

核装置热动力工程

佩 图 宁 著

肖 隆 水 金 钟 声 译

赵 兆 颀 校

高 等 教 育 出 版 社

核装置热动力工程

佩 图 宁 著
肖 隆 水 金 钟 声 译
赵 兆 颐 校



高等教育出版社

本书是根据苏联原子能出版社 (Атомиздат) 出版的 В. В. 佩图宁 (Петунин) 所著“核装置热动力工程” (Теплоэнергетика ядерных установок) 一书 1960 年版译出的。此书是“核动力基础”丛书的第二本。书中描述了反应堆上使用的各种载热剂和工质的性能; 着重分析和研究了核动力装置中所采用的各种工作循环及其主要参数的选择; 对装置的主要设备和不同类型的热交换器进行了详细的阐述。

本书可作为高等学校核动力专业学生有关课程的参考书, 也可供从事有关核动力事业方面的工程技术人员参考。

核装置热动力工程

佩 图 宁 著

肖 隆 水 金 钟 声 译

赵 兆 颐 校

北京市书刊出版业营业许可证出字第 119 号

高等教育出版社出版(北京景山东街)

人 民 教 育 印 刷 厂 印 装

新 华 书 店 北 京 发 行 所 发 行

各 地 新 华 书 店 经 售

统一书号 K13010·1204 开本 850×1168 $1/32$ 印张 $7\frac{13}{16}$

字数 144,000 印数 0,001—1,200 定价(5) 0.75

1965 年 9 月第 1 版 1965 年 9 月北京第 1 次印刷

目 录

第一章 反应堆的基本概念

§ 1. 原子能装置的最简单原理图	1
§ 2. 核燃料	3
§ 3. 临界质量	4
§ 4. 反应堆的功率调节	7
§ 5. 反应性的温度系数	11
§ 6. 慢化剂和反射层	12
§ 7. 热屏蔽和生物屏蔽	13
§ 8. 安全技术问题	14
在反应堆正常工作时的安全技术	14
在反应堆事故状态下的安全技术	16
§ 9. 核反应堆的分类	17
按慢化剂的种类分类	17
按燃料在慢化剂中的分布方式分类	17
按载热剂的种类分类	17
按中子能谱分类	18
其他的分类原则	18
§ 10. 核动力反应堆的结构图	19
热中子非均匀石墨反应堆	19
热中子水水型反应堆	25
沸水型非均匀反应堆	30
均匀反应堆	32

第二章 载热剂

§ 1. 引言	35
§ 2. 啣送载热剂所用的功率消耗	35
§ 3. 轻水和重水	40
§ 4. 有机载热剂	47
§ 5. 液态金属载热剂	50

§ 6. 气体载热剂	55
§ 7. 携带核燃料的载热剂	60
水均匀系统	60
液态金属均匀系统	63
带熔融盐的均匀系统	65
均匀气体悬浮体	65
 第三章 带有汽水循环核装置的热动力系统	
§ 1. 核的裂变能转换为热能	67
§ 2. 从带有汽水循环机构的反应堆中导出热量的原理图	68
§ 3. 汽水循环	69
郎肯循环	69
回热循环	72
双质循环	76
§ 4. 原子能发电站的效率	77
§ 5. 汽水循环参数选择的条件	80
载热剂在反应堆出口处的温度	80
在蒸汽发生器中实现热交换的条件	83
载热剂在反应堆入口处的温度对原子能发电站净效率的影响	86
双回路导热系统利用回热循环的特点	87
双压汽水循环	90
大功率和小功率核装置中啁送载热剂的比功率消耗值	93
§ 6. 原子能发电站汽水循环的热力分析	94
带压水冷却反应堆的发电站	94
带有沸水反应堆的发电站	97
计算实例	111
§ 7. 带汽水动力循环原子能发电站的典型热动力系统	115
苏联第一个原子能发电站	115
英国卡耳达-霍尔原子能发电站	117
美国希平港压水反应堆(PWR)的原子能发电站	121
带沸水反应堆的(德累斯顿)原子能发电站	124
§ 8. 核动力的经济问题	130
热力发电厂的电能价格	130
核燃料的价格	132
原子能发电站的电能价格	135
某些国家核动力发展的特点	136

第四章 带气轮机循环核装置的热动力系统

§ 1. 从带气轮机动力循环机构的反应堆中导出热量的原理图	138
§ 2. 气轮机循环	141
§ 3. 带气轮机循环核装置的典型热动力系统	144
热功率为 60 兆瓦的带有氮气气轮机动力循环单回路导热系统 的原子能发电站	145
商船上用的闭式循环气轮机核动力装置	148
§ 4. 蒸汽-气体循环	152

第五章 热交换设备

§ 1. 热交换设备的一般性评论及分类	155
热交换器的分类	155
§ 2. 载热剂间直接热接触的热交换装置	156
循环水的蒸发冷却 冷却塔	156
注射式热交换器	160
在洗涤器内冷却气体	161
§ 3. 壳管式热交换器	163
带游动盖的热交换器	165
在外壳上带补偿器的热交换器	165
带衬垫装置的热交换器	165
在游动盖的连接管上有补偿装置(波纹管)的热交换器	165
带 U 型管的热交换器	166
带 U 型外壳的热交换器	166
带菲耳德管的热交换器	166
带 T 形管的热交换器	168
选择壳管式热交换器有效(流通)截面的程序	168
导向热交换器管间空间的装置	172
§ 4. 蛇形管式热交换器	173
§ 5. “套管”式热交换器	175
“套管”式热交换器有效(流通)截面的选择程序	177
§ 6. 螺旋型热交换器	179
螺旋型热交换器有效(流通)截面的选择程序	180
§ 7. 蒸汽发生器	185
分离器外置的蒸汽发生器	186
分离器置于壳体内的蒸汽发生器	188

“卡耳达-霍尔”式蒸汽发生器-热交换器	189
§ 8. 在动力系统中应用得不广泛的热交换设备	193
螺旋形热交换器	193
螺杆形热交换器	194
带有肋片加热表面的热交换器	195
片状热交换器	196
§ 9. 热交换器的物质-热平衡和 $Q-t$ 图	197
§ 10. 计算的温压	200
§ 11. 热交换设备 $Q-t$ 图的绘制实例以及计算温压的确定	203
Na—Na 热交换器的物质-热平衡方程式	205
绘制 Na—Na 热交换器的 $Q-t$ 图	205
直流式蒸汽发生器的物质-热平衡方程式	206
蒸汽发生器 $Q-t$ 图的绘制	207
§ 12. 载热剂的热物理性质	210
比热	210
导热系数	211
粘度	212
比重	214
§ 13. 载热剂的速度	215
§ 14. 热交换器的流体动力学	217
单相液(气)流中的压降	218
两相流体(水—蒸汽)的压降	223
两相流体流过平行孔道时稳定流动的条件	230
流道内的总压力损失	234
关于高速运动气体的压力损失的评论	235
参考文献	240

第一章 反应堆的基本概念

原子能（或原子核能）电站是和水力发电站或热力发电厂相似的工业动力企业。但是，水力发电站和热力发电厂是利用早已为人们所熟知的能量形式——河水能量和燃料能量，而原子能电站则是利用新的能量形式——物质核裂变的链式反应中所产生的核转换能。维持核裂变可控链式反应的装置，称为核反应堆^①。

由于核反应时有大量的热能放出，故反应堆是一种热源。为了在动力上能有效地利用反应堆的热能，采用蒸汽轮机或气轮机以实现将热能变为电能的转换。

反应堆的热量在动力上的利用，在很多方面是与热力发电厂内热量的利用很相似的，但也具有一系列的特点。

在本书中，只将核反应堆看作是给定的热源，而不去研究在其中所发生的中子物理过程。正如以后将要说明的，有效动力循环的选择，以及动力和辅助设备的选择，是和作为热源的反应堆的工作特性有密切关系的。因此在反应堆中所发生的某些过程，自然需要有专门的研究。

为此，我们在下面讲一讲某些有关反应堆的基本知识。并附带地推荐一些专门文献[1-3]。

§ 1. 原子能装置的最简单原理图

在图 1 上绘的是原子能电站的最简单原理图。可裂变物质的

^① 以科学家费密为首的一组科学工作者于 1942 年 12 月 2 日第一次实现了维持链式反应的反应堆的启动。

圆柱棒 4 称为释热元件^①，这些棒插在反应堆 2 的圆筒形管道 3 中。由于核裂变的链式反应，释热元件就变热了。用压送法使载

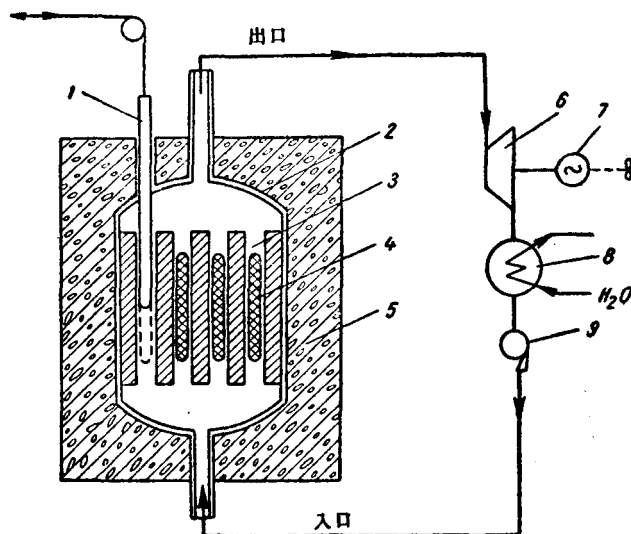


图 1 原子能电站的最简单原理图

热剂（水或气体）流过反应堆（经过棒与管道间的同心缝隙），把释热元件棒所释放出来的热量导出。流经反应堆的载热剂被加热，并将热量带出，供进一步的应用，这样也就保持了棒在给定的温度上。从反应堆出来的热气体或蒸汽进入透平 6，在透平里依靠载热剂的膨胀，使它的热能转变为机械能，而在与透平连于同一轴上的发电机 7 中，机械能又变成电能。在透平中工作过的载热剂进入冷却器 8，由此靠泵或压缩机 9 再将它送回到反应堆。供给泵或压缩机的能量，一般等于从发电机中所获得能量的百分

① 在结构上连结在一起的释热元件（板状、棒状或其他形状）组，一般称为释热组件。将释热元件连接成组件，能简化反应堆的燃料装卸。

之几。

为了防止电站工作人员受到随着核反应而产生的有害辐射作用,反应堆用重屏蔽 δ 包围着(一般用混凝土)。为了调节反应堆的功率,装置了专门的棒 I , 由此棒插入反应堆内的深度来调节核反应进行的强度,因而调节堆的功率。棒应这样设计,即当它全部插入反应堆内时,核反应即行停止。这种系统与热力发电厂系统的原则性区别是在于:以反应堆代替了蒸汽锅炉或燃烧室。这样,核能转换为电能是经过热能和机械能的中间转换过程。将核能直接转换为电能的时候要得到令人满意的效率,在今天是不可可能的。

在运输装置中可以直接利用核能,而不必将核能转换为电能。在这种情况下,透平 δ 的轴可以和运输机的驱动装置机械地连结在一起。例如,在船舶上,它是和螺旋桨相连接,在机车上,它是和主动轮相连接等等。

§ 2. 核燃料

在核反应堆内实现着某些物质的核的裂变链式反应。这一反应,就是核裂变成为两个大致相等的部分(裂变碎片)同时放出几个(2—3个)中子,这些中子同样地又能引起随后的核裂变。从物理课中已知,这种裂变是在中子撞击初始物质的原子核时而发生的。核裂变时所形成的裂变碎片^①具有很大的动能。裂变碎片在物质中受到阻碍的同时就释放出大量的热量。

能够发生这种裂变的物质称为核燃料。铀 235 (U^{235})、铀 233 (U^{233})和钚 239 (Pu^{239})都是核燃料。后两种物质也称为次级核燃料,因为它们自然界中是遇不到的,而是人工的产物。用相

^① 裂变碎片是由裂变而直接形成的核。裂变碎片及其放射性衰变的产物一般称为裂变产物。

应的核反应可以从铀 238 (U^{238})^① 和钍 232 (Th^{232}) 中获得铀 233 和钷 239。铀 238 和钍 232 都称为燃料原料。例如, 一个 U^{235} 核裂变时释放出近 200 兆电子伏, 1 公斤 U^{235} 裂变时大约释放出 23×10^6 千瓦·时。

假如在 1 昼夜消耗 1 克 U^{235} , 则释放能量的功率为 1 兆瓦, 记住这一数值是很有用的。

下面列出 U^{235} 核裂变时, 能量(以兆电子伏为单位)在各种裂变产物之间的分配:

裂变碎片的动能	162
裂变中子的动能	5
随着俘获中子而产生的 γ 射线的能量	10
裂变产物的 γ 射线能量	6
裂变产物的 β 射线能量	5
中微子带走的能量	11
总裂变能	约 200

§ 3. 临界质量

只有在所取的核燃料数量能使任意一代的中子数对相应的上一代中子数之比等于 1 或者大于 1 的情况下, 才有可能实现核燃料的自持裂变链式反应。这个比值称为某系统的中子增殖系数, 并用大写字母 K 表示它。

在每次裂变时, 燃料核平均放出 2.5 个快中子, 如果其中至少有一个中子能再引起其他燃料核裂变时, 则这过程就满足了增殖条件, 并将是自持裂变链式反应。

假如不满足保证增殖中子^②的一系列条件, 就不可能有自持

① 近来已经从实验上证明了, 在快中子堆中是有可能利用铀 238 (U^{238}) 来作为核燃料的。

② 能量在 0.025 电子伏左右的中子称为热中子(或慢中子), 高于 1 兆电子伏的称为快中子, 而低于 1 兆电子伏的称为中能中子。

反应。假如在几何尺寸为无限大亦即中子不会从系统中泄漏出去的热中子反应堆中,观察由于燃料核裂变结果产生的新生中子(快中子)的命运,那么上述条件是容易理解的。

由燃料核每次有效俘获热中子而新生成的中子(快中子)数取决于燃料的性质。这新生的中子数用字母 ν 来表示。 U^{235} 的 $\nu \cong 2.5$, Pu^{239} 的 $\nu \cong 3.0$ 。假如用 n_1 表示在某时刻的有效俘获中子总数,则新生成的快中子数将为 νn_1 。

某些快中子引起 U^{238} 核的分裂,因而产生快中子的附加数量。用快中子增殖因数 μ 来表示这种增量的特征,例如,对于天然铀和石墨慢化剂的反应堆, $\mu \cong 1.03$ 。

这样,快中子总数等于 $\nu \mu n_1$, 这些快中子将要被慢化到热中子。

共振俘获^①的存在使这一数值减小,因为在慢化过程中有一部分中子被吸收。假如用 φ 来表示逃脱共振俘获的那部分快中子,则达到热能的中子总数将等于 $\nu \mu \varphi n_1$ 。

这些中子的一部分被燃料材料、结构材料和慢化剂俘获,一个也没有逃脱,另有一部分中子将被燃料核所俘获,这后一部分有效俘获的热中子用 θ 来表示,称为所研究系统内的热中子利用系数。这样在下一代的有效俘获中子数将为 $n_2 = \nu \mu \varphi \theta n_1$ 。这时增殖系数 K_∞ (注脚 ∞ 表示无限大尺寸的系统) 将为

$$K_\infty = \frac{n_2}{n_1} = \nu \mu \varphi \theta. \quad (1-1)$$

这公式一般称为四因子式,这些因子的数值决定于核燃料性质、系统的几何尺寸、燃料与慢化剂的组成。

① 某些物质具有最强烈地俘获某一定能量的中子的能力。俘获具有这种能量的中子称为共振俘获。例如, U^{238} 的中子共振俘获是在能量约为 7 电子伏时发生。

因为没有考虑到从系统内泄漏的中子损失,所以所得到的 K_{∞} 值是对无限大尺寸的反应堆而言的。对于有限尺寸的活性区,在增殖系数值中必须引入与快中子和热中子从系统内泄漏有关的修正系数。考虑到中子泄漏而求得的增殖系数称为中子有效增殖系数,并具有下列形式:

$$K_{\text{有效}} = K_{\infty} L L_1, \quad (1-2)$$

式中 L 和 L_1 是考虑到快中子和热中子泄漏的系数。这两个系数都是活性区的几何形状、形式、尺寸和系统的核性能的函数。

中子增殖系数的详细计算,不包括在本课程内容内。仅仅指出,反应堆的中子物理计算任务,是要决定一种最佳条件,这条件能保证在核燃料数量尽可能少的情况下,自持链式反应得以进行。

对于已定的系统,使得增殖系数达到 1 所需燃料的最少数目称为临界质量,而这时系统的尺寸称为临界尺寸。

反应堆内放置核燃料的那个部位称为反应堆活性区,活性区一般在反应堆的中央部分,那里进行着燃料核的裂变反应(表 1)。

表 1 反应堆活性区的尺寸和临界质量*

燃 料	临界质量 (公斤)	慢 化 剂	冷 却 剂	活性区的大致直径和高度(米)
高度浓缩铀	3	H ₂ O	H ₂ O	0.3—0.6
轻度浓缩铀	10	H ₂ O	H ₂ O	1.2—1.8
天然铀	3000	D ₂ O	D ₂ O	2.4—3.7
轻度浓缩铀	4000	石 墨	Na	3.1—4.8
天然铀	20000	石 墨	H ₂ O	6.1—9.2

* 假定具有减少中子从系统中泄漏的反射层。

从反应堆内导出功率,要持续多长时间,这要看反应堆的专门用途如何而定。所以反应堆内核燃料的装载量应比它的临界装载量大,其差值等于为了获得所求能量而需要燃烧的燃料量。

此外，为了补偿在核反应过程中所产生的有害的中子吸收物的影响，就有必要装载多于临界值的装载量。有害的中子吸收物可以是直接的裂变碎片或者是它们的放射性衰变产物。这些有害吸收物的积累称为由于裂变产物引起的反应堆中毒。此外，往后还将会看到，多于临界质量的剩余燃料装载量，对于补偿温度效应也是必要的。温度效应是反应堆功率的函数。

堆内多于临界质量的剩余燃料装载量，决定着某一代的中子数对相应的上一代中子数的剩余量。对于正常工作的反应堆来说，某一代的中子数对其上一代的中子数之比，应该精确地等于 1 ($K_{\text{有效}}=1$)，因为，如不这样，核反应就会停熄 ($K_{\text{有效}}<1$)，或者在堆内产生增长着的自发的核反应 ($K_{\text{有效}}>1$)，这会使反应堆加热到危险的程度。为了制止核反应的扩展（迫使反应堆接近 $K_{\text{有效}}=1$ 的情况），在反应堆内要安置由非裂变材料（一般是硼棒或镉棒）制成的中子吸收剂，由它插入活性区内的深浅来维持反应堆的功率于所需的数值。

§ 4. 反应堆的功率调节

为了导出反应堆的功率，或者为了由一种功率转变到另一种功率，必须把吸收棒从反应堆内抽出一部分，以使得系统处于有效增殖系数大于 1 ($K_{\text{有效}}>1$) 的状态。

在这种情况下将满足如下的功率增长规律，即每一个中子经过一代之后，中子数将增长到 $K_{\text{有效}}-1$ ，而经过一代以后，系统内总的中子增长数为 $n(K_{\text{有效}}-1)$ 。假定在系统中，每一代中子的平均寿命用 τ 表示，则将有

$$\frac{dn}{d\tau} = \frac{n(K_{\text{有效}}-1)}{\tau} = \frac{n\Delta K_{\text{有效}}}{\tau}.$$

上式积分后得

$$n = n_0 e^{t \frac{\Delta K_{\text{有效}}}{\tau}}, \quad (1-3)$$

式中 n_0 是反应开始时的中子数, n 是经过一段时间 t 以后的中子数。由公式(1-3)可以看出, 如果有效增殖系数大于 1 ($K_{\text{有效}} - 1 > 0$), 则在系统内的中子数随时间按指数规律增长, 因而反应堆的功率也按此规律增长。每一代中子的平均寿命, 是由热中子的平均寿命决定的, 它的数值取决于反应堆的类型, 在 10^{-3} 到 10^{-5} 秒范围内。

举例说, 如果 $\Delta K_{\text{有效}} = 0.005$, 而 $\tau = 0.001$ 秒, 则根据公式(1-3), 经 0.1 秒后, 中子数将增长到 $e^{0.5}$ 倍, 而经 1 秒钟后, 则增长到 e^5 倍, 即约增长到 150 倍。系统内中子数的增长意味着裂变速度的增长, 从而, 也意味着反应堆功率的增长。

这样, 当吸收棒从活性区中稍许抽出时, 反应堆的功率就相应于公式(1-3)而增长。当反应堆达到了所需功率以后, 吸收棒就移到了相当于 $K_{\text{有效}} = 1$ 的原来位置, 反应堆的功率也就固定在新的水平上。同时需要指出, 随着反应堆功率的增长, 在堆内就造成阻碍中子增长的条件(主要由于温度效应)。因此, 当反应堆升高到新的功率时, 并不一定要把吸收棒移动到原来位置, 因为对于反应堆正常工作所需要的 $K_{\text{有效}} = 1$ 的条件, 有可能在棒回复至原来的位置以前就达到了。因为提升棒(如果希望降低反应堆的功率, 就下降棒)是在小的移动范围内进行的。反应堆功率的调节过程, 通常也就是用移动棒的办法, 人工地改变有效增殖系数, 使之在考虑温度效应以后恰能使 $K_{\text{有效}} = 1$ 。反应堆处在 $K_{\text{有效}} = 1$ 的状态称为临界状态。每个反应堆可以有不同功率水平的无穷个临界状态。

如果反应堆处于 $K_{\text{有效}} > 1$ 的状态, 这种状态称为超临界状态, 当 $K_{\text{有效}} < 1$ 时, 则称为次临界状态。

我们利用公式(1-3)确定中子数的增长速度, 从而也能确定反

应堆功率的增长速度，这公式仅对于不考虑缓发中子的中子增殖是正确的；缓发中子是在核裂变时在瞬发中子发出后经过一段时间才发出的中子。缓发中子约占所有中子数的 0.7%。五组缓发中子的寿命在 0.6 到 80 秒的范围内。缓发中子大大地增长了中子的平均寿命（由仅仅考虑到瞬发中子时的 10^{-3} — 10^{-5} 秒增长到 0.1 秒左右），然而缓发中子的存在有益于反应堆的调节过程。

确实，如 $\tau = 0.1$ 秒，如同前面一样在方程式 (1-3) 中采用 $\Delta K_{\text{有效}} = 0.005$ ，则在 1 秒钟内功率的增长总共为 5%。

$\Delta K_{\text{有效}}$ 值的跳跃等于例题中所采用的 $\Delta K_{\text{有效}} = 0.005$ ①，这在实际上是可能有的。如果没有缓发中子，由于功率的增长很快，调节反应堆就相当困难。

必须指出，只有当 $\Delta K_{\text{有效}} < 0.0075$ 的情况下，缓发中子才能显著地影响到中子的平均寿命。如果 $\Delta K_{\text{有效}}$ 的跳跃大于 0.0075，则中子的增殖将由瞬发中子引起，而与缓发中子的存在无关。在这种条件下，就很难控制反应堆了。因此，在实践中力求避免能使 $\Delta K_{\text{有效}}$ 的任何跳跃有可能大于 0.0075 的系统。反应堆的结构应该考虑到操纵人员在所有可能的错误下，也不可能因一次误操作而使 $\Delta K_{\text{有效}}$ 提升到大于 0.005。

应该指出，缓发中子也限制了停止核反应的速度。假如插入调节棒使反应堆达到次临界状态，则反应堆的功率也将按指数律下降。将反应堆调节到次临界状态后，由堆内释放出的能量，通常称为剩余释热。剩余释热量取决于堆型和次临界值。剩余释热在起初一段时间内主要是由缓发中子引起的核反应的持续而产生的，以后则由剩余 γ 及 β 射线的能量所产生。

因有剩余释热，故不得不规定在停堆之后，还要把反应堆的活

① 原文误印为 0.005%。——译者注

性区冷却，这就大大地使运转复杂化。用于带走剩余释热的冷却系统的功率比主冷却系统的功率小得多，但是对它却提出了严格的要求，因为如果剩余释热的导出中断，那怕是短时间中断，也会引起反应堆过热的危险。

必须说明，上述关于缓发中子对调节过程产生影响的概念是个近似概念，它只能说明缓发中子在堆功率调节过程中所起的作用。在 А.Д.格拉宁 (Галанин) 的著作中[1]，对这个问题有详细的研究。

为了调节反应堆的功率，一般利用几组棒：

1. 补偿棒 КС，它是用来补偿在反应堆的整个工作期间内在系统内所产生的负反应性。这一负反应性，由核燃料的燃耗以及由于长寿命的裂变产物使系统中毒情况所决定。

2. 调节棒用来保持反应堆功率于给定的水平上。这组棒补偿由温度效应引起的反应性，同时也补偿因系统中毒而产生的数值不大的负反应性。调节棒有两类：手动调节棒 РР 和自动调节棒 АГ。

3. 事故保护棒 АЗ，它是在反应堆功率过份增长时，以及当系统中(包括工艺回路)出现任何能导致反应堆到事故状态的故障时用以紧急停堆。АЗ 棒的动作时间(插入活性区)一般为几十分之一秒。

最后介绍一下在以后叙述时用到的几个定义：

中子流数值改变 ϵ 倍的这段时间，称为反应堆的周期，用 T 来表示。如不考虑到缓发中子的影响，则由公式(1-3)中决定 T 值

$$T = \frac{\tau}{\Delta K_{\text{有效}}} \quad (1-4)$$

反应堆的反应性 ρ 用下列比值表示之：

$$\rho = \frac{\Delta K_{\text{有效}}}{K_{\text{有效}}} \quad (1-5)$$