

核反应堆简介

安 鹏

说起核反应堆,你一定不陌生。大亚湾、秦山早已是我们耳熟能详的名字,燃料棒、控制棒、一回路、二回路这些名词你可能也听说过一些,核电站、核潜艇都是电视节目里的常客,当然,还有令人不愉快的一些事故,都与核反应堆有密切的关系。但这并不是核反应堆的全部,除了这些,它还有很多我们不熟悉的方面。下面,我们就从它的物理原理谈起。

一、核反应堆中常用的基本概念

中子是组成原子核的核子之一,对外显电中性,其静止质量

$m = 1.64749543 \times 10^{-27} \text{kg} = 1.0086650$ 原子质量单位

中子与原子核的相互作用主要有散射和吸收两种。散射分为弹性散射与非弹性散射,在核反应堆中为中子从高能到低能的慢化主要是靠弹性散射来完成的;吸收又分为俘获、核裂变等形式,其中核裂变在核反应堆中是我们最关心的问题。

微观截面 (Microscopic Cross Section) $\sigma = (\Delta I / I) / (N \Delta X) =$ 中子与原子核发生核反应的几率/靶中的原子核数目,它是中子与单个原子核发生相互作用的几率的一种度量,其量纲为靶恩(cm^2)

我们一般用不同的下标来区分不同核反应的微观截面,具体内容见下表:

表 1 不同截面下标所表示的截面含义

截面下标符号	表示内容
σ_a	吸收截面
σ_f	裂变截面
σ_c	俘获截面
σ_s	散射截面
σ_e	弹性散射截面
σ_{ne}	非弹性散射截面
σ_t	总截面

它们之间的相互关系:

$$\sigma_t = \sigma_a + \sigma_s$$

$$\sigma_a = \sigma_f + \sigma_{n,p} + \sigma_{n,\alpha} + \sigma_{n,n} + \dots$$

宏观截面 (Macroscopic Cross Section) $\Sigma = N\sigma$, 是中子与单位体积中的原子核发生相互作用 (核反应) 几率的一种度量。其中 N 是核密度,即单位体积中的原子核数目。 Σ 的量纲: 长度的倒数 (cm^{-1}) 对于宏观

截面,也有类似于微观截面的分类以及相互关系。

平均自由程 (Mean Free Path) $\lambda = 1/\Sigma$ 表示的是中子在介质中运动时,平均要走多长路程才会与介质原子核发生一次相互作用。同样的,对于平均自由程也有类似于微观截面的分类以及相互关系。

中子通量密度 (Neutron Flux) $\phi = nv$, 表示单位体积中的中子在单位时间内走过的总路程。 ϕ 的量纲为中子/ $\text{cm}^2 \cdot \text{s}$

核反应率密度 (Nuclear Reaction Rate) $R = \phi/\lambda = \phi\Sigma$, 定义为单位体积内单位时间内发生的核反应次数。

二、中子扩散理论及链式裂变理论

求解堆芯内部的中子通量密度是反应堆物理中很重要的课题,这里我们只讨论最简单的单速,即认为中子的能量都具有相同的能量。

$$\text{建立平衡方程: } \frac{\partial n}{\partial t} = \frac{1}{v} \frac{\partial \Phi}{\partial t} = S - L - A$$

其中, v 为中子速度, n 为中子密度, t 为时间, S 为中子的产生率, L 为中子的泄漏率, A 为中子吸收率。

上式表示,中子密度的变化取决于 S 、 L 、 A 。

经过复杂的偏微分方程运算,可得中子扩散方程为:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \Phi(r,t)}{\partial t} = S(r,t) + D \nabla^2 \Phi(r,t) - \Sigma_a \Phi(r,t)$$

若中子能量密度不随时间变化,则方程为 $D \nabla^2 \Phi(r) - \Sigma_a \Phi(r) + S(r) = 0$, 称为稳态单速中子扩散方程,虽然它仅适用于单能中子,但其他的中子扩散方程都是基于它加上控制条件推导出来的。

下面给出几种源的求解结果,具体的计算过程请大家参阅有关的技术文献。

无限介质内点源的情况:

$$\Phi(r) = \frac{S e^{-r/L}}{4\pi D r} \quad S \text{ 为中子源强度, } L \text{ 为中子}$$

扩散长度

无限介质内无限平面源的情况:

$$\Phi(x) = \frac{SL}{2D} e^{-|x|/L} \quad S \text{ 为中子源强度, } L \text{ 为}$$

中子扩散长度

有了中子通量密度后,堆芯内各部分的功率问题就容易解决了。

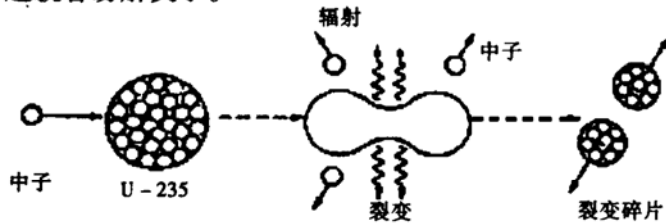


图1 核裂变过程图示

中子入射至核反应堆内,与一个铀核发生核反应,经过复杂的内部过程,最终铀核裂变为两个碎片,同时放出几个中子(如图1)。核反应发生前粒子的总质量要大于核反应发生后粒子的总质量,根据爱因斯坦著名的质能公式 $E = mc^2$,所亏损的质量全部转化为能量,绝大部分以热量的形式释放,少部分以辐射的形式逃逸,不要小看这一点点的质量亏损,与光速的平方相乘后将是一个巨大的能量数值,下面是一些常用的基本数值:

每个铀 235 核裂变大约释放 200MeV(兆电子伏特 $1\text{eV} = 1.60 \times 10^{-19}\text{J}$)能量

每秒 312 亿次裂变相当 1 瓦的功率

释放 1 兆瓦日(MWD)的能量,需要消耗约 1.24 克铀 235。

查阅参数手册可以算出, 1.24g 铀 235 裂变所释放的裂变能,约相当于 3000 千克优质煤燃烧所释放出的能量。铀 235 裂变能的效率是非常高的。

如果每次裂变反应产生中子的数目大于引起裂变所消耗中子的数目,那么在少数的原子核中引起了核裂变反应以后,就有可能不依靠外界的作用而使裂变反应不断地进行下去。这样的裂变反应称作自续的链式裂变反应,实现自续链式裂变反应的条件是:当一个裂变核俘获一个中子产生裂变以后,新产生的中子中,平均至少应该再有一个中子去引起另外一个核的裂变。实际过程中,铀 235 核每吸收一个中子,平均放出 2.07 个中子,减去被其他材料吸收的和泄漏出去的中子,应该使其大于 1。

反应堆内的自续链式反应的条件可以很方便地用有效增殖系数 k 来表示

$k = \text{系统内中子的总产生率} / \text{系统内中子的总消失率}$

若内部的有效增殖系数 k 恰好等于 1,则系统内中子的总产生率便恰好等于中子的总消失率。这

样,在系统内已进行的链式裂变反应,将以恒定的速率不断进行下去,也就是说,链式裂变反应过程处于稳态。这种系统称为临界系统。若有效增殖系数 k 小于 1,这时系统内中子数目将随时间而不断衰减,链式裂变反应则是非自续的。这种系统便称为次临界系统。若有效增殖系数 k 大于 1,则系统内的中子数目将随时间而不断地增加,我们称这种系统为超临界系统。

实际过程中的 k 值是稳定在 1 附近的,但也不是一成不变的。当 $k > 1$ 时,如果中子发生核反应后立即放出所有中子,照这样一级级传递下去,中子的数量是以指数级增长的,几秒钟之后核反应就会以不可控的形式发展下去,就像核武器那样,我们没有足够的时间来控制。幸好,裂变中子是有这么一小部分,大约占百分之一的缓发中子,是在裂变碎片的衰变过程中发射出来的,与其他瞬时发射的中子相比,它们有一段延迟,可以将指数增长的周期延长许多倍,这几十分钟的延迟足以让我们应付增长的中子,这时,我们可以在核反应堆中投入吸收中子的材料,将中子的数量降下来,反应堆的功率也随之而降低。

三、核反应堆的分类及常见堆型简介

核反应堆究竟有多少种呢?这可不是个容易说清楚的问题,根据不同的分类准则会得出不同的结果:

表 2 核反应堆分类

		快中子堆	中子能量大于 1MeV
按中子能量分类	中能中子堆	中子能量大于 0.1eV 小于 0.1MeV	
	热中子堆	中子能量大于 0.025eV 小于 0.1eV	
	轻水堆	压水堆、沸水堆	
核反应堆按冷却剂和慢化剂分类	重水堆	压力管式、压力容器式、重水慢化轻水冷却堆	
	有机堆	重水慢化有机冷却堆	
	石墨堆	石墨水冷堆、石墨气冷堆	
	气冷堆	天然铀石墨堆、改进型气冷堆、高温气冷堆、重水慢化气冷堆	
	液态金属冷却堆	熔盐堆、钠冷快堆	
按堆芯结构分类	均匀堆	堆芯核燃料与慢化剂、冷却剂均匀混合	
	非均匀堆	堆芯核燃料与慢化剂、冷却剂呈非均匀分布,按要求排列成一定形状	
按用途分类	生产堆	生产 Pu、氙以及放射性同位素	
	发电堆	生产电力	
	动力堆	为船舶、军舰、潜艇作动力	
	实验堆	做燃料、材料的科学研究工作	
	增殖堆	新生产的核燃料 (Pu-239, U-233) 大于消耗的 (Pu-239, U-233, U-235)	

这么多种类的反应堆,在这里不可能一一介绍,

下面介绍一些有代表性的核反应堆堆型，有压水反应堆、沸水反应堆、重水反应堆和先进轻水堆，其余的堆型都和它们类似。

首先是压水反应堆（如图 2），目前世界上所有的商业堆，基本上都是利用核裂变热使水沸腾以产生蒸汽的系统。压水堆的结构实际上与火电站的内核很相似，只是提供动力的原料不同。压水堆的热效率不高，仅为 33% 左右。

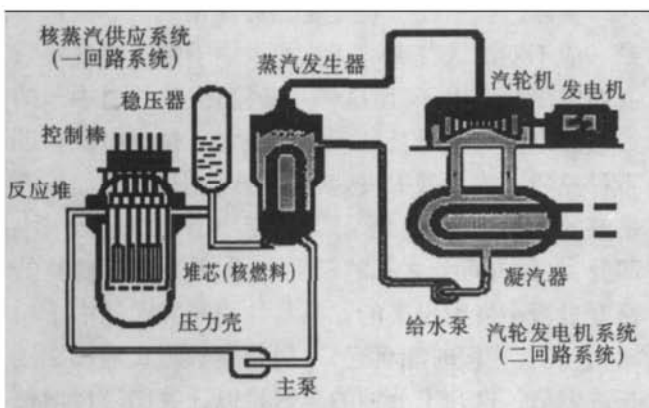


图 2 压水堆核电站示意图

压水堆的堆芯近似为圆柱形。一般的高度约为 4.2 米，直径约 3.4 米。它由约 40000 根左右的燃料棒组成。每约 200 根左右的棒组合成一个燃料组件，组件的横截面为正方形，边长约为 0.2 米。燃料是 3% 浓缩铀 235 的二氧化铀，做成圆柱形芯块，典型的尺寸是长 15mm、直径约 9.4mm。芯块用陶瓷工艺制造，包括粉末状物质的烧结和压缩。燃料芯块堆叠在锆合金管中，此锆合金管称为包壳。

压水堆主要回路有一回路和二回路。一回路就是燃料冷却回路。一回路的水将燃料产生的热量传送到蒸汽发生器中，一般有二至四条独立的蒸汽发生器环路互相并联。一个反应堆都有一台稳压器使一回路的水压维持稳定。在蒸汽发生器中，热能从一回路传到二回路。二回路包括一台汽轮发电机组、一个汽轮机旁路、一个向大气排汽的系统、一个凝汽器、数台凝结水泵、一台凝结水加热装置、一个蒸汽发生器的给水回路、一个事故给水回路，还包括三个蒸汽发生器与汽轮机之间的蒸汽连结管路。

反应堆被一个钢制“堆芯吊篮”或“围筒”所包围，并被支撑在一个壁厚为 200~230mm 的圆柱形压力容器中，压力容器可以高达 13.7m，内径为

4.6m，它是能承受高压的。反应堆压力容器中充满作为冷却剂、慢化剂和反射层的水。水的压力保持在 15.5MPa 下，以防止在堆芯中沸腾，水在这个压力下的沸点是 345℃。加热以后典型的水温是 329℃ 左右。加热后的水通过一个热交换器时释放一部分热用于产生蒸汽，然后被抽回到反应堆容器中。水从比堆芯略高的位置进入容器，并且通过堆芯吊篮和容器壁之间的叫做“下降段”的环形区域向下流动。到达堆芯底部后，水反向流动，向上流过堆芯，从而将裂变热带出。

世界上第一台沸水反应堆核电站机组是美国德累斯顿原子能发电站 1 号机组（BWR-1）于 1960 年开始运行。沸水堆与压水堆相比较，主要差别在于沸水堆允许在堆芯中形成蒸汽（如图 3）。

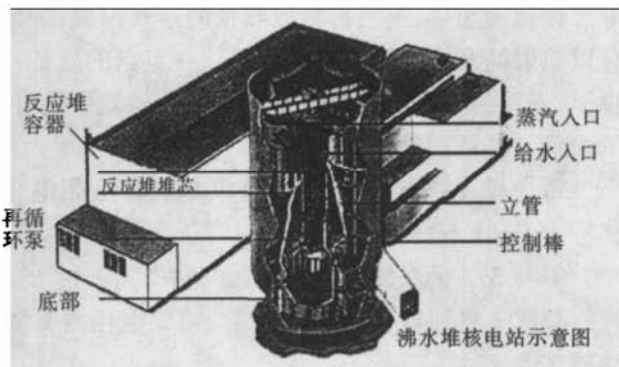


图 3 沸水堆核电站示意图

与压水堆一样，沸水堆的堆芯也是由 40000 根左右装有低浓铀-235 二氧化铀燃料芯块的锆合金包壳燃料棒组成。燃料棒组件每个正方截面包含 62 根。燃料块比压水堆要大，长约 18mm、直径约 10.6mm。除燃料棒大外，棒间间隙也大。所以其直径比压水堆的大，约为 4.8m，但其高度只有 3.8m 左右。一座电功率为 1000MW 的沸水反应堆中的燃料总质量约为 150000kg 左右。包围堆芯的钢围筒一直延伸到水平面以上。

沸水堆中的控制件具有十字形的横截面，其四个叶片内排列着许多内装碳化硼的不锈钢立管。控制元件的叶片在燃料棒组件之间的空隙中运动，一般是一个控制元件对应四个燃料棒组件。控制元件从底部插入，而在压水反应堆中则是从顶部插入的。这种方式在沸水反应堆中具有一定的好处，它可以使轴向发热更加均匀，并可以使反应堆容器的上部能作其他的用途。

沸水反应堆容器的内径约为 6.4m，高约 22m。

为了使水在堆芯中发生受控沸腾，容器中的压力保持在 7.24MPa 左右，因而容器壁的厚度比压水堆中小一些，大约为 170mm。

以天然铀作为燃料使得重水反应堆对很多国家产生了吸引力。CANDU 堆是重水反应堆中的突出代表，这种反应堆用的核燃料是用二氧化铀压制、烧结成的圆柱形天然铀芯块，密封成燃料元件单棒，再将 37 根燃料元件单棒焊到两个端部支撑板上，组成柱形燃料棒束组件，元件单棒之间用定位隔块使之相互隔开。反应堆换料采用不停堆双向推进法。遥控操作换料机上的活塞杆，将燃料束逆冷却剂向流动方向推进，同时把乏燃料棒束从另一端卸入另一台换料机。乏燃料运送到反应堆厂房邻近的水池内贮存。

标准化的 CANDU 堆本体包括：一个装重水慢化剂的圆柱形不锈钢排管容器；反应堆控制机构；380 根燃料管道组件（CANDU-6 型）燃料管道组件贯穿排管容器，内装核燃料、重水冷却剂和一根锆-铈合金压力管。

CANDU 堆已经发展得相当成熟，现在已有标准化设计的方案，这样可以降低设计费用以及研制、试运行等的花费。在运行初期就获得较高的利用率。中国向加拿大买的 CANDU-6 反应堆其贮存池的容量可能按反应堆运行 8~10 年的期限设计。

新一代核电站的主导思想是利用先进电子技术，大大简化核电站的仪表和控制系统。目前核电站主控制室的仪表和控制系统是一个非常复杂的系统，其电子技术停留在 70 年代的技术水平。而新一代核电站的主控制室突出了简化的特点，主要包括一个简洁的控制台，几台微处理器和微机，并在墙上挂有显示工厂运行工况和状态的大屏幕显示器。电子技术的飞速发展，大大提高了核电站的仪表和控制系统的水平。新一代核电站将使用最新的微机和微处理器技术、光纤和多路信号传输技术。计算机将代替操作员处理电站系统的有关数据。操作员可以获得的信息量更多，而且计算机将以更方便用户的方式提供这些数据。

四、核反应堆的安全问题

就像许多人担心的那样，运行中的反应堆存在着放射性物质的潜在风险。核反应堆的设计、建造和运行过程中，必须坚持和确保安全第一的原则。

反应堆的安全功能包括反应性的控制、确保堆芯冷却、包容放射性物质。

核反应堆运行过程中，核燃料是在不断消耗的，所以初始状态下的燃料装载量必须比临界所需的量多得多，这样一来，就需要对这些多出来的燃料进行一定的控制了。

向堆芯插入中子吸收体是一种常见的办法，控制棒、可燃的吸收中子的毒物、可溶解的吸收中子的毒物等等。控制棒是由中子吸收截面较大的材料制成的，耐辐射、抗腐蚀、易于机械加工，性能良好，控制的控制能力要比核反应堆的剩余功率能力大很多，全部插入堆芯后保证能停堆，一旦发现核芯功率上升过快，系统会自动将控制棒全部弹射入堆芯，确保万无一失；可燃毒物在吸收中子的过程中，量会越来越来少，所以称其可燃，通常选用硼或钆制成小片弥散在堆芯中，在核反应堆建成初期，量比较大，可以控制功率，在后期，基本上已燃烧完全，不影响反应堆后期的使用；可溶毒物可以溶解在核反应堆的冷却剂中，分布均匀，便于控制。

一旦反应堆功率超过警戒线，系统会三管齐下，将危险消除。

堆芯过热会损坏燃料元件，必须导出核燃料的热量，确保堆芯冷却，核反应堆系统的一回路冷却剂在渡过反应堆堆芯时受热，在蒸汽发生器内被冷却；二回路侧由正常的主给水系统或辅助给水系统供应给水。当反应堆失去正常冷却时，蒸汽发生器的给水由给水系统提供，产生的蒸汽通过蒸汽旁路系统排入大气，堆芯剩余发热由余热排出系统加以冷却，或直接从反应堆换料水池冷却净化系统来排出余热。如果蒸汽管道破裂，安注系统将向堆芯注入含毒物的水，补偿冷却剂的装量。

为了避免放射性物质扩散到环境中，核燃料与环境之间有多道屏障：反应堆紧急停堆系统，稳压器安全阀，氢气复合装置、砂堆过滤器、碘过滤器及疏水系统等等。它们将放射性物质与环境彻底隔绝，消除隐患。

一旦发生异常事故，核反应堆内还有其他的安全措施，称为专设安全设施。分为安全注射系统、辅助给水系统、安全壳系统。这些设施的设计余量远远大于正常的标准值，能承受极端事件的冲击，比如说飞机的俯冲冲撞，大强度爆破，堆芯内部超高温熔融物，承受能力还是非常强的。

当主冷却剂回路管道发生破裂后,它能将大量冷却水迅速注入堆芯,及时导出过剩的热量,保证堆芯的安全。安全注射系统又分为高压安全注射子系统、蓄压安全注射子系统、低压安全注射子系统。当上述主管道内的给水系统不能正常工作时,系统会自动切换到辅助给水系统向堆芯供水。安全壳一般是一个密封的容器,有钢板或混凝土、单层或双层等多种形式,,典型的安全壳设计压力为0.5MPa。在安全壳内还有安全喷淋系统,放射性物质去除系统辅助降压。

三哩岛事故是一次典型的人为误操作导致事故的案例。1979年3月28日,工作人员维修净化给水的离子交换系统,误将隔离阀关闭,导致主汽轮机跳闸后冷却剂流量不足,堆芯仍以满功率运行,压力持续上升,8秒后就自动紧急停堆,此时压力达到稳压器泄压阀关闭的值,但操作员未将其关闭,蒸汽发生器的水位开始下降,失水事故发生。二回路的水泵在这时应该开启,但操作人员在原来的例行试验时忘记打开两个隔离阀,导致水位继续下降。事故发生两分钟后安全注射系统中的高压安全注射子系统本应起作用,操作人员错误判断后将泵关闭,并又在73分钟和100分钟时两次错误操作,将冷却剂的三台主泵关闭。至此,主回路系统全部中断,堆芯严重损坏直至熔融。事故发生后15小时50分钟,才补救恢复了冷却系统,一回路压力稳定在6.9~7.6MPa,事故结束。

事故带来的影响没有事故本身那么严重,整个事故中无人伤亡,只有运行人员接受了略高剂量的辐射,但总剂量也只有3到4次X光透视的剂量。这样的结果很大程度上要归功于安全壳的功用,熔融物质全部被包容在安全壳内没有泄漏,少量泄漏出的气体经过了辅助厂房,其中的绝大部分放射性物质被过滤器所吸收。

切尔诺贝利事故就没有三哩岛事故那么幸运了,1986年4月26日,位于前苏联、现乌克兰境内的切尔诺贝利核电厂4号机组,发生了核电历史上最为严重的一次事故。

该核电厂使用的核反应堆没有安全壳类的压力容器,也没有蒸汽发生器,在成本上和灵活度上很优越,但正是这些优越的地方,变成了致命的弱点。另外,堆芯的体积过大,功率振荡的现象很严重。

1986年4月25日,反应堆例行试验,低功率下的长时间运行使得堆的毒物相对过剩。26日1时,操作人员强制提出所有的控制棒保证试验的顺利进行,所提升的棒数已经超出了运行规程的限制,反应堆自身的停堆系统开始运行,但工作人员为了继续试验,强制切除了事故保护系统,随后又关闭了汽轮机入口截止阀,汽轮机被隔离。不多久,缺少了冷却和慢化的反应堆功率急剧上升。4秒内功率暴涨了100倍,引发了蒸汽爆炸,放射性物质外泄并引起了火灾。火灾发生时,许多员工和消防队员冲进现场救火,受到了大剂量的辐射。

事故的结果是非常严重的,500多人住进了医院,共有31人死亡。事故16小时后出动1700余辆机动车撤出13万人,用石、铅、混凝土等材料掩埋反应堆,在堆的下部也构建了防护层,防止污染地下水,电厂30千米内土地上喷洒聚合物并用粘性薄膜覆盖大地,出动飞机驱散雨云防止降雨污染地下水,对周边的饮用水和食品进行检查。

从上面两次大的事故来看,反应堆确实是有可能发生严重的事故的,尽管概率很小。但如果外加安全壳,并有足够的防护措施,损失和影响是可以减到最小,至少不会对环境 and 人员造成损伤。两次事故都是由于一系列严重违反规章制度的操作所造成,如果两次事故中能避免50%的误操作,后果都不会那么严重,尤其是切尔诺贝利核电站的事故。我们现在的反应堆完全克服了这种人为的操作影响,并且在安全防护上下了很大的功夫,比起当时的条件来说要好很多,起码来说基本上所有的堆芯外都有一层安全壳等专设安全设施。堆芯运行异常时,冷却剂等阀门的操作是强制打开进行的,人工无法直接干预,保证万无一失。制定了很严格的规章制度,定期对操作员的考核以保证操作的准确性。定期的维护、保养,实时监测,动态调控,多重安全保障。

五、我国核事业的现状

我国的核电事业起步晚,但发展还是很迅速的,到1999年中国大陆有3台核电机组在运行,即秦山一期(300MW),发电6.86亿kW·h;大亚湾核电站(2×984MW),净发电134.6亿kW·h,年负荷因子81.8%。另外中国台湾省有6台核电机组在运行,6台机组装机容量为4884MW,1999年核电产出36.91TW·h占台湾省电力总产出中的份额为

优势设计中的广义物理效应

王培霞 贾育秦

“优势设计”区别于“常规设计”和“创新设计”，从基本思想上看，主要在于它是一种面向市场争取竞争优势的设计。其基本思想完全不同于以个人兴趣出发的设计，或为追求某种品味的设计，也不是单纯追求创新的设计，优势设计是一种对自然法则及物质物理规律深刻认识基础上的优势发现和发展战略。

机械产品的主要特征是实现动作功能（包括传递运动和力）和工艺功能，这两种功能都是物理学行为。过去只把机械看作是力学行为（包括运动学和动力学），这样的看法导致人们只从“机械学”的角度来研究机器。这种观点可以叫做“狭义物理效应”观点，它几乎使机器的发展发生停滞。实际上，要产生动作功能和工艺功能，所有的物理效应都可以利用，甚至连化学效应也可以利用。这样，我们所说的物理效应是一种“广义物理效应”。从“狭义物理效应”出发来研究机器，创新的空间很有限；而从“广义物理效应”出发来研究机器，可以说存在着广阔的创新空间。所以说，要进行优势设计，首先就应该认识“广义物理效应”概念在现代机械设计中的作用。

我们把以“广义物理效应”实现的机械动作功能和工艺功能叫做“综合技术功能”，以区别于那些以纯机械手段实现的动作功能和工艺功能。例如，飞机在空中飞起来，是靠空气动力学原理实现的；螺旋桨旋转能推动轮船前进，是流体动力学的原理；内燃机和电动机能转动是靠热力学和电磁学的原理实现的。可见，动作功能可以不用纯机械的方式来实现。实际上，用光、电、磁、液、热、气、生、化等原理都可以实现某些动作功能。甚至在某些场合，比纯机械的方式还要好。例如有一种高速平面电机式自动



绘图机，带有画笔的驱动头悬挂在定子台面的下面，驱动头本身相当于电动机的转子，它靠定子表面上的磁极的磁力的作用而运动，同时

利用磁力使其能悬挂在“天花板”上。为了使驱动头在天花板上高速移动时阻力小，还应用了气浮导轨的原理；在贴合面间吹入压缩空气并形成气垫，使驱动头在高速移动时几乎没有摩擦阻力。这种驱动头的功能，就是典型的综合技术功能。又例如精密定位工作台，采用激光测距，用计算机控制运动规律，组成闭环控制系统，这种典型的机电一体化技术系统当然也属于综合技术功能。至于说工艺功能，本身就要用到各种“物理场”，它既有纯机械的工作头用纯机械的形体和机械力去完成的工艺功能，也有用非机械的工作头，通过广义物理场去实现对对象物体的加工，这也就是综合技术功能。不过过去的工艺功能较多利用纯机械的工艺方式，而以后将更多地采用广义物理效应来实现各种工艺功能，它们将更有效、更高质量地实现工艺功能目标。例如，过去内燃机连杆头加工中的剖分切断工艺是用切削加工方法进行的，而现在有一种工艺是采用爆炸断开的工艺，在可控的条件下爆炸，连杆头断开的位置正好在中间，截面光洁，重合性好。不但效率高，而且连杆孔的几何精度都保持得很好。

综合技术功能的特点是：在某些特定的条件下，采用广义物理效应，有可能实现比纯机械方法更好的动作或工艺功能。显然这里我们并不强调全部可

25.32%。

正在建设中的在大陆的核电机组有秦山二期 $2 \times 650\text{MW}$ ，秦山三期 $2 \times 728\text{MW}$ ，岭澳 $2 \times 984\text{MW}$ 和田湾 $2 \times 1060\text{MW}$ 。秦山二期是中国自行设计与建造的两台 PWR 机组。秦山三期是 2 台 CANDU6 型 PHWR 机组，由 AECL 作为主承包商的交钥匙项目，核蒸汽系统设计和设备，初始燃料载和重水均由

AECL 供应。岭澳核电站 $2 \times 984\text{MW}$ 机组是法国设计的 PWR。田湾核电站是中俄合作项目，2 台 VVER-1000/428NPP-91 型 PWR 机组。另外，中国台湾龙门第四核电站 $2 \times 1350\text{MW}$ ABWR 机组正在建设中。

（清华大学工程物理系摩托罗拉单片机 & DSP 应用研发中心工物馆 210B 100084）