

第4篇

核能发电

第4篇

核能发电

主编单位 核电秦山联营公司

编写单位 核电秦山联营公司
中国核工业总公司第二研究设计院
清华大学核能研究院

主 编 叶奇蓁

编 写 人 叶奇蓁 沈桢禧 陈玉峰 缪宝书
康厚均 周泉通 周耀栋 白 济
章靖武 邢复吏 刘承新 黄逸达
李怀萱 徐及明

主 审 许连义 丁玉佩

第 1 章 概 述^{[1][2]}

1 核能发电在能源结构中的地位和前景

1.1 世界能源结构的演变趋势

近年来,世界各国普遍重视对能源的管理和开发,采取有效的节能措施,推进一次能源多样化的政策。从第 14 届世界能源会议公布的预测资料来看(见表 4·1-1),核能发电所占的比重将不断增加,逐步取代各类化石能源,这是未来世界能源结构演变的总趋势。

表 4·1-1 世界能源预测 (%)

年 份		项 目					
		石油	煤炭	天然气	水电	核能	其他
1985		32.6	27.6	18.1	5.8	4.2	11.7
2000	中方案	30.1	27.4	19.3	6.3	6.2	10.7
	低方案	30.7	26.5	18.5	6.1	5.8	12.4
2020	中方案	26.2	30.0	17.4	7.7	8.2	10.5
	低方案	27.5	28.0	17.7	7.3	7.1	12.4

1.2 核能发电在中国能源发展中的作用

我国煤炭、水力资源储量十分丰富,还有相当数量的石油、天然气资源,但人均占有量却很低,而且分布极不均衡,致使北煤南运、西电东送,加剧了运力紧张和资源损耗。据《中国能源》(1988 年)收集的中国各地区能源资源比重的资料(见表 4·1-2)来看,70%以上的水力资源分布在西南,近 80%煤炭储量分布在北方,其中大部分又集中在山西、内蒙古、陕西和宁夏四个省区;至于能源比丰度——人均占有标准煤当量的比值,以华北地区为 1,则东南沿海人口密集、经济发达地区仅达到 0.05。我国目前能源生产的构成是煤炭 71.6%、石油 21.3%、天然气 2.3%、水电 4.8%。如果继续保持这一构成,预计到 2000 年,我国煤炭生产将要求达到 14 亿 t,2020 年达到 25 亿 t,2050 年达到 50 亿 t,这将大大加剧东南沿海地区燃料资源的不足和运力紧张的矛盾。唯一出路是改变能源结构,发展核能发电,采取“水、火、核并举,因地制宜”的方针。

通常,核电厂燃料的运量仅相当于同规模火电厂的 $1/10^5$ 。此外,煤炭、石油、天然气均属于不可再生

的化石燃料,又是重要的化工原料,核能的开发,将为上述资源的节约开辟途径。

表 4·1-2 中国各地区能源资源比重 (%)

地区	合计	煤炭	水电	石油、 天然气	能源比 丰度
华北	43.9	64.0	1.8	14.4	1
东北	3.8	3.1	1.8	48.3	0.11
华东	6.0	6.5	4.4	18.2	0.05
中南	5.6	3.7	9.5	2.5	0.05
西南	28.6	10.7	70.0	2.5	0.42
西北	12.1	12.0	12.5	14.0	0.45

2 核反应堆的工作原理

核反应堆是实现可控核反应,释放核能并转化为热能的基础设施,是核电厂的基本特征。

2.1 核裂变与核聚变

迄今为止,所有核电厂的反应堆都是运用核裂变反应释放核能的。核裂变反应是指重原子核,例如,铀和钚,吸收中子,分裂为两个或两个以上的碎片,形成新的、较轻的原子核,这一过程中释放的能量称为核裂变能。

^{235}U 是自然界唯一存在的易裂变的铀同位素, ^{235}U 在天然铀中的含量仅占 0.7% 左右,其余占 99.3% 都是不易裂变的 ^{238}U 。可以用作核裂变材料的还有 ^{239}Pu 和 ^{233}U ,它们是 ^{238}U 和 ^{232}Th 在反应堆内俘获中子后,转换成的新的核裂变材料。

核聚变反应是轻原子核,例如,氘和氚,通过核结合,生成较重的原子核,这一过程中释放的能量称为核聚变能。单位质量核聚变反应所释放的能量比核裂变反应高四倍。目前,正在研究的托卡马克装置,就是一种典型的磁约束核聚变反应堆。

根据爱因斯坦质能转换公式,可用下式算出每次裂变或聚变所释出的能量:

$$E_R = 931\Delta m \quad (\text{MeV})$$

式中, Δm 是裂变或聚变前后核粒子质量总和之差,其单位为原子质量单位(即 amu)。对 ^{235}U 、 ^{233}U 、 ^{239}Pu 等

易裂变元素,每次裂变释出的能量大约为 200MeV。

2.2 中子与原子核的反应

裂变反应堆内中子与原子核之间的各种不同的相互作用构成了核反应堆工作的基本原理。中子与原子核的反应可分为散射反应和吸收反应两种。

1. 散射反应 指中子与原子核发生反应后,中子的能量和运动方向产生变化。散射反应又分为弹性散射和非弹性散射两类,弹性散射的结果是核的内能和成分并不改变,只是得到了入射中子的一部分或全部动能;非弹性散射的结果是核的成分虽未变化,但入射中子的一部分动能转变为原子核的内能,使其处于激发状态,随后以 γ 辐射的形式放出,原子核回到基态。在热中子堆中利用某些轻物质(如轻水、重水和石墨等)与中子的散射碰撞,使中子从裂变时放出能量很高的快中子慢化到能量很低的热中子。

2. 吸收反应 指在反应时中子被原子核所吸收。对热中子堆来说,最重要的吸收反应有两种,即辐射俘获反应和裂变反应。

为了定量描述上述各种反应的几率,引进了核截面的概念,相当于呈现在中子前,该原子核的有效靶子面积。每个原子核的截面叫作微观截面,乘上 1cm^3 中某种元素的原子核数,得到该立方厘米中某种元素原子核的总截面,称为宏观截面。对大多数元素来说,吸收截面随中子能量而变化,大致可分成三个能区:

(1) $1/v$ 区,在低能范围内吸收截面与中子运动速度成反比。

(2) 共振区,在一定能量范围内,出现一个或几个峰值,这些峰称为共振峰,截面在共振峰很窄的能区内急剧增加。

(3) 高能区,截面随中子能量的增加而逐渐减少。

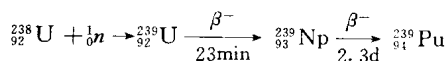
2.3 中子链式反应

在核反应堆内,由裂变产生的快中子(平均每次裂变放出 2.5 个中子),经散射慢化而变成热中子,同时伴随着吸收和向堆外泄漏,热中子在运动过程中被 ^{235}U 吸收而引起新的裂变反应,再放出裂变中子,这一过程称为中子寿命循环。系统中某一代中子数对上一代中子数之比称为增殖系数,用 k 来表示。当反应堆处于临界时, $k=1$,中子数目保持不变,链式反应得以自持进行,且堆的裂变功率保持恒定。为方便起见,引进反应性 $\rho=(k-1)/k$ 的概念,用以表示反应堆偏离临界的方向和程度。当 $\rho>0$ 时, $k>1$,中子数目越来

越多,堆的裂变功率不断增长;当 $\rho<0$ 时, $k<1$,中子数目逐渐下降,链式反应不能自持,堆的裂变功率逐渐减小。反应堆总是设计成具有一定的后备反应性 $\rho>0$,为保持增殖系数 $k=1$,通常用强吸收中子材料做成的控制棒来吸收多余的中子,以抵消剩余的反应性。控制棒亦可用来控制链式反应,使其增加或减少。

2.4 核燃料的转换和增殖

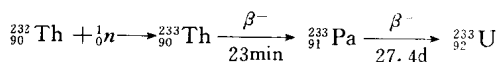
热中子反应堆内 ^{238}U 俘获中子后,经两次 β 蜕变,生成新裂变燃料 ^{239}Pu ,其反应式为



每消耗一个 ^{235}U 核所生成的 ^{239}Pu 核数称为转换比。低富集铀反应堆的转换比约为 0.6,天然铀反应堆的转换比约等于 0.8。

以钚为燃料的快中子堆中,新生的钚核与消耗的钚核之比称为增殖比。对大型的快中子增殖堆,其增殖比可望达到 1.2~1.4。

在以钍为增殖原料的热中子增殖堆(熔盐堆)上,钍俘获中子后,将生成新的裂变燃料 ^{233}U ,其反应式与生成 ^{239}Pu 的类似



熔盐堆的增殖比约为 1.07。

3 核能发电的基本特征

3.1 安全性

由于核电厂采取了下列保证安全措施,其安全性是确有保障的。

1. 多重屏障 核电厂最基本的安全措施是将放射性裂变产物禁锢在三重屏障(有的文献中加上 UO_2 芯块,称为四重屏障)之内。第一重屏障是燃料包壳,核反应所产生的裂变产物都留在燃料和包壳之内。第二重屏障是反应堆冷却剂系统的压力边界,它将包容燃料泄漏和辐照活化所产生的放射性物质,即使在事故工况下,也不得导致核电厂放射性物质向外释放超过允许程度。第三重屏障是安全壳系统,用以抑制事故工况下,放射性物质向环境的释放,安全壳必须承受事故工况下,所产生的内压、温度及飞射物的作用,并计及自然及人为事件的作用。

2. 纵深防御 提供多层次的系统和设备,用以防止事故,或在未能防止事故时,提供适当的保护。例如,

当出现可能危及设备或人身的情况时，应首先进行正常停堆；因任何原因未能正常停堆时，控制棒自动落入堆内，实行自动紧急停堆；若控制棒未能插入，高浓度硼酸水自动注入堆内，实现强迫紧急停堆。此外，对一切重要设备，都采取类似的多重保护措施，如设置了冗余的供电系统、冗余的控制系统和冗余的冷却系统等。

3. 应急设施 核电厂设有专设安全设施，以便在发生稀有事故或严重事故时，限制燃料的损伤和限制由此产生的裂变产物的释放。属于这类设施的有堆芯应急冷却系统、安全壳喷淋系统、蒸汽发生器辅助给水系统、安全壳隔离系统、应急电源系统，以及安全厂用水系统。其功能有：

- (1) 提供安全停堆手段，并使之保持在安全停堆状态。
- (2) 提供余热排除手段，亦称最终热阱，保证堆芯余热的最终排出。
- (3) 提供减少放射性物质释放的手段，使其在任何情况下，低于可接受的限值。

3.2 清洁能源

在评价某种能源时，对环境的影响是一个重要方面。与火力发电相比，核能发电是一种清洁的能源。一座 1000MW 的燃煤火电厂，每年要烧掉 300 万 t 左右原煤。如果未经除硫和除尘，该电厂每年要向大气排出表 4·1-3 所列的气体污染物，它们对环境的影响是严

重的。例如，空气中硫的体积分数超过 1×10^{-6} (1ppm) 时，就会危及人体健康。此外，氮氧化物、二氧化硫、一氧化碳都是酸性氧化物，它们易于溶解在雨水中，而形成“酸雨”，破坏生态，使土壤和水源变质，二氧化碳又是造成温室效应的重要因素。其次原煤中约含质量分数为 1.1×10^{-6} (1.1ppm) 的 ^{238}U 和 2×10^{-6} (2ppm) 的钍，一座百万千瓦级的火电厂每年通过煤灰排出 ^{228}Ra 达 $1.3 \times 10^{10}\text{Bq}$ ， ^{226}Ra 达 $2.0 \times 10^{10}\text{Bq}$ ，而与铀钍共存的放射性气体——氡，及其子代产物会随烟气排入大气。

相反，核能发电厂的废物都经受严格的控制和处理。每个国家根据“合理可行尽量低”的原则，都规定了核电厂导向大气和露天水源的排放量限值，而实际排放量比国家规定的值要低得多。国际放射性防护委员会对职业照射规定为，年全身剂量不超过 50mSv (5rem/a)，即在这种剂量长期照射下，50 年也不会损害健康。对非限制区内，任何地点公众的年全身剂量限值为职业照射量的 1/10，即不得超过 $5 \times 10^{-3}\text{Sv}$ (0.5rem/a)。在我国则规定为职业照射量的 1/100，即 0.5mSv (0.05rem/a)，这个限值即使按可能的遗传影响来看，也是相当安全的，比一次 X 射线透视所受到的剂量还要小 2~4 倍。作为对比，地球上居民平均每人接受的天然本底辐射剂量，包括宇宙射线的照射、土壤和建筑材料中所含天然放射性物质的照射，以及人体本身的内照射等，约为 $(1 \sim 1.5) \times 10^{-3}\text{Sv/a}$ (0.1~0.5rem/a)。

表 4·1-3 百万千瓦火电厂年排出污染物

项 目	废气 (m ³ /a)	SO ₂ (t/a)	废水中污物含量 (t/a)	废渣 (t/a)	微量元素 (t/a)	放射性物质 Bq
燃煤电厂	142×10 ³	11×10 ⁴	1028.7	36×10 ⁵	20.8	658.6×10 ⁷
燃油电厂	63.1×10 ³	3.7×10 ⁴	1017	9.2×10 ⁴	91.2	
燃天然气电厂	20.8×10 ³	20	1051	0		

注：微量元素包括砷、镉、铬、铅、锰、汞、镍、钒。

3.3 经济性

核电厂的经济指标主要反映在两个方面：(1)单位发电功率的基建投资；(2)发电成本。表 4·1-4 列出日本电力公司测算的核电厂单位 kW 的建设费。其中核电厂的建设费为燃油火电厂的两倍，比燃煤火电厂高 28%。燃煤火电厂的投资比燃油火电厂的高，其原因是煤炭处理设备比较庞大，另外为保护环境，烟囱排气要添加除硫及除尘设备。具体的数字各个国家有所不同，取决于这些国家的工业结构、资源情况，以及所选用的

堆型。国际供电联盟 1989 年预测，1995 年投产的核电厂，其与燃煤火电厂投资的比分别为：原联邦德国 2.11，法国 1.12，日本 1.17。

表 4·1-4 建设费测算 (1000 日元/kW)

	投 产 年 份		
	1980	1985	1990
核电厂	240	305	387
燃煤电厂	187	238	302
燃油电厂	120	152	194

核电厂的发电成本由三个部分组成：(1) 基建费，即投资回收；(2) 运行维护费，包括管理费及后处理基金和退役基金的提取；(3) 燃料费。表 4·1-5 列出日本电力公司对 1986 年投产的机组的发电成本的测算，考虑负荷因子为 70%。核电厂由于其燃料费低廉，经济上具有相当大的优势。

表 4·1-5 发电成本构成 [日元/ (kW·h)]^①

	核电厂	燃煤火电厂	燃油火电厂
基建费	6.27	5.57	3.25
运行费	2.16	2.25	1.07
燃料费	2.00	4.13	5.93
合计	10.43	11.95	10.24

① 摘自日本物理学会编·原子力発電の諸問題，1988。

4 反应堆的类型

核电厂反应堆类型很多，其中技术比较成熟，已投入商业运行的主要有压水堆、沸水堆、重水堆和气冷堆等几种堆型。图 4·1-1 示出英国《国际核新闻》公布的 1992 年运行中和建造中的堆型统计。原苏联曾建造了 20 余座石墨水堆，由于 1986 年发生的切尔诺贝利核电站事故，这种堆型的使用受到影响。英国、法国曾建造天然铀石墨气冷堆和改进型气冷堆，由于其经济性较差，造价比较昂贵，已不再建造。

除了改进型压水堆和沸水堆外，目前正在研究开发的新堆型主要有快中子增殖堆和高温气冷堆。美国曾建造过一座小型熔盐实验堆，以研究利用铀钍循环

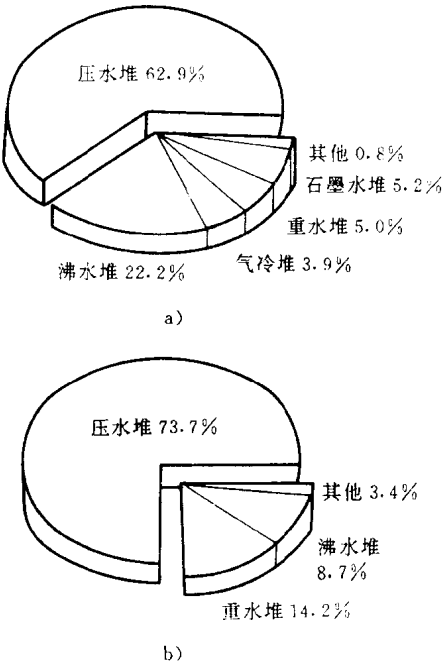


图 4·1-1 各种反应堆所占比例
a) 运行中 b) 建造中

的热中子增殖堆。利用聚变反应的聚变堆，以及利用聚变-裂变的混合堆，目前还处在实验研究阶段，可能在下世纪中叶有希望走向工业应用。

4·1 压水堆

压水堆核电厂由两个回路组成（见图 4·1-2）。一回路由反应堆、稳压器、蒸汽发生器和主循环泵组成。

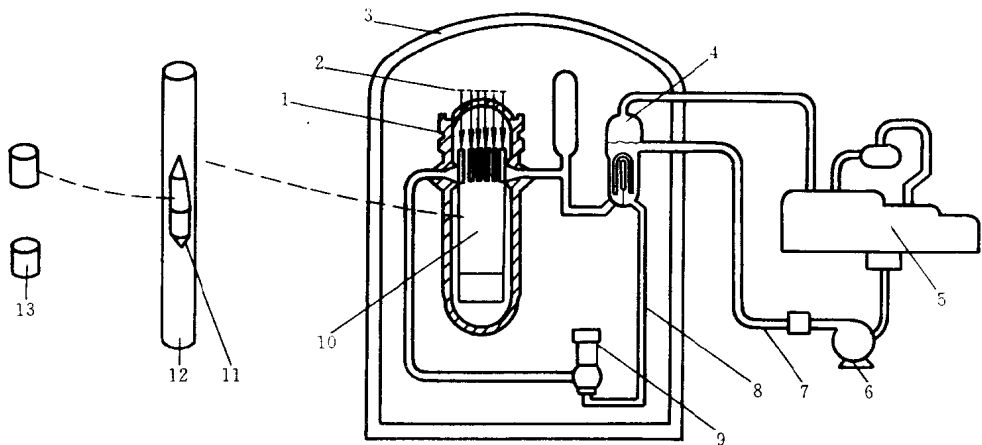


图 4·1-2 压水堆核电厂

1—压力容器 2—控制棒 3—安全壳 4—蒸汽发生器 5—汽轮发电机组 6—冷凝泵 7—二回路 8—一回路
9—主循环泵 10—反应堆堆芯 11—核燃料元件 12—冷却管 13—核燃料芯块

反应堆堆芯放置在一个大型压力容器内，核燃料采用低富集的铀，制成二氧化铀芯块，装入锆管内，封装成燃料棒，然后用定位格架及上下管座，按 17×17 的陈列组装成燃料组件。一回路的热量经蒸汽发生器传给二回路，产生饱和蒸汽驱动汽轮发电机组，为了提高汽轮机低压缸排汽的干度，在高、低压缸之间设有汽水分离再热器。为了保证核电厂的安全，一回路系统及其设备均设置在安全壳内。

压水堆核电厂具有良好的运行性能和安全性，经济性也比较好，是国际上广泛应用的堆型。许多国家都将它发展成300MW左右一个环路的标准化设计，并逐步增大单堆容量，以提高其经济性。目前，正在建造最大的压水堆核电厂，采用四环路，单堆容量近1500MW。

4.2 沸水堆

沸水堆核电厂只有一个回路，水在反应堆堆芯沸腾后直接生成蒸汽，经设置在反应堆容器顶部的汽水分离及蒸汽干燥装置，将蒸汽湿度减小到0.3%以下，直接供给汽轮机（见图4-1-3）。与压水堆相似，沸水堆堆芯设置在大型的压力容器内，燃料组件由 7×7 或 8×8 根燃料棒组成，外面罩有Zr-4合金制成的方形组件盒，用以引导控制棒。沸水堆采用“+”字形控制棒，由底部插入堆芯，活塞型的驱动机构安装在反应堆容器的底部。再循环回路设有循环泵、调节阀及内部喷射泵，用以调节流过堆芯的流量。最新设计的沸水堆在

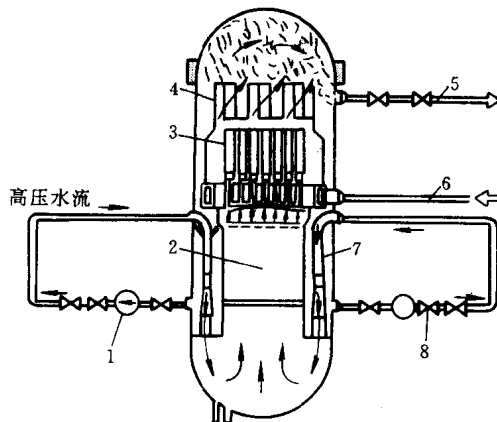


图 4-1-3 沸水堆核电厂

- 1—外部循环泵 2—堆芯 3—汽水分离器
- 4—蒸汽干燥器 5—蒸汽管(通往汽轮机)
- 6—给水管(来自汽轮机) 7—内部喷射泵
- 8—流量调节阀

反应堆容器底部安装轴封式轴流泵，取消外部再循环回路。沸水堆的比功率较压水堆的低40%左右，因此，同样功率的沸水堆，其反应堆容器较压水堆的大得多。正常的负荷变化可通过调节再循环流量，改变堆芯汽泡含量，利用汽泡的负反应性效应进行控制。

沸水堆在技术上也比较成熟，是国际上广泛应用的堆型。由于采用直接循环，其蒸汽带有微量的放射性，汽轮机部分必需采取适当的防护措施。

4.3 重水堆

重水堆核电厂主要采用坎杜（CANDU）型重水堆，即采用重水慢化、重水冷却的压力管型反应堆。一回路系统通常由一个或两个串联的“8”字形环路组成（见图4-1-4）。每个环路的主循环泵和蒸汽发生器布置在反应堆的两侧。主循环泵出口和蒸汽发生器进口都设有总管，总管上分出很多支管，用以和反应堆容器上相应的压力管相接。反应堆容器由不锈钢外壳和端板同锆合金容器管组成。容器管用滚压胀接方法固定在容器端板中。压力管从容器管中穿过，其中间段为锆合金用滚胀法与不锈钢端部组件连接。容器管和压

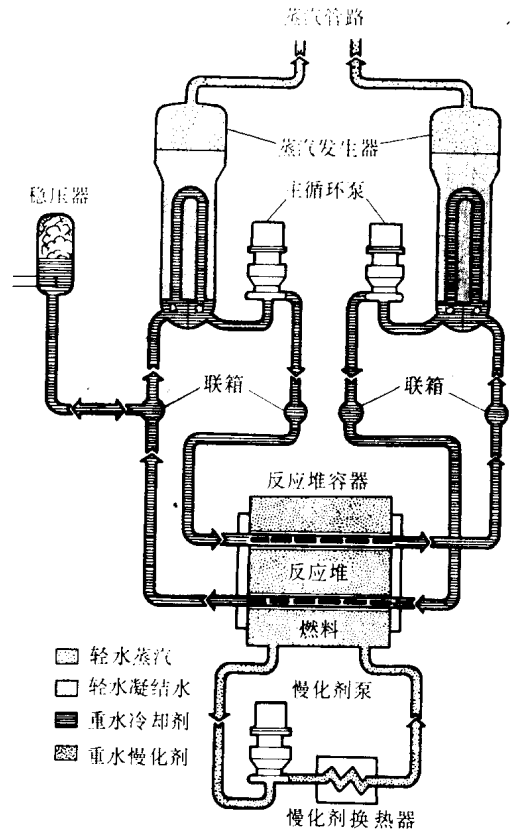


图 4-1-4 重水堆（CANDU型）核电厂

力管之间充以干燥的氮气或二氧化碳,用以隔热和探漏。反应堆容器内存以重水,由慢化回路进行冷却。坎杜堆采用短棒束型燃料组件, UO_2 芯块封装在 Zr-4 合金作成的薄壁包壳管内,按同心圆形式排列,由锆合金端板组装成束。燃料组件水平放入压力管内,靠支承垫在装卸料时来回滑动,每根压力管内装载 10~12 束组件。

重水堆适于使用天然铀,燃料循环非常经济,但重水昂贵,要采取密封措施和回收重水,基建和运行费用较高。

4.4 高温气冷堆

在石墨气冷堆的基础上,发展了高温气冷堆。高温气冷堆采用颗粒燃料,由燃料核和涂敷层组成,直径约为 1mm,将燃料颗粒弥散在高导热的石墨基体中,形成弥散体。现在应用的燃料元件主要分为柱状和球形

两种型式,相应的堆芯结构也不相同,棱柱型堆芯结构见图 4-1-5a,球床型堆芯结构见图 4-1-5b。柱状元件是具有许多轴向孔道的六角形石墨短柱,高约 1m,由 8~10 块元件叠成一个柱体,一定数量的柱体组成堆芯,氦气从轴向孔道中流过而进行冷却。球形元件是直径约为 6cm 的石墨球,像砾石床式地堆砌在堆芯内,约有几十万个,氦气从球的间隙中流过而进行冷却。球形元件的特点是装卸料的流动化和连续换料。两种结构均采用预应力混凝土压力壳,把一回路系统和设备包在壳内,形成一体化布置。高温气冷堆采用氦气作载热剂,温度可达 750~1200℃,有利于提高二回路蒸汽参数,使热效率达到 40% 以上。高温气冷堆采用 90% 以上的高富集度铀,损耗 10^5 MW/t 以上。高温气冷堆有可能利用钍资源,实现钍铀循环。高温气冷堆除具有良好的安全性和经济性外,还可以提供高温热源,进行综合利用。

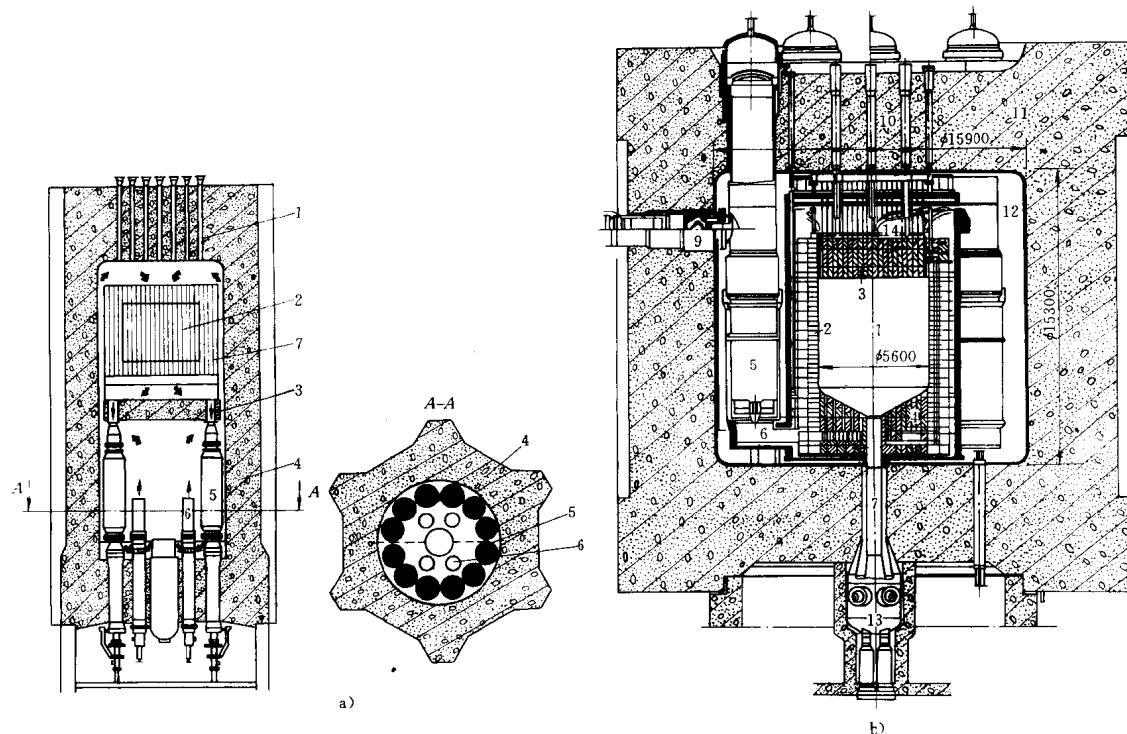


图 4-1-5 高温气冷堆

a) 棱柱型

- 1—安全棒 2—堆芯 3—热气导管 4—预应力混凝土压力容器
5—蒸汽发生器 6—鼓风机 7—石墨反射层

b) 球床型

- 1—堆芯 2—侧反射层 3—顶反射层 4—底反射层 5—蒸汽发生器 6—热气导管 7—砾石形燃料球排放管 8—反射层控制棒 9—鼓风机 10—堆芯控制棒 11—预应力混凝土压力容器 12—带隔热及冷却的衬套 13—燃料元件排出装置 14—燃料元件供给装置

4.5 快中子增殖堆

快中子增殖堆(以下简称快堆)是利用快中子实现核裂变及增殖。在快中子条件下,核燃料的裂变截面是很小的,因此,需要装载大量的核燃料才能达到临界,同时为提高核燃料的利用率,快堆必须尽量提高比功率,约为压水堆的三倍。快堆的功率密度亦很高,约为压水堆的4~5倍,所以传热问题非常突出。为此,燃料棒必须做得很细,以增加传热面积。为发挥快堆燃料循环费用低的优点,应尽量加深燃耗,以减少后处理费用,一般要求达到10万MW/t(法国凤凰快堆燃耗为7万MW/t)。快堆有钠冷快堆和气冷快堆两种类型。钠冷快堆又分池式和回路式两种。池式系统将一回路设备同堆芯一起置于充钠的不锈钢大池内,所有对外

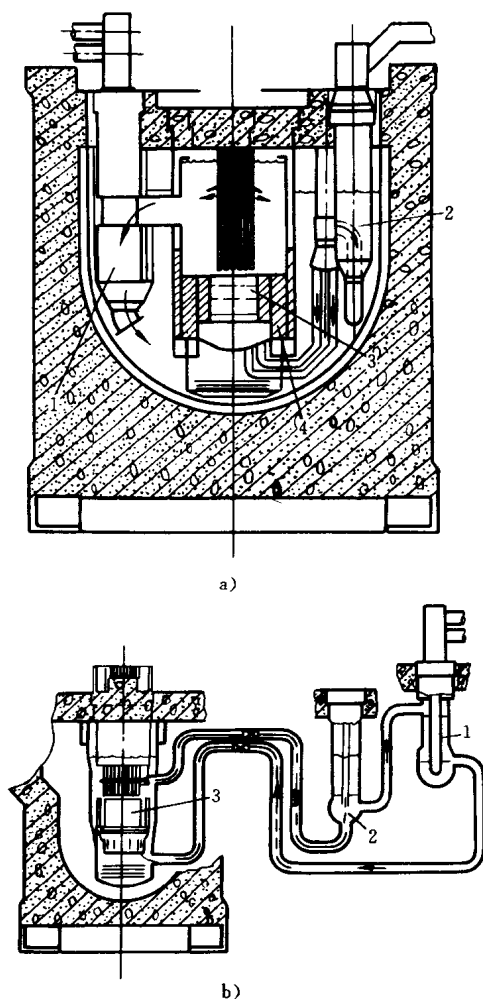


图 4-1-6 快中子增殖堆

a) 池式 b) 回路式

1—中间热交换器 2—循环泵 3—堆芯 4—中子屏蔽

连接都从顶部出去,池壁没有穿孔,一旦发生泄漏或破裂时,堆芯的钠不会流失。回路式系统中,一回路设备均布置在堆外单独的屏蔽间内,用管道互相连接。这种型式布局比较灵活,设备易于维护、检修(见图4-1-6)。一回路的热量通过中间热交换器传给中间钠回路,然后经蒸汽发生器产生蒸汽,驱动汽轮发电机组。中间回路用以使一回路带放射性的钠与蒸汽回路隔开。气冷快堆有较大的增殖比,可以利用高温气冷堆的技术,且冷却剂不带放射性,无腐蚀作用,无化学反应,但温度大于700℃时的包壳与燃料相互作用问题会限制燃料寿命,需要发展钒合金或涂敷颗粒燃料。

快中子增殖堆受到很多国家的重视,它实现了核燃料增殖,提高了铀资源的利用率。但快堆技术复杂,目前建设成本还比较高,需要进一步地开发研究,以实现商品化。

4.6 核聚变装置

要实现热核聚变反应,其温度要达到 1×10^8 ℃左右。在这样的高温下,自由电子和带正电的原子核离子组成的混合空间称为等离子体。为了保持其温度和能量不被散失,采用由封闭磁场组成的约束高温等离子体的“容器”,即采用托卡马克装置,它是典型的磁约束核聚变装置。等离子体的升温,目前主要靠感应加热。当氘-氚混合的等离子体温度上升到一定程度后,原子核的运动速度使它们之间的碰撞加剧到能克服彼此间的静电斥力,产生核聚变反应。聚变过程中,燃料的加入量不受临界质量的限制,通过控制燃料的注入,直接控制其能量释放,图4-1-7示出核聚变装置的示意图。

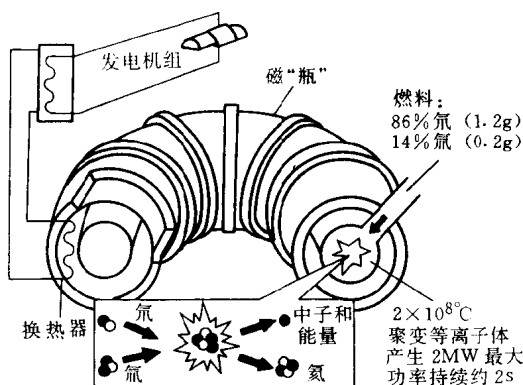


图 4-1-7 核聚变装置示意图

核聚变技术的开发将为新能源的开发开辟新的道路,届时世界能源的状况将发生根本改观。

第2章 核燃料循环

核能发电用的核燃料,从铀矿石开采到制成燃料元件,要经过一系列的加工处理,包括提取、精制、转换、富集和制作等过程。此外,核燃料不是一次耗尽的,从反应堆中卸出的乏燃料中,尚有未裂变的铀,以及新产生的可裂变物质。因此,必须进行化学处理,将它们提取出来,重新制成燃料,从而形成核燃料循环。

1 核燃料循环的基本类型

1.1 铀燃料循环

即 $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}/^{239}\text{Pu}$ 循环,其中 ^{235}U 为裂变燃料, ^{238}U 为转换原料,生成新的可裂变燃料 ^{239}Pu 。由于自然界中存在天然铀(^{235}U 和 ^{238}U),因此,铀燃料循环可以自启动。压水堆和沸水堆采用低浓铀的铀燃料循环,见图4-2-1。

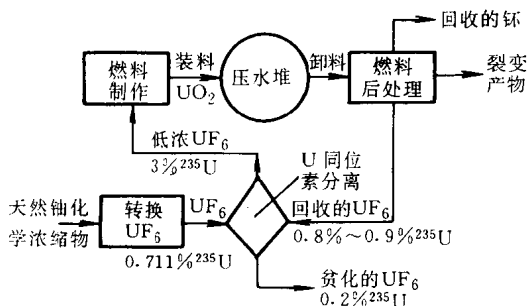


图4-2-1 压水堆铀燃料循环的燃料流程

快中子增殖堆通常采用铀钚混合物作为裂变燃料, ^{238}U 为增殖原料,生成新的可裂变燃料 ^{239}Pu ,见图4-2-2。

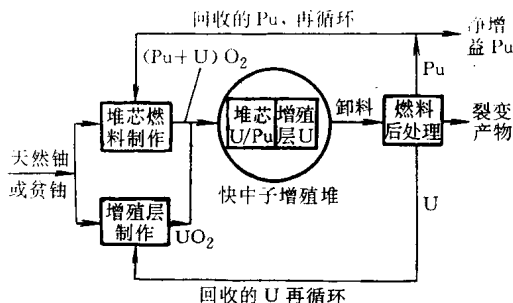


图4-2-2 快中子增殖堆燃料循环

1.2 钍燃料循环

即 $^{235}\text{U}/^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ 循环,其中 ^{235}U (或 ^{233}U)为裂

变燃料, ^{232}Th 为增殖原料,生成新的可裂变燃料 ^{233}U 。由于自然界不存在 ^{233}U ,因此,必须借助 ^{235}U 启动,待 ^{233}U 积累后,转入真正的钍燃料循环($^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$)。采用钍燃料循环的高温气冷堆和热中子熔盐增殖堆,钍的后处理比较复杂,但钍循环为利用钍资源创造了条件。

2 核燃料循环的组成

2.1 铀的提取和精制

铀矿石的品位低,少数富矿铀的含量(质量分数)约为1%~4%,一般为千分之几,而最终产品要求达到99.9%以上。天然铀冶炼可分为三个阶段:

(1)把铀矿石加工为铀化学浓缩物,其步骤如下:在物理选矿后,用酸或碱进行浸出,然后用溶剂萃取法将以 $\text{UO}_2(\text{SO}_4)_3$ 或 $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3$ 状态存在于浸出液中的铀与杂质分离,最后将萃取液与氨水或氯化钠溶液作用,使重铀酸铵或重铀酸钠沉淀下来,经过滤、干燥、转换成铀化学浓缩物 U_3O_8 ,即黄饼。

(2)将铀化学浓缩物精制成核纯产品,一般采用萃取法、离子交换法、分步结晶法,或两种方法交替使用。

(3)精制后的产品根据工厂衔接的需要,可以转换为氟化物、氧化物或还原成金属铀。

对低浓铀燃料循环将转化为六氟化铀,装瓶后送铀同位素分离厂。

2.2 铀同位素分离

天然铀中 ^{235}U 的含量(质量分数)仅为0.711%,为了得到高富集度的 ^{235}U ,必须用物理方法进行铀同位素的分离,主要的方法有气体扩散法、离心分离法、喷嘴法和正在开发的激光分离法。

1. 气体扩散法 这是目前实现工业应用、进行大规模生产的主要方法。气体扩散法是用压缩机将 UF_6 通过扩散分离膜(含有许多小于 $1/100\mu\text{m}$ 的微孔)来富集 ^{235}U 同位素。其基本原理是不同分子量的气体混合物,在热运动平衡时,具有相同的平均动能,而速度不同,较轻的分子同分离膜碰撞的次数相对多些,通过

分离膜的概率亦高些。通常用分离系数表示分离效果。理论上, 气体扩散法分离系数的最大值等于两种组分的分子量比的平方根。实际的分离系数远低于此值, 它取决于机器结构、膜的特性、流量大小、气流状况和运

行条件等因素。由于单级的分离效果极小, 为了达到3%的富集度, 需要把1000多个扩散级串联起来, 见图4·2-3。在每个扩散级中, 气体从高压腔1, 通过扩散膜2, 进入低压腔3。

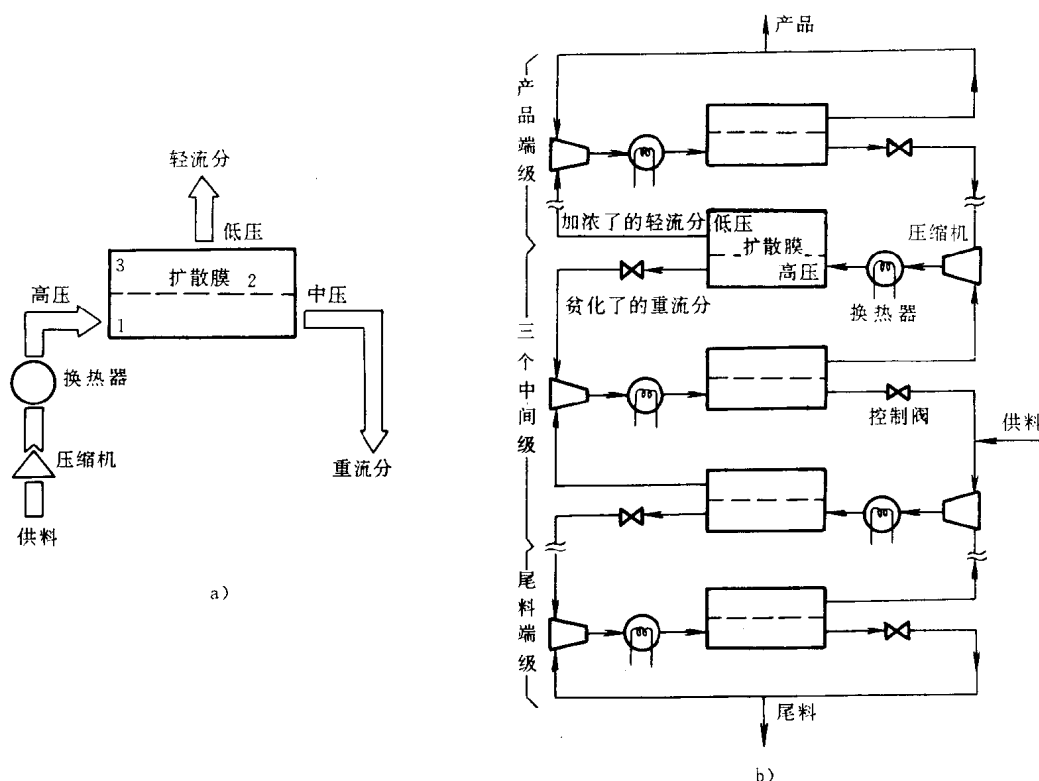


图4·2-3 气体扩散分离图

a) 原理 b) 级联

通过铀同位素分离进行富集所需的功用分离功表示, 其单位称为分离功单位 [Separative Work Unit—SWU (kg)]. 分离功与进料 (F)、产品 (P)、尾料 (W) 的数量及其富集度 X_f 、 X_p 、 X_w 有关, 在理想级联模型下, 其表达式为 (其中 $V(X)$ 为价值函数)

$$S = PV(X_p) + WV(X_w) - FV(X_f)$$

$$\text{式中 } V(X) = (2X-1) \ln \left(\frac{X}{1-X} \right)$$

根据铀的质量平衡, 以及铀同位素²³⁵U 的质量平衡, 可以写出下列两个平衡式:

$$F = P + W$$

$$FX_f = PX_p + WX_w$$

求解上述方程, 可得出下列供料比及单位产品所需分离功的表达式:

$$F/P = X_p - X_w / X_f - X_w$$

$$S/P = (2X_p - 1) \ln \frac{X_p}{1-X_p} + \left(\frac{F}{P} - 1 \right) (2X_w - 1)$$

$$X \ln \frac{X_w}{1-X_w} - \frac{F}{P} (2X_f - 1) \ln \frac{X_f}{1-X_f}$$

由于气体在管路中的损失, 以及不可避免的各种不同富集度气流的混合, 实际供料比和分离功超过上式所计算的结果。

级联的最少级数可近似地表示为

$$N = \frac{1}{\alpha - 1} \ln \frac{X_p(1-X_w)}{X_w(1-X_p)}$$

式中 α ——实际分离系数。

气体扩散厂中关键设备是压缩机和扩散分离膜。由于UF₆ 腐蚀性很强, 与其接触部分要用耐腐蚀材料制造, 并保证不泄漏。气体扩散厂的经济规模为5000~9000t SWU/a。气体扩散法耗电量大, 每千克分离功耗电2000~3000kW·h。

2. 离心分离法 在高速旋转的离心机中, 由于很强的离心力作用, 较重的分子靠近外周浓集, 较轻的分子靠近轴线浓集, 如图4·2-4所示, 从外周和中心分别

引出气体流,就可得到贫化与富集两股流分。离心分离法的分离系数与轻、重成分的分子差有关,可以表示为

$$\alpha_0 = \exp \left[\frac{(M_B - M_A)v^2}{2RT} \right]$$

式中 M_A 、 M_B ——轻、重分子的质量;

v ——旋转筒的圆周速度。

离心机远比扩散膜有效,为达到3%的富集度,只需不到100个级。此外,离心分离法电能消耗小,约为气体扩散法的1/10,而且小规模厂使用也相当经济。

离心机必须高速旋转,一般要求达到300~500 m/s的圆周速度,旋转6~10万 r/min。离心机的生产能力取决于转筒的转速和长度。

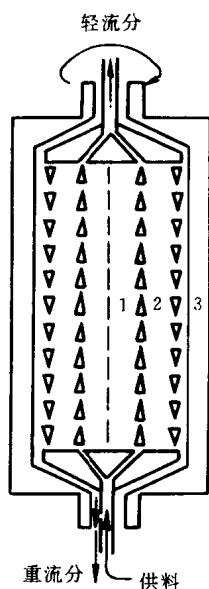


图 4-2-4 离心分离法的原理

3. 喷嘴分离法 其原理是迫使用大量氮气或氢气稀释的 UF_6 气体,通过狭缝喷嘴而膨胀,并加速到超声速,气流顺着喷嘴沟曲面壁弯转,轻、重分子受到不同的离心力而分离,重分子靠近壁面,而轻分子远离壁面。

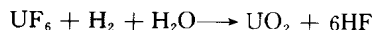
4. 激光分离法 是利用 ^{235}U 和 ^{238}U 对光的共振吸收频率的微小差异进行分离的。将激光的波长调准到 ^{235}U 的吸收基准,有选择地将原子和分子激励起来;更进一步,激励能仅给予 ^{235}U ,这样在电场的作用下, ^{235}U 在电极上浓集。相反,如果对准 ^{238}U 的吸收频率,则在电极上浓集 ^{238}U 。

2.3 燃料元件的制作

水冷堆(压水堆、沸水堆、重水堆)普遍采用二

氧化铀陶瓷燃料。这里着重介绍这类燃料元件的制作。

1. 燃料芯块的制备 加浓铀燃料的制备多采用富集的 UF_6 或硝酸铀酰 $UO_2(NO_3)_2$ 溶液为原料。它有湿法和干法两种工艺。湿法又分为碳酸铀酰铵(Ammonium Uranyl Carbonate——AUC法)和重铀酸铵(Ammonium Diuranate Carbonate——ADU法)两种。当采用AUC工艺时,先将 UF_6 用蒸汽加热到100℃左右,变成液态,然后与氨气和二氧化碳一起送入水解沉淀反应器,将浆液不断搅动,以沉淀出三碳酸铀酰铵 $(NH_4)_4[UO_2(CO_3)_3]$ 的中间产物。用真空过滤器分离出沉淀物,经饱和碳酸铵溶液洗涤,再用压缩氢气将含水约2%~6%的沉淀物送到流化床反应炉中,由于高温(550℃以上)下氢的还原作用,直接得到二氧化铀粉末。ADU工艺是将 UF_6 气体溶解于水中,水解为氟化铀酰 UO_2F_2 ,再通氨水沉淀出重铀酸铵 $(NH_4)_2U_2O_7$ 。经过滤、水洗、干燥煅烧,生成三氧化铀 UO_3 ,最后用氢气还原,得到二氧化铀粉末。干法是用过热蒸汽和氢与 UF_6 进行化学反应,经氟化铀酰中间产物生成 UO_2 ,其综合反应式可写成



二氧化铀芯块采用类似一般陶瓷的制造工艺,通过烧结来提高成品的密度和强度。主要工序包括制粒、压坯、烧结和研磨。颗粒大小和相应的比表面积(每克粉末的表面积)、氧铀比、杂质含量对烧结工艺、成品质量和辐照稳定性有很大关系,其中氧铀比对裂变气体释放量有很大影响。

2. 包壳管的制备 锆合金包壳管的质量直接影响燃料元件的使用寿命。为了提高包壳管的寿命,需进行表面处理,目前有三种不同的方法:

(1) 内、外表面同时在高压釜中进行氧化处理,端塞焊接处则不处理。

(2) 仅外表面进行氧化处理,内表面用碳化硅作喷砂处理。

(3) 外表面进行磨光和抛光处理,内表面作喷砂处理。

喷砂处理可使包壳管内壁产生压应力,有利于防止内表面破裂。采用第(3)种方法时,为了减少组装时的划伤,可在包壳管表面涂一层塑料膜,待组装完毕后再将它溶解掉。

3. 燃料棒组装 为了防止锆包壳吸氢脆化,包壳管必须预先彻底干燥,芯块必须经高温真空除气以去除湿分或有机物玷污。装填芯块时,要严格控制装配精

度。在充氦的手套箱内,将开口端的端塞装上并焊接密封,焊接宜在氦气气氛中进行,然后通过排气孔用加压氦气置换。对排气孔进行堵塞后,用氦气找漏,检查密封性,用X射线检查焊接质量,用射线照相检查装料情况。最后将棒束、定位格架及上下管座组装在一起,形成燃料组件。定位格架由冲压的锆合金(或因科镍)片用氩弧焊、真空钎焊或电子束焊在专门胎具上焊接而成。定位格架的尺寸,必须经过全面仔细地检查,然后进行脱脂清洗和表面处理。

2.4 乏燃料运输

从反应堆中卸出的乏燃料,在燃料厂房的乏燃料水池中,经相当长时间的放射性衰变和冷却后,将运到乏燃料后处理厂进行处理。乏燃料运输要有专门的运输容器,容器必须具备足够的屏蔽,要能经受下落、撞击、火烧等事故的后果。辐照过的核燃料经半年冷却后,仍有10kW以上的热功率要排除,因此,容器内需充水以利于传热,并保证万一失水时,燃料温度亦不超过允许水平。

通常,容器里面为一层不锈钢内壳,同时也是密封压力壳,外面包上铅屏蔽,铅屏蔽外用带有散热肋片的不锈钢外壳保护起来。根据需要,可设置专门的隔热防火层或中子屏蔽层。燃料元件用不锈钢栅格定位,并保证临界安全。运输容器配备有内部温度和压力的测量仪表及水位阀。

运输容器的装载工具,如车、船等,应有相应的安全措施、放射性剂量监测装置、表面去污手段及放射性气体排放措施。

2.5 乏燃料后处理

后处理的主要特点是乏燃料的强放射性和存在临界事故危险。化学后处理可分为水法和干法两大类。水法有沉淀法、离子交换法和溶剂萃取法。干法有高温冶金法和氟化挥发法。目前,广泛应用的是溶剂萃取法,高温冶金法和氟化挥发法正在研究开发之中。乏燃料后处理由前端处理、化学分离和废液处理三部分组成。

1. 前端处理 燃料组件的解体、包壳的脱除和燃料芯体的溶解,统称为前端处理。其目的是尽量去除燃料芯体以外的部分,使它们不参与化学分离过程,避免影响化学反应,减少高放废液的处理量。

燃料组件首先用机械切割进行分解,卸除上下管座、定位格架等附属构件。包壳脱除有三种方法:(1)

化学脱壳;(2)机械脱壳;(3)切断浸取。化学脱壳是用化学试剂将包壳材料溶解,而不溶解燃料芯体,对锆合金可使用氟化物($\text{NH}_4\text{F}+\text{NH}_4\text{NO}_3$),但产生大量放射性废液,随包壳而溶解脱落的铀、钚损失较大,设备要用昂贵的特种合金钢制造。机械脱壳不适用于陶瓷体燃料,对轻水堆和重水堆燃料组件,普遍采用切断浸取法。将燃料棒剪切成2~5cm的短段,送到硝酸浸取槽,将芯块溶解于沸腾的硝酸中,浸取出来;而锆或不锈钢短管则不溶解,经漂洗、监测后捞取出来,送去埋存。

2. 化学分离 又称净化或去污过程,其主要任务是将裂变产物从铀-钚燃料中清除出去,并使铀、钚互相分离,是后处理的主要工艺阶段。

溶剂萃取是以煤油作稀释剂,磷酸三丁脂为萃取剂,经过萃取和反萃取,将溶解在硝酸中的铀、钚、裂变产物彼此分开。溶剂萃取的原理是利用水溶液中的硝酸铀酰和硝酸钚很容易溶解于上述同水不相溶合的有机溶剂中,而裂变产物的硝酸盐却很不容易溶解,因此,不进入有机相而留在水相。只经过一次萃取和反萃取的循环过程,不能达到所要求的净化程度,需反复进行萃取和反萃取。溶有铀、钚的有机溶液进入分离柱,遇到含有还原剂和少量盐析剂的水溶液,将钚还原到三价,因而反萃入水相。净化了的硝酸铀酰溶液经硅胶吸附去除特别顽固的锆、铌、钽、铯等离子,加强分解脱硝,成为三氧化铀。净化了的硝酸钚溶液,用草酸沉淀,经高温炉焙烧,制成二氧化钚。典型的普雷克斯流程铀回收率可达99.2%~99.97%,钚回收率可达98.5%~99.8%,铀中裂变产物的净化系数可达 $(1\sim5)\times10^7$,钚中裂变产物的净化系数可达 $(2\sim3)\times10^8$ 。

高温冶金法是使燃料处于高温熔化状态下,通过挥发、溶解、结晶等反应,进行铀、钚与裂变产物的互相分离。高温法避免了对辐射敏感的有机试剂,废物体积大大减小,而且都是固体,易于处置。但净化系数很低(可达 10^2)。

氟化挥发法利用 UF_6 和 PuF_6 很容易挥发,而大多数裂变产物的氟化物在中、低温下不易挥发的特点,除去裂变产物。这种方法反应速度快,温度高,不易控制,腐蚀比较严重,铀、钚分离比较困难。因此,又研究了采用液态氟化溴或氟化氯进行逐步氟化。氟化挥发还有不少工艺和工程问题有待于解决。

乏燃料后处理厂建设投资大,要有相当大的容量才能达到经济规模,世界上只有少数国家才拥有后处理能力,多数国家目前还只是对乏燃料进行封存。

第3章 核电厂厂址选择、布置及建设^{[3]~[15]}

1 核电厂厂址选择

核电厂厂址选择是整个核电厂工程建设中非常重要的一环,它不仅直接影响核电厂的基建速度和投资,而且对以后核电厂的安全运行、经济效益、环境保护等也将产生长期影响。厂址选择是一项政策性、技术性、综合性都很强的工作。本章主要叙述与核安全有关的厂址选择。

1.1 厂址选择的特点和基本要求

1.1.1 厂址选择的主要特点

在厂址选择过程中,必须考虑核电厂释放的放射性物质对厂址所在区域及周围居民的影响。根据水文、气象、水文地质条件,选择对大气弥散、地表水和地下水弥散有利的厂址,减少和防止放射性物质对大气、地表水和地下水的污染;同时严格控制放射性废液、废气的排放,妥善处理放射性固体废物,从而减少对公众和环境的影响。厂址要远离大中城市及风景区,周围人口要少,应满足核安全的最终目标:在运行状态下,对厂区人员和公众所受到的辐射,保持在合理可行尽量低的水平,在任何情况下,都不得超过国家规定的限值;在事故状态下(包括可能导致需要采取应急措施的事故状态),对厂区人员和公众造成的辐射风险,要低到可接受的水平,并符合国家规定。

1.1.2 厂址选择的基本要求

(1) 核电厂厂址选择时,除了必须考虑国民经济发展、工业布局及电力发展规划外,还应考虑一次能源平衡等基本要求,结合建厂地区的电力需求、自然条件和社会环境等因素,统一规划,合理布局。

(2) 在厂址选择中,必须考虑厂址所在区域可能发生的所有外部自然事件(地震、地表断裂、地面塌陷和沉降或隆起、基土液化、斜坡不稳定性、洪水等)和人为事件(飞机坠毁、化学品爆炸、危险液体释放、着

火等)及自然现象(龙卷风、热带气旋等)对核电厂安全的影响,由外部事件引起的放射风险,不应超过由核电厂内部事故所引起的放射风险。厂址要确保具有接受反应堆余热的最终热阱水体及其输热的安全厂用水的水源,确保厂外备用电源和厂内应急电源。总之,从厂址特征方面,要防止外部灾害引发事故,即使在核电厂遭受外部灾害后,仍能做到:1)保持反应堆冷却剂系统的完整性;2)使反应堆停堆,并排出余热;3)使核电厂厂址范围的各种放射性物质的释放限制在允许的水平,确保核电厂的安全。

(3) 厂址地形选择要有利于建设和运行,尽可能选择开阔、平坦、完整成片的场地,避免大量的土石方开挖与回填。厂址地质条件对确定厂址关系极大,地质包括地震地质、工程地质及水文地质。为确保核电厂安全,必须保持核电厂在地震载荷作用下的地基稳定,厂址不要选在地震活动性高的强震区,不能靠近能动断层,不能出现地表断裂,不能有影响安全的地面塌陷、沉降或隆起,不能存在不能接受的基土液化、斜坡不稳定性,不能有厚层不良的土壤覆盖,不能有大片岩溶、大量流沙淤泥、严重土崩等^[2]。厂址要选在区域稳定、对抗震有利的地区。地下水位宜在基础底面以下。主厂房群宜建在稳定的基岩上。

(4) 为了确保核电厂安全,必须确保最终热阱(水体或大气)及安全厂用水;核电厂运行时,还需要大量的循环冷却水和必要的生产、生活用淡水,因此,厂址要靠近水源,最大限度地利用天然水源。选择厂址时,应优先考虑沿海地区或靠近大江、大河的地方,便于取水,也便于放射性废液和余热的稀释排放。但同时必须考虑洪水泛滥而影响核电厂安全,保证不被洪水淹没。场坪标高根据防洪要求确定,必须高于设计基准洪水水位,否则必须建造永久性防洪构筑物。滨海厂址设计基准洪水应根据可能出现的最大风暴潮、假潮^①、海啸、风浪、基准水位等洪水事件确定;滨河厂址设计基

① 封闭的或半封闭的水体由于大气的、海洋的或者地震扰动力而引起的振动。

准洪水要根据降雨及融雪、天然或人工水库突然泄放以及其他洪水事件确定。淡水水源应有良好的水质,以减少水净化设施的投资和运行费用。

(5) 厂址要有适宜的场地、场地大小应满足核电厂设置非居住区的要求,以反应堆为中心,半径不得小于500m,并满足各建构筑物、各种管线布置的要求。此外,要有适当的施工场地,还要根据核能发电规划,留有发展扩建的余地。但要注意节约用地,总平面布置要紧凑,充分利用山地、坡地、荒地、滩地,不占或少占良田,在可能的条件下,结合施工改土造田、填海造地。

(6) 核电厂建设规模大,周期长,有大量的重型装备和器材需要运输,还应有适当的核燃料及放射性固体废物的运输通道。核电厂万一发生严重事故时,为执行应急计划,应该有一定的救护和疏散条件。为此,核电厂要具备相应的交通条件,根据当地的具体情况,选择便利、可靠、经济的运输方式。同时要合理选择和妥善安排生活区的位置,尽量靠近现有城镇,又不离厂区太远,以方便管理。

1.2 厂址选择的程序和内容

1.2.1 厂址选择的阶段划分

1. 厂址查勘阶段 根据与安全有关的厂址特征和非安全有关的厂址特征,确定推荐厂址,应通过以下三个步骤完成:

- (1) 进行区域分析,查明可能厂址;
- (2) 筛选可能厂址,选择候选厂址;
- (3) 比较候选厂址,确定推荐厂址。

2. 厂址评价阶段 对推荐厂址进行全面地调查和评价,证明推荐厂址满足安全要求,是可接受的,并确定与厂址有关的设计基准。

3. 运行前的阶段 建造开始之后到运行开始之前,对选定厂址进行深入调查和试验,以便完成和完善厂址特征的评价

1.2.2 厂址选择的程序和内容

1. 厂址选择准备

- (1) 拟订厂址选择工作计划。
- (2) 各专业拟出厂址选择的主要指标,并进行初步估算,包括建厂规模、占地面积、建筑面积、发电量、核燃料、放射性废物、设备材料及其单件最大尺寸和质量、水量及水源、运输量及方式、环境保护、输电线路、人员编制、工程总进度、总投资、协作关系等。

(3) 绘制厂区总平面布置方案草图。

(4) 拟出搜集资料提纲。

2. 现场调查和搜集资料

(1) 现场踏勘搜集资料包括地形、地质、地震、水文、气象、环境、电力网、交通、人口、土地利用、施工条件及地方建筑材料等方面的基础资料。

(2) 根据厂址选择不同阶段对内容及深度的要求,开展现场工作,获得所需的基础资料。

1) 开展地形测量、工程地质勘探;

2) 开展地震地质、工程地震的调查研究;

3) 进行水文观测、水质化验分析、水文地质勘探、取排水工程试验和泥沙冲淤试验、温排水和低放废液排放扩散试验、设计基准洪水计算和波浪爬高模型试验;

4) 进行气象观测、风洞模拟试验、大气弥散试验、极端气象调查;

5) 开展环境调查,包括人口、土地利用及资源、工农业生产、海洋生物、外部人为事件、放射性本底调查等;

6) 有效应急活动(通信、出入口、撤离、运输等)的可行性。

3. 厂址的评价、比较、筛选 在现场调查、试验和资料整理的基础上,根据厂址特征对厂址进行安全、技术、经济评价,比较、筛选、推荐厂址。

(1) 与安全有关的厂址特征。包括能动断层、地表断裂、地面塌陷和沉降及隆起、斜坡不稳定性、地下岩土层的适宜性、地震活动性、火山活动、洪水泛滥、龙卷风、热带气旋、飞机坠毁、化学品爆炸、危险液体释放、着火、大气弥散、水弥散、人口分布、应急计划、土地利用、安全厂用水可用性等。

(2) 与非安全有关的厂址特征。包括电力网、冷却水、交通运输、地形、环境、离工业中心的远近、社会经济、施工条件等。

4. 编写厂址选择报告 and 环境影响评价报告

(1) 厂址选择报告内容包括:

- 1) 概述。包括选址依据、工作组织、工作经过。
- 2) 建厂必要性。包括电力负荷、电力平衡、核电厂在电力系统中的作用。
- 3) 地理位置、周围环境、地形地貌。
- 4) 地质。包括工程地质、水文地质、地震地质、区域稳定性、地基稳定性。
- 5) 水文、取排水、设计基准洪水。
- 6) 气象、极端气象。
- 7) 新燃料供应、乏燃料运输及处理。
- 8) 放射性固体废物的储存和处理。

- 9) 电力系统及其连接、出线回路数、方向及电压。
- 10) 交通运输方式及设施。
- 11) 厂区总平面规划及布置、生活区规划。
- 12) 环境影响评价和环境保护。
- 13) 安全评价。
- 14) 技术条件的分析和比较。
- 15) 经济分析和比较。
- 16) 结论, 存在的问题及建议。

附件包括附图和应取得的许可文件(同意建厂协议、征地协议、用水协议、建造和使用码头协议、出线走廊协议、防洪协议等)。

(2) 环境影响评价报告内容包括:

- 1) 概述。包括建设依据、目的、规模、规划。
- 2) 厂址与环境。包括地理位置、人口、土地利用及资源、气象、水文、地质、地震、噪声。
- 3) 核电厂概况。包括厂区规划及总平面布置、主回路系统、核辅助系统、专设安全设施、放射性废物系统及源项、废物的运输。
- 4) 核电厂施工建设对环境的影响。
- 5) 核电厂运行对环境的影响。
- 6) 核电厂事故对环境的影响。
- 7) 流出物监测和环境监测。
- 8) 厂址筛选。
- 9) 核电厂建设和运行的效益分析。
- 10) 结论。

5. 厂址选择审批和定点

(1) 厂址选择报告经主管部门审查后, 报国家核安全局审批。

(2) 环境影响评价报告经主管部门审查后, 报国家环境保护局审批。

(3) 厂址选择报告和环境影响评价报告都是可行性研究报告的组成部分, 连同可行性研究报告的其他部分, 经主管部门审查后, 报国家计委。

(4) 国家计委收到国家核安全局《核电厂厂址选择审查意见书》和国家环境保护局《核电厂环境影响评价报告批准书》后, 对可行性研究报告进行评估和审批, 确定厂址。

2 核电厂总平面布置

2.1 总体规划

2.1.1 总体规划的作用

总体规划是核电厂总的布置。在厂址选择过程中

就应做出原则性的考虑, 确定厂址后, 详细进行厂区总平面布置。

总体规划重点落实核电厂的外部条件, 对核电厂的厂区、水源地、取排水管线、厂内外交通运输、输电线路、防洪、三废处理及环境保护、施工场地、生活区等进行全面规划。正确处理主体工程与配套工程的关系, 近期建设与远景发展的关系, 生产与生活的关系, 核电厂与邻近城镇的关系。

2.1.2 总体规划的原则

(1) 根据上级批准的规划容量, 一个核电厂的厂址可布置若干台核电机组。根据辐射防护规定, 核电厂应设置以反应堆为中心, 半径不小于 500m 的非居住区, 严禁居民居住。厂区边界根据非居住区、各建构筑物、各种管线的布置要求, 结合厂址的地形、地貌、气象、交通等具体条件确定。核电厂周围应设置以反应堆为中心、半径不小于 5km 的限制区, 限制人口非自然增长, 不得兴建大的企事业单位、医院、疗养院、核电厂的生活区、旅游胜地、飞机场、监狱等, 核电厂生活区应在限制区外, 以减少放射性物质对公众和环境的影响, 便于在事故状态下采取应急措施。

(2) 核电厂的循环冷却水用量大, 应当首先考虑选用江、河、湖、海等天然地表水源, 采用直流供水方案。当地表水可取量小, 亦可采用冷却塔循环供水方案, 但应有充足的补充水源。工业及生活用淡水一般选用河、湖、水库作为水源。

循环冷却水和安全厂用水可选用同一取水口, 也可分别选取, 但安全厂用水必须绝对可靠, 对影响水位下降的初因事件进行综合分析, 并考虑泥沙淤积的影响, 以确定吸入口最低水位。淡水按保证率 70% 的枯水年考虑水量。取水口应尽量靠近厂址, 排水口要避开取水口、鱼类产卵场和水生物养殖场, 并使放射性废液、化学物质和热排放都保持在规定的允许范围内。取排口的选择, 应尽量使管线缩短而顺直。

(3) 高压输电线的进出线位置和走向要顺利, 并与当地有关部门共同确定。要设置两路实体上独立(走线不必分隔开)连接的高压输电网的厂外电源, 在核电厂停止运行时, 仍能对安全厂用设备供电。高压输电线要保证足够的出线走廊, 避免迂回交叉, 不能跨越村庄、工厂、车站等永久性建筑。高压出线可直接与变电所连接, 或经高压开关站与电力网连接。开关站应尽量靠近汽轮发电机厂房, 同时要便于输电线的进出。

(4) 要满足厂内外交通运输的要求。核电厂的大