

参 见 条

H

褐煤 见煤
红丹 见铅化合物
红霉素 见抗生素
红外光谱 见分析方法
红外检测器 见光电检测材料和器件；红
外技术
胡椒醛 见醛
琥珀 见天然树脂
化工陶瓷 见陶瓷
化工文献 见信息及检索系统；专利
化工原理 见单元操作；化学工程
化工自动化 见过程检测和控制
化学气相沉积 见气相沉积
化学清洗 见金属表面处理
环丁砜 见砜和环丁砜
环己烷 见烃
环境工程 见大气污染与防治；水污染
及防治；污染防治
环境质量标准 见环境管理
环氧化物 见环氧丙烷；环氧乙烷

环氧聚合物
缓释药物
缓效肥料
换热器
黄麻
黄萘酸
黄铜
黄原胶
磺胺类药
磺化
磺烷基化
混凝土
活性染料
活性污泥
火焰光度法
火焰喷射器
钬

J

己酸
己烷

见聚醚；橡胶 2. 合成橡胶
见控释给药系统
见肥料
见热交换技术
见麻
见萘衍生物
见铜合金
见树胶；微生物多糖
见合成抗菌药物
见磺化与硫酸盐化
见磺化与硫酸盐化
见水泥
见反应染料
见水污染及防治；污染防治
见分析方法
见化学战剂
见稀土元素

见羧酸
见烃

目 录

主 词 条

H

核能技术	1
痕量与残留物分析	49
红外技术	77
滑石	103
化工单元控制	109
化工基础数据	173
化工计算	217
化工热力学	229
化工系统工程	249
化学镀	265
化学发光	281
化学反应工程	303
化学工程	333
化学灌浆材料	345
化学战剂	353
化妆品	373
还原染料	393
环己醇和环己酮	413
环境管理	431
环境监测和分析	447
环境污染	475
环烷酸	491
环戊二烯和双环戊二烯	493

环辛二烯和环十二碳三烯	503
环氧丙烷	513
环氧化	535
环氧氯丙烷	551
环氧树脂	567
环氧乙烷	595
缓蚀剂	615
黄原酸盐	637
磺化与硫酸盐化	645
磺酸	671
混合	681
火柴	707

J

基因工程	713
激素	757
集成电路	821
己二酸	853
己内酰胺	877
计划技术	895
计划生育药物	907
计算机辅助管理	941
计算机辅助设计	953
计算机技术	973

目 录

主 词 条

H

核能技术	1
痕量与残留物分析	49
红外技术	77
滑石	103
化工单元控制	109
化工基础数据	173
化工计算	217
化工热力学	229
化工系统工程	249
化学镀	265
化学发光	281
化学反应工程	303
化学工程	333
化学灌浆材料	345
化学战剂	353
化妆品	373
还原染料	393
环己醇和环己酮	413
环境管理	431
环境监测和分析	447
环境污染	475
环烷酸	491
环戊二烯和双环戊二烯	493

环辛二烯和环十二碳三烯	503
环氧丙烷	513
环氧化	535
环氧氯丙烷	551
环氧树脂	567
环氧乙烷	595
缓蚀剂	615
黄原酸盐	637
磺化与硫酸盐化	645
磺酸	671
混合	681
火柴	707

J

基因工程	713
激素	757
集成电路	821
己二酸	853
己内酰胺	877
计划技术	895
计划生育药物	907
计算机辅助管理	941
计算机辅助设计	953
计算机技术	973

参 见 条

H

褐煤 见煤
红丹 见铅化合物
红霉素 见抗生素
红外光谱 见分析方法
红外检测器 见光电检测材料和器件；红
外技术
胡椒醛 见醛
琥珀 见天然树脂
化工陶瓷 见陶瓷
化工文献 见信息及检索系统；专利
化工原理 见单元操作；化学工程
化工自动化 见过程检测和控制
化学气相沉积 见气相沉积
化学清洗 见金属表面处理
环丁砜 见砜和环丁砜
环己烷 见烃
环境工程 见大气污染与防治；水污染
及防治；污染防治
环境质量标准 见环境管理
环氧化物 见环氧丙烷；环氧乙烷

环氧聚合物
缓释药物
缓效肥料
换热器
黄麻
黄萘酸
黄铜
黄原胶
磺胺类药
磺化
磺烷基化
混凝土
活性染料
活性污泥
火焰光度法
火焰喷射器
钬

J

己酸
己烷

见聚醚；橡胶 2. 合成橡胶
见控释给药系统
见肥料
见热交换技术
见麻
见萘衍生物
见铜合金
见树胶；微生物多糖
见合成抗菌药物
见磺化与硫酸盐化
见磺化与硫酸盐化
见水泥
见反应染料
见水污染及防治；污染防治
见分析方法
见化学战剂
见稀土元素

见羧酸
见烃

he'neng jishu

核能技术 Nuclear Energy Technology

吴宗鑫 清华大学核能技术设计研究院
宋崇立 清华大学核能技术设计研究院
薛大知 清华大学核能技术设计研究院
马栩泉 清华大学核能技术设计研究院
曹栋兴 清华大学工程物理系

1.	引言.....	2	4.1.2.	铀矿石的加工和铀的精制	25
2.	核资源.....	3	4.2.	铀-235 的分离和浓集	25
2.1.	铀资源.....	3	4.3.	燃料元件制造	26
2.1.1.	世界铀资源量.....	3	4.3.1.	轻水堆燃料组件	26
2.1.2.	主要铀成矿和产铀国家及地区.....	4	4.3.2.	快中子增殖堆燃料组件	26
2.1.3.	主要铀矿类型.....	4	4.3.3.	高温气冷堆燃料元件	27
2.1.4.	中国铀资源特点.....	5	4.4.	核燃料后处理	28
2.2.	钍资源.....	5	4.4.1.	Purex 过程	29
2.2.1.	世界钍资源.....	5	4.4.2.	Thorex 过程	30
2.2.2.	中国钍资源.....	5	4.4.3.	干法后处理	30
2.3.	锂资源概况.....	6	4.4.4.	后处理工厂的特殊问题	30
3.	核反应堆.....	6	4.5.	废物管理	32
3.1.	链式裂变反应.....	6	4.5.1.	放射性废物的来源和特性	32
3.2.	核反应堆的基本组成和分类.....	7	4.5.2.	废物处置技术现状	33
3.3.	轻水反应堆.....	8	4.5.3.	核废物处置方法	34
3.3.1.	轻水反应堆的基本特点和性能.....	8	5.	核能工艺中其它有关的化学化工问题	35
3.3.2.	轻水反应堆的系统组成.....	9	5.1.	反应堆水化学	35
3.4.	快中子增殖反应堆	12	5.2.	利用核能进行煤的气化和液化	36
3.4.1.	快中子增殖堆的中子物理基础	12	5.2.1.	煤的加氢气化	36
3.4.2.	快中子增殖堆燃料	14	5.2.2.	煤的水蒸气气化	36
3.4.3.	冷却剂及冷却剂系统	14	5.2.3.	煤的液化	37
3.4.4.	快堆的安全性	15	5.3.	硼-10 的分离	38
3.4.5.	快中子增殖堆核电站的基本组成	16	6.	核能的安全性	38
3.4.6.	运行经验	17	6.1.	辐射伤害	38
3.5.	先进核反应堆	17	6.2.	核电站的风险	39
3.5.1.	先进轻水堆	18	6.3.	核电站的安全性	39
3.5.2.	模块式高温气冷堆	19	6.3.1.	核电站安全性的基本特征	39
3.5.3.	模块式液态金属快堆	22	6.3.2.	非能动安全性	39
4.	核燃料循环	24	6.3.3.	重要的安全原则——多道屏障和纵深防御	40
4.1.	铀矿石加工	24	6.3.4.	其它的重要安全原则	40
4.1.1.	铀矿的开采和选矿	24			

6.3.5. 安全设施 41

7. 核聚变 41

7.1. 氘-氚核聚变 42

7.2. 聚变反应的等离子体条件 42

7.2.1. “得失相当”条件 (Break-even) 42

7.2.2. 劳森判据 43

7.2.3. “点火”条件 43

7.3. 磁约束 43

7.4. 惯性约束 44

7.5. 聚变-裂变混合堆 46

7.6. 聚变能的应用前景 46

参考文献 47

1. 引言

核能是通过原子核内部结构发生变化释放出的原子核中蕴藏的能量，这是本世纪 30、40 年代发现的一种新能源。

核能分为核裂变能与核聚变能两种。

核裂变能是通过核裂变反应释放出的能量。核聚变能是通过核聚变反应释放出的能量。核资源主要包括铀资源、钍资源和锂资源。

核能是公认的目前能大规模替代矿物燃料的能源，它安全、清洁而又经济。核能主要用来进行发电和供热。

在过去的 15 年，核能经历了一段高速度发展时期，核能的增长速度大大地超过了人口、能源总消费量以及电力总消费量的增长（见图 1）^[1]。从 1974 年到 1987 年，发达国家电力消费量的平均年增长率为 3%，而核电的增长率为 15%。同期，发展中国家的增长率更快一些，电力消费量年增长率为 6.9%，而核电是 28%。

到 1989 年底，全世界已有 27 个国家有了核电站，运行的核电站总数为 434 座，核电总装机容量为 318GW_e，

其发电量已占世界总发电量的 17%。1989 年世界各国正在运行和建造的核电站详见表 1。

表 1 世界运行、在建核电站一览表
(截至 1989 年底)

国家 或地区	运 行 中		建 设 中	
	堆数	总容量, MW.	堆数	总容量, MW.
阿根廷	2	935	1	692
比利时	7	5480		
巴西	1	626	1	1245
保加利亚	6	3538	1	953
加拿大	18	12185	4	3524
中国			3	2148
古巴			2	816
捷克	8	3264	8	5120
芬兰	4	2310		
法国	55	52588	8	10790
前民主德国	5	1694	6	3432
前联邦德国	24	22716	1	295
匈牙利	4	1645		
印度	7	1374	7	1540
伊朗			2	2392
意大利	2	1120		
日本	39	29320	13	11752
韩国	9	7170		
墨西哥	1	654	1	654
荷兰	2	508		
巴基斯坦	1	125		
波兰			2	880
罗马尼亚			5	3300
南非	2	1842		
西班牙	10	7519		
瑞典	12	9693		
瑞士	5	2952		
中国台湾	6	4924		
英国	40	12428	1	1188
美国	110	97606	5	5339
前苏联	53	33060	26	21230
南斯拉夫	1	632		
总计	434	317908	97	77290

注：1. 总容量数据来源于 IAEA。
2. 总发电量来源于 Nuclear Engineering International。

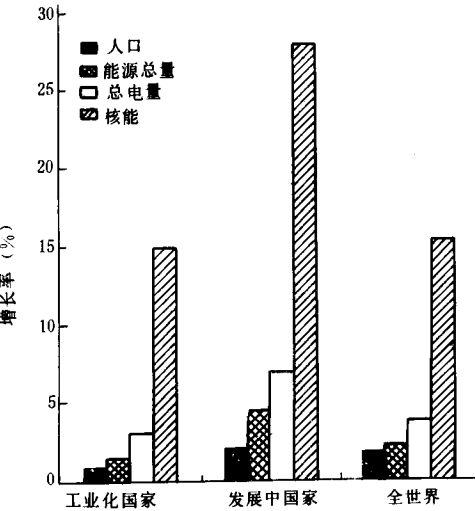


图 1 1974~1987 年间核能的平均年增长率

进入 80 年代以来,由于受美国三哩岛和前苏联切尔诺贝利核事故的影响,核电的发展受到一些挫折。但是预计今后世界各国电力的消费仍将以高于人口增加和能源总消费增长的速度增加,加上全世界对于 CO₂ 全球温室效应的关注,以及对于 SO₂、NO_x 引起的酸雨危害的忧虑,核能的发展将再一次受到人们的重视。

2. 核资源

2.1. 铀资源

虽然铀元素早在 1789 年就被发现,但探明铀资源的铀矿地质事业是随着核反应堆的出现才发展起来的。50 年代由于发展核武器的需要,出现了第一次找铀高潮。70 年代随着核电的发展,铀的需要量迅速增长,1969~1979 年在全世界范围内掀起了第二次找铀高潮,至 1979 年达到了顶峰。结果使铀的可靠储量大增,如非中央计划经济国家和地区(以下简称 WOCA)的生产费用为 66 美元/kg 及以下的 U₃O₈ 的可靠储量 1970 年为 640kt 左右,到 1979 年猛增至 2Mt 以上,增加了两倍多。近年来,由于核电对铀的需要量增长不快,1979 至 1988 年 WOCA 的可靠铀资源没有多大增长(见表 2)。据国际原子能机构(IAEA)及有关专家预测,随着核电建设的不断发展,铀的需求今后会日益增长,找铀的高潮在不久

的将来(预计在 90 年代中后期)会再次到来。

2.1.1. 世界铀资源量

目前,世界铀资源按其可靠程度一般分为 3 类:可靠铀资源(Reasonable Assured Resources,简称 RAR)、估算的附加铀资源(Estimated Additional Resources,简称 EAR)和预测铀资源(Speculative Resources,简称 SR)。国际原子能机构(IAEA)将铀资源只分为可靠(RAR)和估算(EAR)两种,并按成本(只包括开发与折旧费用,利息、土地使用、税款、利润等不包括在内)分为低于 80 美元/kg 铀和 80~130 美元/kg 铀两档。世界铀资源资料的主要来源是由经济合作与发展组织核能机构(NEA/OECD)和国际原子能机构联合出版的“红皮书”(每两年出版一次)。据“红皮书”及其它有关资料,世界铀资源(除中国外,下同)的综合性数据列于表 2(WOCA 的)和表 3(由于前苏联及东欧国家的铀资源量保密,故其中的数据多为推算的)。据表 2、表 3 中的最新数据,世界(不包括中国,下同)的可靠铀资源(RAR)约为 3Mt,其中 WOCA 占 2.23Mt(至 1987 年 1 月 1 日),前苏联约 620kt(至 1989 年),东欧国家 150kt 左右(至 1976 年);估算的附加铀资源(EAR)共约 5.16Mt,其中 WOCA 占 3.66Mt,前苏联和东欧国家为 1.50Mt(至 1985 年);预测铀资源(SR)为 3~43Mt(至 1987 年 1 月 1 日)。

表 2 世界(WOCA)铀资源, 10⁴t 铀

按生产费用分档		资 料 截 止 时 间						
		1979 年	1983 年	1984 年	1985 年 1 月 1 日	1986 年 1 月 1 日	1987 年 1 月 1 日	1988 年
可靠铀 资源 (RAR)	低于 80 美元/kg 铀	164	146.8	163.8	160.9	158.4	155.5	162.5
	80~130 美元/kg 铀	61	57.5	61.7	64.1	66.6	67.8	
	合计	225	204.3	225.5	225.0	225.0	223.3	
估 算 的 附 加 铀 资 源 (EAR)	低于 80 美元/kg 铀 (EAR-I)	145	91.4	101.1	89.7	89.7	89.1	86.0
	80~130 美元/kg 铀 (EAR-I)	73	30.8	41.1	40.6	41.5	42.5	
	合计	218	122.2	142.2	130.3	131.2	131.6	
	低于 80 美元/kg 铀 (EAR-II)						66.0	
	80~130 美元/kg 铀 (EAR-II)					91.2	168.1	
	合计						234.1	
预测铀 资源 (SR)	130 美元/kg 铀		626~ 776.0				300~4300.0 (766.3)	360~600 (EAR-II+SR)

表3 前苏联和东欧国家的铀资源, 10⁴t 铀

国 家	可 靠 储 量			估 算 资 源		
	1976 年		1985 年	1976 年		1985 年
	<66 美元/kg U ₃ O ₈	66~90 美元/kg U ₃ O ₈		<66 美元/kg U ₃ O ₈	66~90 美元/kg U ₃ O ₈	
前 苏 联	16.00 ^①			80.0		
保 加 利 亚	1.50			3.00		
捷 克	2.50			12.00		
前民主德国	6.60			50.00		
匈 牙 利	1.00			3.00		
波 兰	0.50			2.00		
罗 马 尼 亚	2.00			5.00		
南 斯 拉 夫	0.45	0.20		0.50	1.55	
总 计	30.55	0.20	45.0~50.0	155.50	1.55	150.00

① 前苏联 1989 年 ≤66 美元/kg U₃O₈ 的可靠储量已达 622~769kt 铀。

据悉, 前苏联对低品位砂岩型铀矿床采用地浸、堆浸技术, 降低了开采和湿法冶炼成本, 使原来不具经济开采价值的贫铀矿(品位相当于万分之几至十万分之几)已可利用。象这样低品位的铀矿在世界范围内具有很大的蕴藏量, 当然, 它们不一定都具有地浸的地质条件。

另外, 日本已从海水中成功地提取出 15.4kg 铀含量为 66% 的 U₃O₈, 但成本比日本现行进口价高 10 倍左右。按海水中的铀含量 (3×10^{-9}) 和海水量估算, 海水中的铀量可达 4Gt。盐湖水中存在一定量的铀, 其含铀量达 20μg/L。

总之, 世界铀资源的蕴藏量是比较丰富的。

2.1.2. 主要铀成矿和产铀国家及地区

自 1923 年发现南非维特瓦特兰德铀矿床, 1925 年发现申戈布维铀矿床以来, 已有近百个国家和地区发现了铀矿和矿点。目前世界上已发现的主要铀成矿区是: 北美(美、加)、欧洲(阿尔卑斯带)、南非(撒哈拉沙漠以南——尼日尔、加蓬、南非、纳米比亚等)、澳大利亚、环太平洋成矿带(主要为多金属成矿带)、前苏联的中亚细亚。

相应的主要产铀国及地区见表 4, 可靠铀资源(RAR) 超过 100kt 的国家包括中国在内共有 9 个。低于 130 美元/kg 铀的可靠铀资源, WOCA 中澳大利亚居首位, 为 518kt; 其次是美国, 371kt; 南非, 349kt; 加拿大, 249kt; 尼日尔, 176kt; 巴西, 163kt; 纳米比亚, 113kt。美国有人根据前苏联每年的需铀量(约 7694t) 及前苏联确认的铀资源状况(可满足约 100 年的需要) 估算, 前苏联现有铀资源约为 769.4kt, 另一资料估计前苏联现有铀资源约 620kt。

表4 世界主要产铀国的可靠铀资源, 10⁴t 铀

(RAR 证实储量, 截至 1987 年 1 月 1 日)

国 家	按 生 产 费 用 分 档		
	低于 80 美元/ kg 铀	80~130 美元/ kg 铀	低于 130 美元/ kg 铀的合计
前苏联	62.2		62.2
澳大利亚	46.2	5.6	51.8
美 国	12.4	24.7	37.1
南 非	24.7	10.2	34.9
加拿大	15.3	9.6	24.9
尼日尔	17.4	0.22	17.6
巴 西	16.3		16.3
纳米比亚	9.7	1.6	11.3
法 国	5.4	1.1	6.5
印 度	3.5	1.1	4.6
瑞 典	0.2	3.7	3.9
西班牙	2.6	0.6	3.2
丹 麦	0	2.7	2.7
阿尔及利亚	2.6		2.6
加 蓬	1.5	0.5	2.0
中 非	0.8	0.8	1.6
阿根廷	0.9	0.3	1.2

2.1.3. 主要铀矿类型

世界上已发现的铀矿类型达 20 多种, 但具有重要工

业意义的只有几种,属 WOCA 的有砂岩型(占 U_3O_8 总储量的 30.3%),不整合脉型(占 24%),砾岩型(占 18%),脉岩型(占 15.5%),浸染型(占 7.3%),钙结岩型(占 2.7%),火山岩型(占 0.8%),及白岗岩型和铜铀金型。前 4 种类型占 U_3O_8 总储量的 90%,其中前两种的储量居一半以上(54.3%)。品位最富的是不整合脉型(U_3O_8 含量平均达 1.346%)。目前,世界铀矿资源中 10kt 以上的单个铀矿床已发现 44 个(不包括前苏联及东欧国家,其中澳大利亚 11 个,加拿大 9 个),其中 50kt 以上的有 14 个(澳大利亚 5 个,加拿大 3 个,纳米比亚 2 个)。澳大利亚的铜-铀-金型的奥林匹克坝矿床储量高达约 1200kt(平均品位 0.06%),这是迄今发现的规模最大的铀矿床。这些大型、特大型铀矿床多产于古老的元古代或与前寒武纪有关的地层中。已探明的铀资源中有一半贮存在晚太古至早元古代岩层中,中生代地层中只占约 1/3。

2.1.4. 中国铀资源特点

中国铀矿主要产出于显生宙,除奥陶纪未发现铀矿床外,几乎各个时代均有铀矿床产出。与西方主要产铀国相比,其特点是时代新(0.7~1.2 亿年者居多),80%的储量(已探明的可靠铀资源)集中在中、新生代;矿床规模以中小型为主(100~3000t 的矿床占总储量的 67%,占矿床总数的 93%),仅有个别矿床达 10kt,但在一个矿田中铀矿床往往成群出现,从几个到几十个不等;矿石品位以中等为主(0.1~0.3%之间的占总储量的 57%),平均品位 0.5%以上的只有个别矿床;铀矿床类型以花岗岩型和火山岩型热液脉状矿床为主,两者占总储量的 60%以上,其次是砂岩型和碳硅泥岩型,这 4 种类型的储量约占总储量的 95%;埋藏深度大多在 500m 以内,个别达 700~1000m,适合露天开采的矿床很少;铀矿床产出部位多在地槽及与其相毗邻的古老地台边缘以及褶皱带中的古隆起或中间地块周围,矿床多贮存在盖层或上叠活化建造中,与澳、加、南非一些大型铀矿床产于地盾和古老地台有明显的不同。

铀资源是天然贮存的,能否被利用,即可否列入储量,关键在于其地质经济条件。冶金工业科技的发展,是降低成本、提高资源利用率、扩大经济利用铀资源的能力因素。加强采冶工艺的研究,提高采冶技术,以充分利用天然铀资源,是扩大铀资源的另一条根本途径。新疆伊犁盆地、内蒙二连盆地以及其它类似的盆地中、低品位铀的蕴藏量丰富,新疆矿冶部门已对这种低品位铀进行了地浸法试采,效果良好。如能及早成功地采用地浸、堆浸(具有流程短、设备简单、试剂消耗少、节能、经济效益高等优点)等经济开采技术开发低品位的铀资源,则可使中国铀矿量有非常可观的增加。

此外,黔中、湘西等地区震旦-寒武系磷块岩中含有

大量低品位铀(一般为 0.01~0.03%),如磷-铀分离技术能及早用于实际,就具有综合利用价值。中国含铀磷块岩分布广,层位较稳定,如能综合利用,则对铀资源的扩大将有较大的影响。

2.2. 钍资源

2.2.1. 世界钍资源

从地矿部情报所《国家矿产资源》(1988)所列世界钍储量和储量基础的统计表(表 5)中可以看出,世界上钍的储量是充足的,达 1140kt,不会引起短期或长期的供应问题。储量最多的国家是印度、加拿大、美国、挪威,它们占世界总储量的 80%以上。

表 5 世界钍储量和储量基础 (ThO₂, kt)

国家和地区	储量	储量基础	国家和地区	储量	储量基础
印 度	343	386	埃 及	11	13
加 拿 大	230	253	马达加斯加	7	9
美 国	218	220	韩 国	5	5
挪 威	166	183	马来西亚	4	5
前 苏 联	46	50	巴 西	2	9
南 非	39	35	肯 尼 亚	1	1
马 拉 维	30	33	斯里兰卡	1	2
澳大利亚	23	25			
尼日利亚	17	19	世界总计	1140	1250

表 5 中除了列出钍的储量以外,还列出了储量基础。“储量”(Reserves)、“储量基础”(Reserve Base)的概念,是由 1980 年美国矿业局和地质调查所共同制定颁布的《矿产资源和储量分类原则》中规定的,该分类原则已为西方许多国家所接受。中国地矿部系统近年来亦开始应用这个分类原则。储量基础指的是查明资源的一部分,它能满足现行采矿和生产实践所要求的最低的物理和化学的标准,包括品位、质量、厚度和深度标准。它包括目前经济上可行的资源(储量)、经济上处于边界条件的资源(边界储量)和某些目前是属于次经济的资源。储量是储量基础的一部分,指的是在进行测算的当时可以经济开采、提取和生产的那一部分。

世界上含钍矿物主要有独居石、钍石、方钍石、钽铀矿和磷钨矿等,其中独居石是最主要的含钍矿物。

2.2.2. 中国钍资源

(1) 独居石型 含钍的矿石以独居石为主。中国独

居石矿集中于中南地区,占全国独居石储量的 93.01%,其中湖南最多,约占全国的 48.3%,广东占全国的 26.33%,广西占 15.34%,湖北占 2.95%。

中国中南区独居石矿的类型主要为河流冲积砂矿及滨海砂矿两种。湖南省主要为河流冲积砂矿,如洞庭湖滨的河流砂矿。广东有 41 个矿床(大型 4 个、中型 20 个、小型 17 个),主要分布在电白至阳江海岸,以及海南岛东部沿海,其次为新兴、开平、广宁、台山、新会、龙门等县。广东省滨海砂矿占该省储量的 64.9%,河流砂矿占该省储量的 18%,风化型占 17.1%。

(2) 稀土矿床型 稀土矿物中也含有相当量的钍。世界拥有巨大的稀土资源,稀土氧化物储量达 45Mt,储量基础 48Mt,其中 80%分布在中国,其次为美国、印度和前苏联。如按目前世界稀土年产 5kt 计算,可开采近千年。内蒙白云鄂博钍、稀土铁矿床,不仅是中国,而且也是世界上最大的稀土矿床,占中国稀土总量的 96%。

(3) 铀钍混合型 铀钍混合型矿也是一个重要的类型,如辽宁凤城赛马碱性岩中铀-钍-稀土矿床,江西相山火山岩型铀矿床(部分含钍)等,有钍储量近 1kt。

2.3. 锂资源概况

锂是一种银白色的稀有金属。市场上出售的锂有矿石(或精矿)、金属锂和锂化合物 3 种形式。最重要的锂化合物是碳酸锂、氢氧化锂、氯化锂及溴化锂。常见的锂矿物有 20 多种,如锂辉石、锂云母、锂磷铝石、透长石、铁锂云母等。已知矿床类型可分为花岗伟晶岩类矿床、碱性长石花岗岩类矿床及盐湖锂矿床 3 类。

花岗伟晶岩类矿床在世界及中国都分布很广,其特点是品位高(一般含 Li_2O 1~5%)、储量大,并伴生有大量绿柱石、铌铁矿等,可以综合利用,如美国北卡罗来纳州的金格斯山锂矿床,中国阿尔泰伟晶岩。碱性长石花岗岩类矿床在中国南方各省有所发现,这类矿床也是锂、铍、铌、钽、钪、铯及重稀土的主要矿床类型。盐湖锂矿床目前已成为世界上锂的重要来源,中国有青海盐湖卤水矿床(含钾、钠、锂、镁、硼),四川自贡的地下卤水矿床等。

美国矿业局 1985 年公布的世界锂资源数据见表 6。以上数据包括了矿石锂和卤水锂的总和,从表中可知:

(1) 世界探明金属锂储量数据的国家有 7 个,储量 3.4951Mt,中国居第一位,占储量总量的 44.71%。前苏联锂储量根据美国矿业局 1980 年推测有金属锂 181kt。

(2) 现已知储量基础数据的国家有 8 个,储量基础 11671kt,玻利维亚居第一位,占储量基础总量的 46.64%,中国居第二位,占 29.42%。

表 6 世界锂储量和储量基础 (金属锂, 10^3t)

地区 和 国家	储 量	占总 储量 %	名 次	储量 基础	占总储 量基础 %	名 次
北 美 洲						
加 拿 大				363	3.11	5
美 国	363	10.39	3	408	3.50	4
小 计	363			771		
南 美 洲						
阿 根 廷	3.6	0.10	6			
玻 利 维 亚				5443	46.64	1
巴 西	1	0.03	7			
智 利	1270	36.34	2	1360	11.65	3
小 计	1274.6			6803		
非 洲						
扎 伊 尔				318	2.72	6
津 巴 布 韦	23	0.66	5	27	0.23	7
小 计	23			345		
亚 洲						
中 国	1562.5	44.71	1	3434	29.42	2
大 洋 洲						
澳 大 利 亚	272	7.78	4	318	2.72	6
总 计	3495.1	100		11671	100	

3. 核反应堆

3.1. 链式裂变反应

核裂变反应是中子与重原子核之间的反应,重原子核吸收了一个中子之后分裂成两个轻原子核的过程即为裂变反应,裂变生成的轻原子核称为裂变产物。图 2 为核裂变反应示意图。

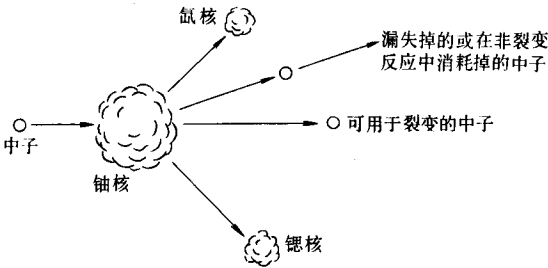
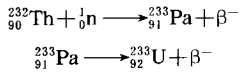
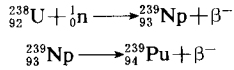


图 2 核裂变反应

只有铀-233、铀-235 和钍-232 3 种同位素的原子核可以由各种能量的中子引起裂变,这些同位素称为裂变物质或裂变材料。只有铀-235 是在自然界中存在的,而铀-233 是钍-232 吸收中子后衰变生成的:



钷-239 是铀-238 吸收中子后衰变生成的:



因此,钷-232 和铀-238 又称为增殖材料,即可转化生成裂变物质的核燃料。此外,钷-232 和铀-238 本身也可发生核裂变反应,但是只能由能量大于 1MeV 的高能中子引起其裂变。

从核能利用的观点来看,核裂变反应的重要意义有如下两点^[2]:第一,核裂变过程伴随着释放出大量的能量;第二,重原子核吸收一个中子引起的裂变反应又随即释放出 2 个或 3 个中子。这两个因素结合在一起,就有可能使裂变反应成为一种能够持续进行的链式反应,或自持链式反应,从而可以利用连续释放的裂变能。这就是说,一旦由少量外界中子引起了裂变反应,就可以由裂变自身产生的次级中子将反应持续地进行下去。人们设计出一种专门的装置来实现这种自持链式反应,从而利用核裂变能,这种装置叫做核反应堆。钷-232 和铀-238 由高能中子引起的裂变反应是不可能成为一种自持链式反应的,因为这些原子核与高能中子反应的几率非常之小,而且高能中子与物质发生散射作用后将被慢化到 1MeV 的阈值以下,不能再引起裂变。

一个铀-235 核的平均裂变能约为 193MeV^[3],这个能量是瞬发的,也即它是在裂变的同时释放出来的。实际上,每次裂变反应产生的能量还要多一些,因为:① 裂变碎片衰变要释放能量;② 反应中过剩中子的非裂变俘获也要产生能量,不过它比裂变反应中产生的能量要小得多。因此,每次裂变的平均总能量大约是 200MeV。铀-233 和钷-239 裂变产生的能量有些不同,但大致是接近的。

1g 铀-235 核燃料完全裂变所产生的能量为 $2.276 \times 10^4 \text{ kW} \cdot \text{h}$,相当于 2500kg 标准煤的热值,或者等于 $0.948 \text{ MW} \cdot \text{d}$ 的能量,也即,热功率为 1MW 的反应堆,连续运行 1 天要消耗掉约 1g 的裂变材料。但是反应堆运行中堆内的核燃料只能有一部分裂变掉。这是因为,一方面受到燃料元件材料耐辐照性能的限制,另一方面受到裂变产物积累引起中子吸收等物理因素的限制。裂变掉的份额可用燃耗深度表示,燃耗深度即 1t 核燃料(包括裂变材料和增殖材料)积累产生的裂变能,单位为 $\text{MW} \cdot \text{d/t}$ 燃料。随着核燃料类型和加浓度(裂变燃料在全部燃料中的质量百分比)的不同,燃耗深度可以从 $1000 \text{ MW} \cdot \text{d/t}$ 左右到 $100000 \text{ MW} \cdot \text{d/t}$ 或更高的数值。 $100000 \text{ MW} \cdot \text{d/t}$ 的燃耗深度意味着核燃料中大约有 10% 的燃料发生了裂变。

裂变过程中每个裂变核还将产生 2 个或 3 个次级中子。例如每个铀-235 核裂变平均产生 2.43 个中子,如果使这些中子中总是保持有 1 个中子,或者说大约 40% 的次级中子用于引起其它的铀-235 核裂变,就可以发生一个连续的裂变过程,造成一个临界反应堆,该反应堆能以稳定的速率产生能量。只有适当的几何形状和由足够数量裂变材料组成的系统,才能构成一个临界的反应堆,这个最小的裂变材料的数量称为临界质量。

3.2. 核反应堆的基本组成和分类

裂变产生的次级中子数随引起裂变的入射中子的能量而变化。中子与裂变材料核的作用包括裂变反应和俘获反应两种,把这两种反应都计算在内,裂变材料核每吸收一个中子所产生的次级中子数以 η 值表示。图 3 表示裂变材料 ${}^{233}\text{U}$ 、 ${}^{235}\text{U}$ 和 ${}^{239}\text{Pu}$ 的 η 值随入射中子能量的变化。 η 值比仅计算裂变反应产生的次级中子数要小。由该图可以看到,对 ${}^{235}\text{U}$ 核来说,入射中子的能量小于 1eV 时 η 值才稍大于 2,当入射中子的能量处于 1eV~1MeV 间时, η 值要小得多。而对于 ${}^{239}\text{Pu}$ 核来说,入射中子能量较高时 η 值可以达到 2.6 左右。

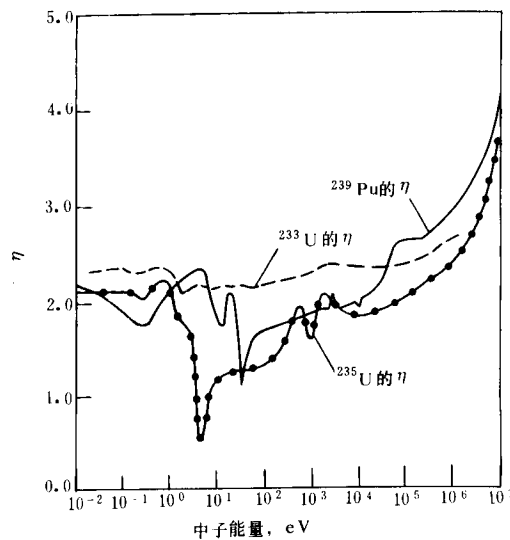


图 3 裂变材料核每吸收一个中子所产生的次级中子数 (η) 随入射中子能量的变化

裂变产生的次级中子以动能的形式携带一定能量的裂变能,它是具有能量为 1MeV 的快中子。对于用铀-235 为裂变材料的反应堆,只有主要以能量低于 1eV 的热中子引起裂变,才能获得较高的次级中子产额,以维持链式裂变反应的进行。因此,在这类反应堆内,应使大部分由裂变产生的快中子慢化下来成为能量低的热中子。而对于用钷-239 为裂变材料的反应堆,则应尽量使裂变

中子不被慢化,基本由快中子引起 ^{239}Pu 核的裂变,以获得较高的次级中子产额。高的次级中子产额不仅能维持链式裂变反应的进行,而且还会有过剩的中子为增殖材料所吸收,以生成新的裂变材料。这样就构成了两类基本的反应堆类型,即主要以热中子引起裂变的热中子反应堆和主要以快中子引起裂变的快中子反应堆。

目前已投入运行和正在设计建造的反应堆的类型很多,其分类法也有多种,但各类反应堆的基本组成是相同的。图4表示出核反应堆的基本组成。

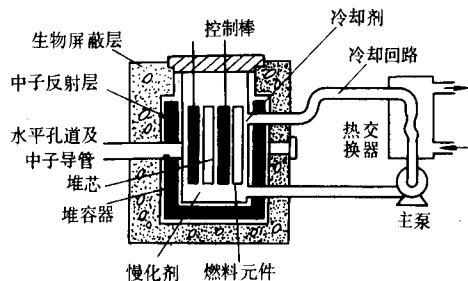


图4 核反应堆基本组成

堆芯的活性区是核反应堆的核心。裂变反应就在这部分持续进行,绝大部分的裂变能也在这个部分释放出来。

核燃料装放在堆芯中,有两种布置形式,一种是将核燃料溶解成水溶液或有机溶液,或熔成熔融盐或液态金属,组成均匀堆芯;一种是将核燃料制成燃料元件,按照一定的栅格排列,组成非均匀堆芯。燃料元件主要由芯块和包壳组成,包壳是燃料芯块的密封外壳,常用的材料有纯铝、铝合金、不锈钢、锆合金、镁合金和石墨等。燃料元件通常做成圆棒、薄片、圆管或六角套管等。一般是把许多元件组合在一起,成为燃料组件。

裂变产生的次级中子为快中子,对于热中子反应堆,大部分的裂变反应由热中子引起,因此在活性区内必须包含有慢化剂。慢化剂是一种轻原子核的物质,而且要求它与中子发生吸收反应的几率非常之小。由于是轻原子核,当它与快中子发生弹性散射时,可使快中子有效地慢化下来。比较好的慢化剂材料包括普通水、重水、铍、石墨和有机材料。燃料和慢化剂的组成和性质将决定中子的能量范围。

活性区的周围由中子反射层所包围,中子反射层的作用是通过碰撞散射作用将逃逸出活性区的中子反射回活性区内,以减少中子的泄漏损失。因此使用反射层的结果可以减少裂变材料的临界质量。活性区的慢化剂材料也常用作中子反射层的材料,但对于快中子堆,必须选用重原子核的物质作为中子反射层的材料,一般可用铀-238或钢。

活性区内裂变释放的大量热量需要利用合适的冷却剂将其循环载到活性区外,再通过热交换器将其热量再传给二次回路的水,使其变成蒸汽后推动蒸汽透平发电(核电站),或再通过热交换去供热供暖(核供热堆)。冷却剂材料的选择应考虑下列因素:冷却剂可在较高的温度下工作,以获得较高的热效率;冷却剂的化学稳定性要好;冷却剂与燃料元件及结构材料的相容性要好;冷却剂的气相分压应较低,以降低系统设备的造价;冷却剂的中子吸收截面要较小等。反应堆使用的冷却剂材料包括水、液态金属钠、二氧化碳和氦气等。

活性区内控制棒的作用是启动反应堆,调节功率水平以及安全停堆等。控制棒是由硼、镉等强中子吸收材料做成的,将这种材料插入到活性区内,可使活性区的中子密度减少,从而使反应堆的功率水平降低。反之,将这种材料从活性区内抽出,可使反应堆的功率水平升高。

上述的反应堆基本组成特别是慢化剂材料和冷却剂材料的不同,构成了不同类型的反应堆。目前世界上主要的反应堆类型包括:①用普通水(H_2O)作慢化剂和冷却剂的轻水反应堆,其中又分为压水堆(PWR)和沸水堆(BWR)两种;②用重水(D_2O)作慢化剂和普通水作冷却剂的压力管式反应堆;③用石墨作慢化剂,二氧化碳或氦气作冷却剂的气冷式反应堆;④用液态金属钠作冷却剂的快中子反应堆。

核反应堆还可以根据用途分为动力堆、生产堆和研究堆。以核裂变能做为动力的动力堆,是非常重要的一类反应堆,目前主要用于核电站系统。图5为核电站系统的示意图。

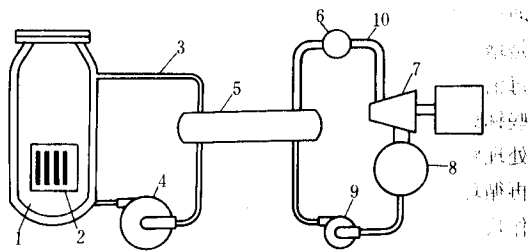


图5 核电站系统示意图

- 1—反应堆; 2—堆芯; 3—一次回路; 4—回路循环泵;
5—蒸汽发生器; 6—汽鼓; 7—汽轮发电机; 8—冷凝器;
9—给水泵; 10—蒸汽管路

3.3. 轻水反应堆

3.3.1. 轻水反应堆的基本特点和性能

轻水反应堆(LWR)是一类热中子反应堆,它以普通水作为慢化剂和冷却剂。

一个水分子含有两个氢原子,氢原子的原子量很小,与中子发生弹性碰撞后中子相当大一部分动能被氢原子核所吸收,因此水是一种较好的慢化剂材料。在轻水堆内,水还作为冷却剂。由于水很容易获得,成本低;它与很多种结构材料相容性很好;它的传热性能好、比热容大,因此水是一种较为理想的冷却剂材料。在一回路中,水流经燃料元件表面,对燃料元件加以冷却,并将燃料裂变释热载出堆外,再通过热交换器将裂变能传递给二回路,在该回路中水变成蒸汽,然后推动蒸汽透平发电。但是,在常压下水的沸点只有 100℃,在这样低的温度下,热效率非常低。因此轻水堆的冷却剂系统采用加压的设计,以提高冷却剂的出口温度。

轻水反应堆分为压水堆(PWR)和沸水堆(BWR)两种类型。压水堆一回路的冷却剂系统具有高的运行压力,在这样的压力下即使冷却剂的出口温度较高也可避免出现沸腾。典型的压水堆设计的一回路运行压力为 15.3MPa,冷却剂出口温度为 325℃。而沸水堆一回路冷却剂系统的运行压力要低得多,典型的设计值为 7.2MPa,在这样的压力下冷却剂出口温度为 286℃。

压水堆和沸水堆各有优缺点。在沸水堆堆芯上部区域冷却剂出现沸腾,由此产生的空泡将引起反应性的扰动,使沸水堆的运行控制复杂化。压水堆的运行压力高,需采用高压设备,其制造成本高。但是沸水堆堆芯功率密度低,堆芯体积大,压力壳尺寸加大,这也增加了制造成本。此外,沸水堆燃料的燃耗水平低,燃料成本要高一些。因此,这两种轻水堆的发电成本大体上是相当的。

轻水堆采用低加浓铀燃料,其平均加浓度约为 3%,即裂变材料铀-235 占铀总重量的 3%,其余为铀-238,它是增殖材料,吸收中子后变成可裂变材料钚-239。轻水堆每消耗 1kg 的铀-235 平均可产生约 0.5kg 的钚-239,这些钚燃料包含在从堆芯卸出的乏燃料中,可通过化工后处理将其从乏燃料中提取出来。提取出的钚裂变材料可再循环回到轻水堆中使用,但更为合理的利用是将它用作快中子反应堆的初装燃料。作为核能发展战略,由轻水堆来积累钚裂变燃料是快中子堆发展的必要前提。

轻水堆卸出的乏燃料的平均燃耗为 33000MW·d/t,即核燃料中大约有 3.5%的铀-235 发生了裂变。

轻水堆核电站的技术可行性在 50 年代就已经被确认了,但直到 1960 年第一座原型示范堆才投入运行,1967 年第一座商用规模的核电站才开始发电。目前单堆的最大装机容量已达到 $1.3 \times 10^6 \text{ kW}$ 。同时在安全设计、仪表和控制、压力壳和安全壳的制造、水质控制、辐射防护等各项技术方面都有了更加完善的发展。

1988 年底全世界运行的 429 座核电站中有 320 座是轻水反应堆(包括压水堆和沸水堆),总装机容量为 $2.63 \times 10^6 \text{ kW}$,占 $3.11 \times 10^6 \text{ kW}$ 核电总装机容量的

85%。目前在建的 105 座核电站中有 79 座是轻水堆核电站。这些数字表明,轻水堆核电站在全世界核发电中具有十分重要的地位和作用。表 7 给出了典型的压水堆核电站的基本参数。

表 7 典型压水堆核电站的基本参数

项 目	参 数
热功率, MW _t	3411
电功率, MW _e	1182
燃料组件内排列	17×17
燃料组件的 UO ₂ 质量, kg	523.4
燃料棒直径, mm	9.5
燃料棒长度, mm	3851
燃料组件数	193
控制棒束数	53
燃料元件线功率, kW/m	
平均	17.8
最大	41.3
压力壳冷却剂入口处压力, MPa	15.83
堆芯入口冷却剂温度,℃	293.4
堆芯出口冷却剂温度,℃	324.9
冷却剂流量, kg/s	18740
压力壳高度(带封头), m	13.55
压力壳内直径, m	4.39
压力壳壁厚, mm	215
压力壳总重量, t	385
蒸发器总重量, t	306
蒸汽压力, MPa	6.9
蒸汽温度,℃	285
补给水温度,℃	227
蒸汽流量, kg/s	477

轻水堆核电站的运行经验证明,它具有很高的运行利用因子,由核设备系统引起的非计划性停堆是极少的。目前的系统设计和燃料管理程序为更换燃料的操作时间留有较大的余地,因此更换燃料的停堆时间可以进一步缩短。同时,轻水堆核电站的运行经验还表明,它在经济上具有很强的竞争力,在很多国家核发电成本比煤电的成本低。

3.3.2. 轻水反应堆的系统组成

核电站包括核岛和常规岛两大组成部分。核岛又称为核蒸汽供应系统(NSSS),它包括压力壳、堆芯和堆内构件、一回路冷却系统、安全停堆系统、控制和仪表系统以及核辅助系统等;常规岛(BOP)包括汽轮机发电系统及其它辅助设施。下面对轻水堆核电站的主要系统作一简要介绍。

(1) 反应堆堆芯 反应堆堆芯是反应堆的核心部

分,它基本由燃料组件构成。轻水堆燃料组件外形如图6所示,它由燃料棒束组成,棒束呈正方形排列,棒间距根据堆物理和热工设计的要求确定。图7表示燃料元件棒的结构。棒的外壳是薄壁的锆合金管,因为锆的热中子吸收截面小,而且锆合金能承受较高的快中子辐照剂量。锆合金管内装入烧结的二氧化铀燃料芯块,芯块表面经过机械磨光,以保证与锆管的间隙偏差。芯块的上下压制凹碟形,以适应燃料芯块辐照肿胀的变形。由燃料芯块叠合组成的燃料柱的上下端用氧化铝隔热片将其与两端头的支撑管隔开。支撑管和带有弹簧支撑的充氦空间留有足够的空间体积,用以容纳核裂变过程中释放出的裂变气体,以降低由于裂变气体在棒内积累所产生的内压力。但在燃料元件运行初期裂变气体尚未大量积累,为了平衡燃料棒壳所承受的外部一回路流体所加的很高的外压力,燃料棒内将充以一定压力的氦气,以防止外压将燃料棒壳压坍塌。燃料棒两端以端塞与锆管焊接密封。

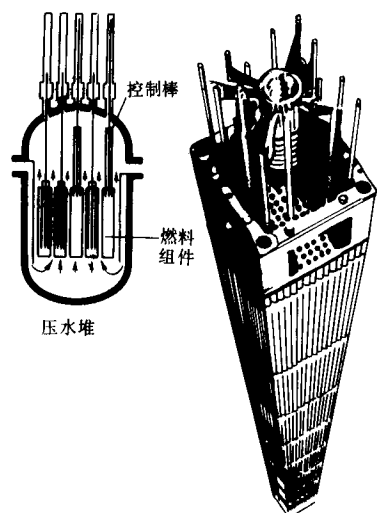


图6 轻水堆燃料组件

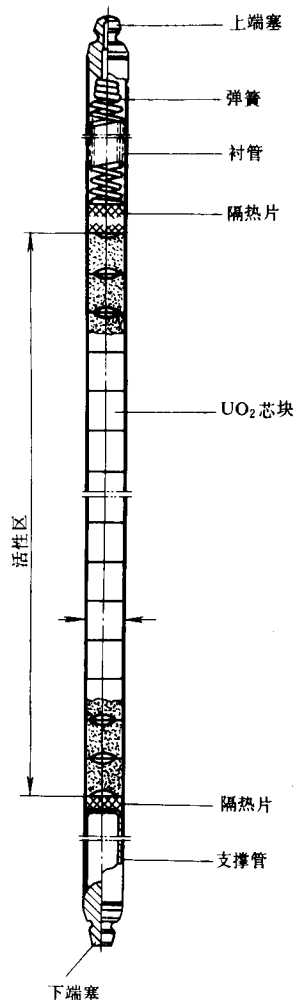


图7 轻水堆燃料元件棒

由图6可以看到,压水堆燃料组件和沸水堆燃料组件的结构略有差异。典型的压水堆燃料组件结构骨架由上下端格板,几层中间格架,控制棒导向管以及这些结构件间的连接件构成。燃料棒外直径为9.5mm,在燃料组件内排列成 16×16 或 17×17 的正方形阵列。由中间格架来保持燃料棒间的精确间距,并依靠中间格架弹簧将燃料棒压紧到格架的支撑点上,其弹簧压紧力是精确设计的。它既要防止冷却剂流动引起燃料棒的水力振动,又要允许不同燃料棒间不同的热膨胀伸长。典型的沸水堆燃料组件的燃料棒束由上下端格板和多层中间格架加以固定。沸水堆燃料元件棒的直径较压水堆粗些,外径为12.5mm,在燃料组件内排列成 8×8 的正方形阵列。

同一反应堆内燃料组件的几何形状和机械结构都是相同的,这样可简化燃料组件的装卸操作,也可降低制造成本。

压水堆的初始堆芯装料一般分为3个加浓铀燃料组件区,最高加浓铀的燃料组件装在堆芯的外区,最低加浓铀的燃料组件装在堆芯的中心区,以使堆芯功率密度沿径向的分布尽量均匀。首炉燃料在运行1.3~1.9年后进行第一次更换,之后每年更换一次,每次更换堆芯1/3的燃料组件。沸水堆的初始堆芯装料一般采用两种平均加浓度的燃料组件,每次换料更换堆芯1/4的燃料组件。

(2) 反应性控制系统 反应性控制是核反应堆功率调节和安全控制的手段。轻水反应堆具有负反应性功率系数,它为轻水堆提供了固有的自调节的负反馈功能。此外,控制棒、沸水堆的外循环流量控制、硼酸溶液的注入、可燃毒物等为轻水堆提供了必要的安全控制手段。

轻水堆的控制棒以不锈钢或因科镍尔(Inconel)为包壳,内部填充了碳化硼或银-铟-镉中子吸收材料。用控制棒传动机构带动控制棒上下移动。控制棒传动机构安装在压力壳的封头上,大多采用磁抓式的机构。磁抓交替张开和合拢,合拢时与控制棒驱动轴上的凹槽相啮合,带动控制棒作步进式的提升或下降。反应堆安全停堆时,控制棒依靠重力掉落插入到堆芯内。沸水堆的控制棒移动采用水力驱动机构,水力驱动机构安装在堆芯底部。在沸水堆安全停堆时,依靠充气和反应堆冷却剂系统的压力贮能产生的水力动力将控制棒插入堆内。

压水堆内第二种主要的反应性控制方式是控制一回路的冷却剂浓度。在反应堆内,氙毒、燃耗、裂变产物积累引起的反应性变化是一种慢变化过程,因此可以采用调节冷却剂中硼酸溶液浓度的方式来平衡补偿上述的反应性慢变化。这种控制方式的优点是减少控制棒插入带来的局部功率峰值的升高。在沸水堆内采用了一种特有的反应性控制方式,即调节外回路循环的流量比率,外循环流量比率的改变可以改变堆芯的汽泡份额,从而引起反应性的变化,以此来调节反应堆功率水平。外循环流量控制是正常功率变化调节的主要手段,但循环流量的减少将限制在不低于50%的额定流量值,功率水平的进一步减少将依靠控制棒的调节。

所有的轻水堆几乎均采用可燃毒物钐作为初始堆芯反应性控制的附加手段。可燃毒物将随着燃料的消耗而被逐渐烧掉,因此可以补偿燃料消耗和裂变产物积累引起的反应性变化。

(3) 堆芯冷却剂系统 在沸水堆内,主回路冷却剂系统在压力壳外有两支回路,每支回路包括有一台泵和一个流量调节阀。泵将从反应堆堆芯和压力壳之间的环形空间向下流动的冷却剂吸入,经泵出口的高压流体进入压力壳内的喷射泵,引起压力壳内冷却剂的循环。采用喷射泵可以减少冷却剂循环到压力壳外的流量。堆芯内冷却剂向上流动对元件加以冷却,再从堆芯和压力壳间的环形空间向下流动返回。在堆芯出口形成的水-蒸汽混合物,经离心分离器将水和蒸汽分离,蒸汽再经过蒸

汽干燥器将水含量减少到0.3%以下,之后直接通过蒸汽透平发电。

压水堆堆芯的热量由主回路冷却剂携带到压力壳外。压力壳外有两支或多支平行回路,通过在该回路中的蒸汽发生器将主回路冷却剂从堆芯载出的热量传给另一侧的水/蒸汽回路。主回路冷却剂再返回压力壳,从堆芯吊桶和压力壳间的环形空间向下流动,再进入堆芯底部向上流动,对燃料组件加以冷却。

压水堆的蒸汽发生器有两种基本类型,一类是垂直放置的逆流式U型管蒸发器,产生饱和蒸汽;另一类是直流式蒸发器,产生过热蒸汽。

主回路系统的压力由与该系统相连的压力平衡器来控制。压力平衡器是一种高压水罐,罐内装有处于热平衡状态的汽、液两相。当系统压力偏低时,由压力平衡器水相中的电加热器加热产生更多的蒸汽,使系统压力升高,当系统压力偏高时,将冷水喷淋到压力平衡器的汽空间,使蒸汽冷凝而减压。

(4) 应急堆芯冷却系统 在主回路冷却剂系统压力边界破坏的事故工况下,应为堆芯提供应急冷却,以防止堆芯因失冷而受到损坏。当出现小破口时,由小容量高压注水冷却系统为堆芯提供冷却。当出现大破口时,由大容量低压注水系统为堆芯提供冷却。

在沸水堆内,在反应堆堆芯的上方设置了两套独立的喷淋系统,直接向燃料组件喷水冷却,或者采用水淹的方式向堆芯注水将堆芯淹没。

在压水堆内,由高压注水系统向外回路进出口两端补给冷却剂的同时,由低压注水系统直接向压力壳内补给含硼水冷却剂。压水堆也采用一种被动式的冷却系统,它是一个用氮气加压的储水箱,当冷却剂系统的压力低于定值保护压力时,由该系统向压力壳内直接注入含硼冷却水。

(5) 冷却剂净化系统 压水堆包括有一个冷却剂净化和容量控制系统,以尽量减少反应堆回路中的杂质含量,并保存有适当容量的净化水以备反应堆堆芯应急冷却之用。

取反应堆循环流量的一小部分进行净化处理,对这部分冷却剂加以冷却、过滤,并用离子交换树脂作除盐处理,添加化学试剂来调节pH值、含氢量和电导率,以降低腐蚀率。

沸水堆的冷却剂净化系统包括全流量的冷却水除盐装置。此外,将循环到外回路的一小股流量通过一个高压过滤器和除盐设备,以降低冷却剂中的杂质含量。

(6) 安全壳 核反应堆采用多层防御的工程安全措施,以防止堆内的放射性物质释放到周围环境中去。燃料元件包壳和压力壳分别是第一道和第二道屏障,安全壳是最后一道屏障。设计准则要求安全壳的结构能承受由于冷却剂压力边界破坏所造成的压力和温度负荷,以

及地震、飞射物和反作用力等引起的动态效应。

安全壳由密封厂房构成，内设压力抑制子系统和空气净化装置。在安全壳的顶部设置有喷淋装置，在发生事故释放出高能流体时，由喷淋装置喷入大量冷水，以降低安全壳内的温度和压力，使其保持在可接受的低水平上。空气净化系统对可能释放到反应堆安全壳内的裂变产物、氢、氧和其它物质进行控制，确保在事故期间降低可能释放到环境的裂变产物的数量，并控制安全壳内空气中氢或氧及其它物质的浓度，防止可能危害安全壳完整性的爆炸和爆燃。

(7) 放射性废物处理系统 轻水堆冷却剂系统中放射性的主要来源包括活化的腐蚀产物、由燃料元件泄漏出的裂变产物以及中子与硼溶液中硼元素反应产生的氟。

目前气体放射性废物的处理包括对短半衰期放射性气体加以贮存滞留以让其大部衰变掉，之后经过过滤器排放到大气中。对于惰性气体可以通过低量蒸馏方法将它与非放射性的载带气体加以分离，或者通过一个深冷（液氮温度）的活性炭床将惰性气体加以捕集。

(8) 燃料的更换操作 反应堆堆芯的燃料组件定期更换，更换操作一般避开电力负荷的高峰季节。每次更换 1/3 或 1/4 的堆芯燃料。由于乏燃料具有很强的放射性，所有的更换操作都在水下进行，以足够厚的水层作为辐射屏蔽。每次换料操作的时间一般为 21~28 天。在燃料更换的同时，对汽轮机发电机组进行维修。

在典型的设计中，取出的乏燃料组件通过安全壳壁上的一个贯穿孔送到相邻的乏燃料贮存水池。在贮存水池内至少要存放 4 个月后才能起运，送到核燃料后处理厂去处理。

3.4. 快中子增殖反应堆

增殖反应堆是生产的核裂变材料比它自身消耗的要多这样一类核反应堆。快中子增殖反应堆是目前趋于成熟的一类增殖反应堆。

快中子增殖堆的设计研究工作起始于 1944 年。第二次世界大战后，一些国家提出了发展核动力的计划，认为大规模发展核动力的前提是通过发展增殖堆来实现铀资源的有效利用。这就导致了快中子增殖堆的发展，初期是建造和运行了一批快中子实验堆，这一阶段工作的重点放在液态金属快中子增殖堆（LMFBR）实验堆的设计、运行和安全研究上。其后，在 70 年代西方主要工业国家和前苏联又相继建成了几座原型堆，共累计运行了 230 多堆年，而且获得了较高的负荷因子。见表 8 所示。

目前世界上的一座大型的商业示范快中子增殖堆——法国的超凤凰快堆（Superphenix）核电站已投入运行，这标志着快中子增殖堆在工程技术上已趋于成熟。它的电功率为 $1.20 \times 10^6 \text{ kW}$ ，建在法国的 CREY MALVILLE。该

电站的计划始于 1971 年，于 1974 年开工建造，1986 年底达到满功率运行。该电站的主要参数列于表 9。

表 8 快堆的运行负荷因子

堆 名	功 率	运行年份	平均负荷因子
美国 EBR-II	62MW _t	1975~1984	70.5%
美国 FFTR	400MW _t	1983~1984	61.5%
法国 Phenix	250MW _t	1974~1988	61.5%
英国 DFR	250MW _t	1984	65%
前苏联 BH-350	350MW _t	1983~1984	87.5%
前苏联 BH-600	600MW _t	1981~1987	67.3%

表 9 法国超凤凰快堆主要参数

项 目	参 数
堆型	池式型
热功率, MW _t	3000
电功率, MW _e	1200
主回路数	4
中子通量, n/(cm ² ·s)	6.1×10^{15}
最大燃耗, MW _t ·d/t	70000~100000
增殖比（设计目标）	1.18
堆芯/增殖区燃料	UO ₂ -PuO ₂ /UO ₂
中子吸收材料	B ₄ C
活性区高, cm	99
燃料元件最大线功率, W/cm	450
活性区燃料组件数	360
增殖区燃料组件数	233
控制棒束组数	21
堆芯入口温度, °C	395
堆芯出口温度, °C	545
主回路流量, kg/h	$4 \times 15.2 \times 10^6$
中间回路入口温度, °C	542
中间回路出口温度, °C	392
中间回路流量, kg/h	$4 \times 11.8 \times 10^6$
汽轮机入口蒸汽温度, °C	487

3.4.1. 快中子增殖堆的中子物理基础

快中子增殖堆可以设计成带有堆芯区和增殖层区的双区布置，以生产多于其消耗掉的裂变材料。在一个典型的 LMFBR 中，反应堆的中心区域即堆芯装有 PuO₂-UO₂ 混合燃料组件；Pu 作为燃料，U 作为增殖材料。在堆芯的周围是增殖层区，增殖层内只装有 UO₂ 的燃料组件。增殖材料 ²³⁸U 吸收中子之后变成可裂变材料 ²³⁹Pu。

快中子增殖堆与轻水热中子堆之间基本的区别在于

中子的能量不同,快中子堆的中子能量高,轻水堆的中子能量低,这对于增殖性能有显著的影响。在图3上表示了裂变材料核每吸收一个中子所产生的次级中子数 η 值随入射中子能量的变化。由图可见,对于 ^{235}U ,当入射中子的能量小于1eV时 η 值才稍大于2,而对于 ^{239}Pu ,入射中子能量较高时 η 值可以达到2.6左右。因此,在快中子增殖堆内只能采用钚作裂变材料,并应尽量不使裂变中子被慢化,这样才能获得较高的次级中子产额来实现增殖。由于这个原因,快中子增殖堆芯内的冷却剂以及结构材料不能采用具有慢化作用的轻原子核材料。

裂变反应截面随中子平均能量的增加而减小,在快中子堆内中子平均能量比较高,因此裂变反应截面比较小。反应堆堆芯裂变释热功率密度 q [$\text{W}/(\text{cm}^3 \cdot \text{s})$]与中子通量 ϕ [$\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$]、裂变截面 σ_f (cm^2)、裂变材料核密度 N ($1/\text{cm}^3$)三个量的乘积成正比,可表示成

$$q \propto \phi \sigma_f N \quad (1)$$

如果堆芯释热功率密度低,为了达到相同的输出功率,必须增大堆芯的体积,这样势必会增加反应堆的造价。作为合理的设计,应提高快中子增殖堆芯裂变释热的功率密度,这只能靠提高堆芯的中子通量和裂变核密度来实现。快中子增殖堆堆芯裂变核密度大约是轻水堆的4~5倍。

用增殖比 BR 来表示增殖堆的增殖性能,它定义为新产生的裂变材料数与消耗掉的裂变材料数之比。 BR 可以简单地表示成:

$$BR \approx \eta - 1 + \frac{F_b (\nu - 1) - C}{F_f (1 + \alpha)} \quad (2)$$

式中 ν ——增殖材料核一次裂变产生的次级中子数;
 F_f, F_b ——分别为裂变材料和增殖材料裂变占总裂变数的份额;

α ——裂变材料核俘获截面与裂变截面之比;

C ——每裂变一次其它材料吸收中子的份额。

以氧化物燃料快中子增殖堆为例,其典型的参数值为: $F_b=0.20, F_f=0.80, 1+\alpha=1.15$ 。因此,其增殖比大约在1.1~1.3的范围,取决于堆芯的体积大小和增殖层的厚度。

新产生的裂变材料将用来装备新建的快堆,作为新堆的初装裂变材料。用倍增周期表示快中子增殖堆裂变材料的增殖速度,它定义为增殖的裂变材料积累到足够装备相同功率增殖堆初装裂变材料所需的时间。由增殖堆卸出的乏燃料中的裂变材料不可能立即装入到反应堆中加以利用,首先需等待足够长的冷却时间,使其中裂变产物放射性水平衰减到一定程度之后,才能进行核燃料后处理。在后处理工序中去除掉其中的裂变产物,并将 Pu 和 U 加以分离。分离获得的 Pu 燃料再转入到元件制造工厂,制成新的 Pu-U 混合燃料元件。最后运输到核

动力厂内贮存待用。因此,从卸出乏燃料,经过冷却、后处理、燃料制备、元件制造、运输、贮存等过程,大约需1年的时间,见图8所示。整个上述循环环节中裂变材料的滞留积存量统称为堆外的燃料积压量。因此,新堆的初始裂变材料装量,不仅包括新建反应堆堆芯内的裂变材料装量,而且还应考虑堆外燃料的积压量。

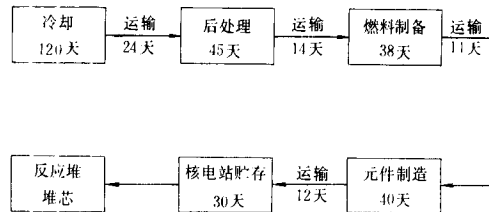


图8 快中子增殖堆燃料循环过程和滞留时间

倍增周期 T_d 可以表示成

$$T_d (\text{年}) = \frac{1000}{0.365 P_{gf} F_f (1 + \alpha) (BR - 1)} \quad (3)$$

式中 P ——裂变材料的系统燃料比功率(反应堆热功率除以堆内裂变材料装量和堆外燃料积压量之总和), MW_t/t ;

g ——产生单位裂变能消耗的裂变材料量, $\text{g}/(\text{MW}_t \cdot \text{d})$;

f ——核电站负荷因子;

F_f ——裂变材料的裂变占总裂变量的份额。

这个计算的倍增周期又称简单倍增期,或者称线性倍增期,它考虑只有一个增殖堆的情况。但是如果考虑有很多座增殖堆的情况,它们增殖的裂变材料可以合在一起使用,其倍增期可以缩短,这个倍增期称为系统的指数倍增期,用 T_e 表示,它与简单倍增期 T_d 的关系如下:

$$T_e = \frac{0.693}{\ln \left(1 + \frac{1}{T_d} \right)} \quad (4)$$

对于氧化物燃料的快中子增殖堆系统,设其单堆热功率为 $2.5 \times 10^6 \text{kW}$,增殖比 $BR=1.15$,堆内裂变 Pu 的装量为1860kg,其系统的指数倍增期为20年。

大幅度提高铀资源的利用率是促使发展增殖堆的关键性因素。对于热中子堆,它的转化比 c 小于1,铀资源的利用率 U_t 是

$$U_t = \frac{F}{1 - c} \quad (5)$$

这里 F 是指天然铀中被利用的可裂变铀的份额,并且假设在燃料再循环过程中燃料没有损失。