境的重要研究课题和措施之一。

第一节 放射性废物的来源

放射性废物产生于核工业各环节(图 1.1),以及使用放射性物质的各部门,即来自核燃料循环和非核燃料循环工艺体系或部门。按工作部门划分,核废物主要来自铀矿山、铀水冶厂、核电厂、核武器制造厂、核舰只和使用放射性物质的科研、教育、医疗、工业、农业等部门(表 1.1);若按放射性总活度计,核工业中产生的核废物,其 99% 来自核燃料后处理工厂。

一、源自核燃料循环

核燃料循环是指核燃料的获得、使用、处理和回收利用的全过程。包括铀矿开采、水冶,铀精制、纯化、氟化,核燃料元件制造,核燃料堆内辐照,乏燃料贮存和后处理,核废物处置等,其中乏燃料后处理所获 Pu, U, 再用来制成核燃料元件,构成再循环(图 1.2)。若对乏燃料不进行后处理(即一次通过式),则无 Pu, U 的再循环。

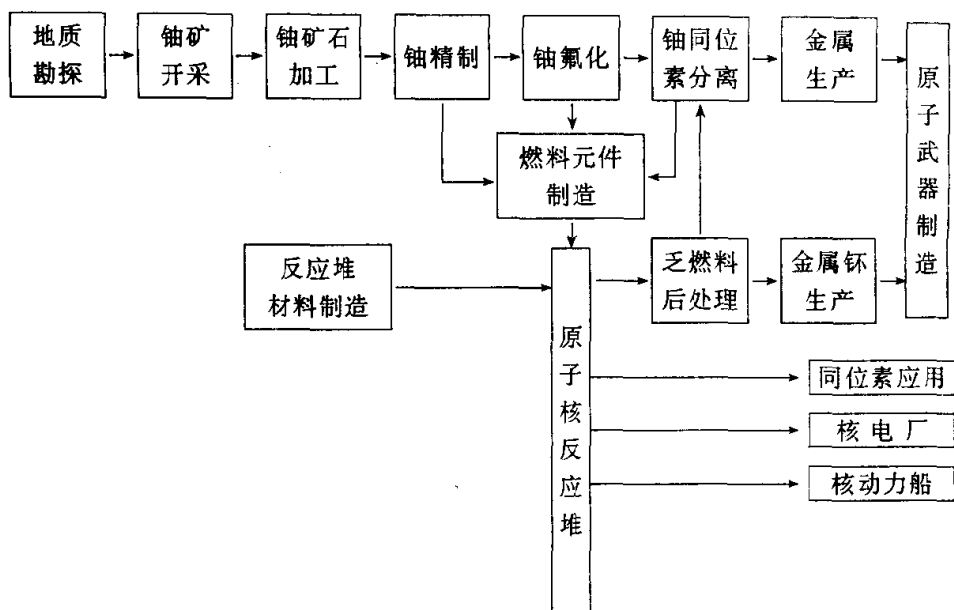


图 1.1 核工业主要工艺体系方框示意图

(据潘自强,1992)

核燃料循环可概略地分为前端和后端两部分。生产出适合于核电厂使用的燃料组件的过程,被称为核燃料循环的前端,它包括铀矿开采、水冶、铀富集、核燃料元件制造^[1];处理辐照后的核燃料的各种工艺过程和专业活动,被称为核燃料循环的后端或尾端,它包括乏燃料暂存、乏燃料后处理、混合氧化燃料加工和核废物处置等。核燃料循环的周期一般较长,例如在我国,由于幅员辽阔,核燃料生产厂布局分散,从生产出天然铀浓缩物(黄饼)之时算起,在一次通过模式下,至核燃料进入核电厂至少需 4 a;若乏燃料经后处理(回收铀)再进入核电厂,则循环周期约需 12 a。

据计算,一个热功率为 1 GW 的轻水堆,其核燃料循环每年将产生约 61 000 m³ 各类固体和固化核废物(不包括退役废物;表 1.2),其中主要为铀尾矿(占总量 98%);若将体积和数量庞大的放射性废液也计入,则每年产生的核废物量将达 70 000 m³ 左右^[2]。

表 1.1 放射性废物的主要来源和种类

放射性物质类别	来源	废物状态	主要放射性核素	辐射类型	废 物 种 类
天然放射性物质	铀矿开采和水冶	固态	^{226}Ra , ^{238}U	α, γ	废矿石、尾矿、污染废旧器材、树脂、滤布、塑料、玻璃、废旧劳保用品等
		液态	^{234}Pa , ^{230}Th , ^{226}Ra , ^{238}U 等	α, γ	矿坑水、选矿水、萃取水、地面排水、洗衣房排水、洗澡水、实验室废水等
		气态	^{222}Rn 等	α	废气和 α 气溶胶等
	铀精制和核燃料元件制造	固态	^{238}U , ^{234}U , ^{235}U 等	α, γ	纯化残留物、切削物、废硅胶等
		液态	^{238}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{234}Th , ^{234}Pa	α, γ	提纯废液、废水等
		气态	^{238}U , ^{234}U , ^{235}U 等	α, γ	废气、粉尘和放射性气溶胶等
裂变产物和超铀产物	反应堆运行和乏燃料后处理	固态和液态	^{90}Sr , ^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{129}I , ^{87}Kr , ^{85}Kr , ^{137}Cs , ^{99}Tc , ^{103}Ru , ^{106}Ru , ^{144}Ce , ^{239}Np , ^3H , ^{239}Pu	β, γ, α	废离子交换树脂、泥浆、滤渣、仪器探头、污染废仪表设备、废纸、废塑料、废过滤器、废工具和劳保用品、冷却水、脱壳废液、萃取循环水、洗涤水、地面排水等
		气态	^{133}Xe , ^{131}I , ^3H , ^{84}Br , ^{85}Kr , ^{129}I 等	β, γ	废气和放射性气溶胶等
活化产物	反应堆运行和核设施退役	固态	^{28}Al , ^{56}Mg , ^{55}Fe , ^{59}Fe , ^{60}Co , ^3H , ^{14}C 等	β, γ, α	废反应堆压力容器、废堆芯部件、包壳材料、污染石墨、废设备、钢筋混凝土等
		液态	^{58}Co 等	β, γ	循环冷却水、去污处理废水等
		气态	^{16}N 等	β, γ	废气和气溶胶等
	同位素制造	固态	^{90}Mo , ^{131}I , ^{133}Xe , ^{60}Co , ^{32}P , ^{125}I , ^{90}Sr , ^{137}Cs 等	β, γ	
天然放射性物质和放射性物质	放射性物质使用	固态	^{60}Co , ^{192}Ir , ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{204}Tl 等	β, γ	科研、教育、医疗、工业、农业等部门使用的废放射源、放射性同位素、污染动植物、废器材、废矿石标本、废水等。
		液态	^{147}Pm , ^{137}Cs , ^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{238}U 等	β, γ	

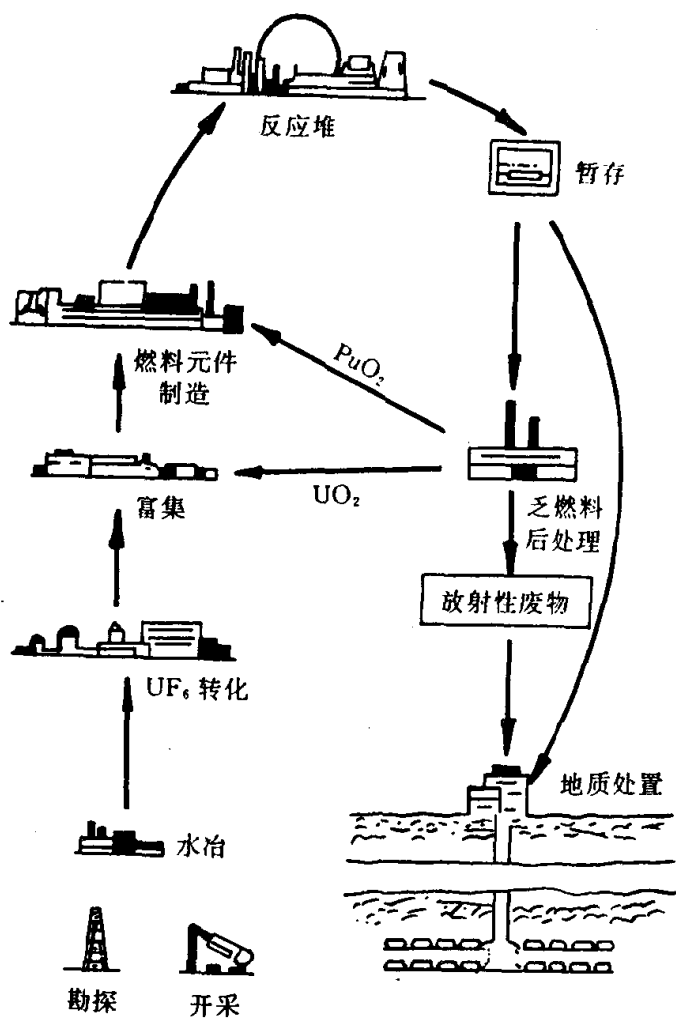


图 1.2 核燃料循环示意图^[1]

1. 铀矿开采和铀矿石水冶

铀是最重要的核燃料。供工业开采的铀矿边界品位是可变的。例如，我国在 80 年代前，铀矿的常规工业开采品位为 0.05%（边界品位为 0.03%）；80 年代以后提高至 0.1%。美国铀矿工业开采平均品位为 0.113%。一个热功率为 1 GW 的核电厂，每年约需要 150 t 天然金属铀，若铀矿平均开采品位按 0.2% 计，则每年将产生约

表 1.2 一个热功率为 1 GW 的轻水堆核燃料
循环每年产生的放射性废物量^[2]

废物来源及类型	废物量(m ³ ;经处理)
1. 铀矿开采和水冶尾矿	60 000(若钍循环,则为 40 000)
2. 核燃料元件制造	
UO ₂ 燃料	—
UO ₂ -PuO ₂ 燃料	10~50
3. 轻水堆运行	
各类固体废物和固化废物	100~500
4. 乏燃料后处理	
固化高放废物	3
包壳废物	3
低、中放固体废物	10~100
固体和固化 α 废物	1~10

10 000 m³ 开采废石和 30 000(钍循环)~50 000 m³ 水冶尾矿^[2]。

铀矿石经破碎、水冶后残留的尾矿,其中残留了占原矿 6%左右的铀,还含一定量²²⁵Ra,²²²Rn(表 1.3),使尾矿成为有害低放废物和化学有害物质(含酸、碱)。铀废矿石、尾矿的数量多、体积大,其放射性活度较普通岩石、土壤高数倍至数十倍(表 1.4)。此外,磷矿石中一般含有较多的铀元素,经处理后残渣中的铀含量更高,使之成为一种数量庞大的低放废物。例如据统计,仅美国佛罗里达州每年便产生 1100 万吨磷尾矿,至 1983 年,该州已累计产生十亿吨磷尾矿,其释放氡的放射性活度达 1.5×10^{14} Bq^[3]。

2. 铀富集和核燃料元件制造

在核燃料循环前端的铀富集、转化阶段,²³⁵U 含量由 0.711%增至 3%~4%,同时产生低放废物,例如氟化渣、木炭渣、石灰渣、废旧轴承、废零部件、废管道、废机油、废旧钢铁、劳保用品和放射性废水等。该类废物中含有²³⁵U,²³⁸U 等核素及硝酸、氟化物等有害化学物质。此外,在制造核燃料元件时还产生少量低放废物。

表 1.3 铀尾矿、尾矿液的平均化学成分和辐射特征^①

成 分	含量或比活度(浓度)	成 分	含量或比活度(浓度)
1. 铀尾矿		Pb(g/L)	7×10^{-3}
U ₃ O ₈ (质量%)	0.011	Mn(g/L)	0.5
U(天然)(3.7×10^{-2} Bq/g)	63	Hg(g/L)	7×10^{-5}
²²⁶ Ra(3.7×10^{-2} Bq/g)	450	Mo(g/L)	0.1
²³⁰ Th(3.7×10^{-2} Bq/g)	430	Se(g/L)	0.02
2. 尾矿液		Na(g/L)	0.2
Al(g/L)	0.0	硫酸盐(g/L)	30.0
pH	2	V(g/L)	1×10^{-4}
NH ₄ (g/L)	0.5	Zn(g/L)	0.08
As(g/L)	2×10^{-4}	固体物质溶解总量(g/L)	35.0
Ca(g/L)	0.5	U(天然)(3.7×10^{-2} Bq/L)	5.4×10^3
碳酸盐(g/L)	—	²²⁶ Ra(3.7×10^{-2} Bq/L)	4×10^2
Cd(g/L)	2×10^{-4}	²³⁰ Th(3.7×10^{-2} Bq/L)	1.5×10^5
氯化物(g/L)	0.3	²¹⁰ Pb(3.7×10^{-2} Bq/L)	4×10^2
Cu(g/L)	0.05	²¹⁰ Po(3.7×10^{-2} Bq/L)	4×10^2
氟化物(g/L)	5×10^{-3}	²¹⁰ Bi(3.7×10^{-2} Bq/L)	4×10^2
Fe(g/L)	1.0		

①用酸法浸取的铀尾矿。表中 Bq/g 为比活度单位, Bq/L 为放射性浓度单位, 其余为含量单位。

表 1.4 我国部分铀废矿石、铀尾矿与普通岩石、土壤的比活度比较
(据潘英杰, 1987)

种 类	U($\times 10^{-3}$ g/kg)	²²⁶ Ra(Bq/kg)	总 α (Bq/kg)
铀废矿石	5.0~210	214.9~5 402	4 199~25 900
铀水冶尾矿	20~104	8 510~70 300	40 695~74 000
普通岩石	1.2~6.6	26~480	
普通砂	9~30	739.9~1 406	2 626.7
土 壤	0.1~4.5	184~278	1 291~2 168

3. 核反应堆运行

核反应堆是以铀或钚等作燃料的可控链式裂变反应装置,它由堆芯、堆内构件、压力壳、控制棒、驱动机构等组成。堆芯又称活性区,由燃料组件、控制棒组件和启动中子源等组成。将富集铀碾成粉末,制成许多小圆柱状 UO_2 (高约 1.27 cm, 直径为 0.95 cm), 然后, 将它们装入一个锆合金燃料棒内。通常将 220 个燃料棒和若干控制棒结合在一起构成一个燃料组件, 再将若干个燃料组件装进反应堆活性区(例如, 热功率为 90 万千瓦的压水堆堆芯有 157 束燃料组件, 共有 41 448 根燃料棒)。燃料棒中的铀、钚发生核裂变时释放出来的巨大热量, 由普通水或氦气循环冷却剂带至汽轮机, 推动汽轮机发电。反应堆种类较多, 按用途可分为产钚堆、动力堆、研究堆等; 按采用的冷却剂、慢化剂不同和堆体结构不同, 可分为压水堆、沸水堆、石墨堆、气冷堆、重水堆、快中子增殖堆等(表 1.5), 其中最常用的是压水堆和沸水堆。

表 1.5 某些核反应堆的特征^[2]

堆 型	燃 料	减速剂	控制棒材料	冷却剂
一、热堆				
石墨慢化气冷堆	镁合金壳中的铀金属	石墨	硼	压缩 CO_2
重水堆	不锈钢壳中的铀金属	重水(D_2O)	钢棒中的硼	压缩重水
气冷堆	锆合金壳中的 UO_2 ($^{235}\text{U}=2.5\%$)	石墨	B_4C	压缩 CO_2 或 He
压水堆	不锈钢壳中的金属铀 ($^{235}\text{U}=2\%\sim5\%$)	高压轻水	Ag/In/Cd 或 B_4C	水
沸水堆	UO_2 ($^{235}\text{U}\geq 1.5\%$)	压缩轻水	B_4C	水
二、增殖堆				
唐瑞快中子增殖堆	铀包壳中的金属铀 ($^{235}\text{U}=45.5\%$)	无	B_4C	熔融 Na-K 合金
原型堆	铀、钚混合氧化物	无	B_4C	熔融 Na

核反应堆运行时产生的放射性废液主要来自循环冷却水,放射性固体废物主要来自冷却净化系统、废水净化系统的离子交换废树