

核 技 术

【核技术】以原子核科学理论为基础，利用原子核反应或衰变释放的射线和能量为国民经济、国防等服务的技术领域。由于核能释放过程伴随着核辐射的特殊性，因此核装置及核设施的新材料及工艺生产过程涉及新的技术仪器、以及为保证设备可靠、人员安全的特殊规范和标准。和许多其他新技术一样，核技术是先军用后民用（即和平利用）的。核武器的问世及在二次世界大战中使用是核技术军事应用的一次划时代飞跃。战后，一些国家继续发展军用核技术以增强其潜在的军事实力。同时，由于各种类型反应堆、加速器的建造，放射性核素的批量生产以及军用核技术逐步向民用过渡，加速了核技术的应用和普及。20 世纪 70 年代以后，和平利用核技术获得空前大发展，但军事上为改进核武器性能、发展新型核武器的进程也拓宽了核技术的实际应用。

核技术的主要内容包括：（1）核能技术。将核反应释放的能量直接利用或转化为其他形式能量的技术。利用核能瞬时释放研制核武器：如利用重元素原子核的裂变反应原理制成的原子弹和利用轻元素原子核的聚变原理制成的氢弹、中子弹等；使裂变燃料维持链式裂变反应并可人为控制核能释放快慢的各种类型反应堆的研制及其结构材料的生产技术，如石墨、重水、锆、铍等生产、反应堆调节与控制，合理利用与排放反应堆的热能等；（2）核动力技术。利用核反应释放的热能作为驱动力的技术。用于长期

不需供燃料的舰艇，如核航空母舰、核潜艇、核动力破冰船及核动力人造卫星等；（3）同位素技术。应用稳定或放射性核素的特殊核性质的技术。如：稳定或放射性核素的生产技术，示踪原子技术，放射性核素制成能源或其他制剂的技术等。利用同位素进行地质勘探已成为地质学中一项重要的应用。此外，考古研究中也采用同位素技术鉴定年代。在材料科学、分析化学等领域也有广泛应用；（4）辐射技术。利用辐射源（包括反应堆、加速器等辐射装置）产生的各种射线或粒子束与物质相互作用的物理、化学和生物效应的相关技术。如：基于中子或其他粒子与物质作用的分析、测试技术，材料的辐照改性以及辐照在农业、医学、工业上的其他应用技术等。利用辐射技术和示踪原子技术改良农作物和研究农作物生长规律等；射线和放射性核素制品广泛应用于诊断或治疗疾病；利用放射性核素和射线特性对各种物理参数检测和控制。如：各种无损探测仪和厚度、密度、料位、成份等检测仪表，勘探石油、煤炭、水及其他资源的仪表等；放射性物质辐射的射线（如中子束和 γ 射线）具有穿透性强、又能与物质发生作用的特点，适当控制（剂量），既可不破坏被辐照对象，又可为辐照对象灭菌、保鲜或改善其性质或给出性能参数。因此辐射技术在工业、农业、医疗、食品等领域的许多应用为其他常规技术所不能代替；（5）核燃料技术。包括裂变燃料铀的采矿、提取，同位素分离，冶金，核燃料元件加工，乏燃料后处理，核武器装料的制备等技术，以及聚变燃料氘、氚和锂⁶的提取、富集和氘氚靶丸制备等技术；（6）核安全防护技术。对辐射装置和放射性物质采取特殊的屏蔽、隔离等方式减少放射性物质向环境排放或射线泄漏的技术，包括对各种形态的放射性物质的转移、处理、处置技术以及核事故或核战争条件下，人员、设施防辐射的专门技

术。此外，利用惯性约束聚变等装置模拟核爆炸效应及核爆炸物理问题，在实验室条件下改进核武器设计。

核技术和其他技术一样，它能为人类造福，但放射性物质会不同程度地污染环境和伤害人体。必须采取特殊的防护措施；如采取屏蔽、远距离操作，使放射性物质与人体和环境隔离，对产生的各种放射性物质需专门处理，最大限度地减少放射性物质的逸出，以保护环境。核电厂、反应堆以及所有操作、接触放射性物质的单位在选址、建设和运行各个时期都要严格执行有关放射性物质和辐射安全防护规定。核技术是一项先进技术，配合其他科学技术，在解决人类面临的能源、资源、粮食和环境等重要问题中的作用日益明显。选用新反应堆型，改善安全设计，降低建设造价，核能发电的比重将不断上升，这对缓解能源危机无疑是一个重大的贡献。核技术属新兴技术，人们对它的认识还不够，加上核武器的破坏以及某些核事故的不良影响，也由于部分的错误宣传，使得推广应用核科学技术时，常不易为公众所接受。因此应用和发展核技术，除了加强防护措施外，在许多情况下还应多做宣传解释，克服公众的心理障碍。展望 21 世纪，人类开发新能源，广泛应用核技术将比今天更为迫切。越来越多的人认识到，核能将是逐步代替化石能源的重要能源。可望在下世纪中叶，受控核聚变技术将从实验室走向应用，为人类提供一个取之不尽的干净能源。威力很大的核爆炸将为民用的工程建设、改造环境和开发资源服务。核动力也将在交通运输及星际航行等方面发挥更大的效能。

【核燃料】能产生原子核裂变或聚变反应并释放出巨大核能的物质。核燃料包括裂变燃料和聚变燃料（或称热核燃料）。裂变燃料

主要指含有易裂变同位素铀—235 或钚—239 或铀—233 的物质。铀—238 和钍—232 是转换成易裂变核素的重要原料且它们本身也可产生少量裂变，所以在习惯上也称它们为核燃料。聚变燃料有氘、氚、锂—6 和化合物氘化锂—6 等。铀是最基本的裂变燃料。自然界存在的天然铀中，其主要成分是铀—238，约占 99.28%，易裂变同位素铀—235 的丰度为 0.71%，其余为极微量的铀—234。早期的一些生产堆用核燃料就是天然铀。常用的核燃料，其铀—235 的丰度比天然丰度大，是由天然铀经同位素分离后获得的。铀—233 在自然界中不存在，它通常是利用钍—232 在核反应堆内经中子照射得到。自然界存在的钍几乎 100% 是钍—232，常和铀以及稀土元素等共生。自然界中几乎没有钚，易裂变同位素钚—239 是利用铀—238 在核反应堆内经中子照射转换而成的。氘是氢的稳定同位素，存在于普通水中的重水 (D_2O) 内，但含量很低，需要利用电解、蒸馏或化学交换等分离方法制得。氚是氢的放射性同位素，在自然界中极少，主要是利用金属锂—6 或它的合金，在核反应堆内经中子照射来生产。氘化锂是由锂—6 和氘直接化合而成的固态化合物。核燃料单位质量放出的能量比化学燃料的大得多，例如 1 千克铀—235 全部裂变释放的能量相当于燃烧 2700 吨标准煤的能量。因此核燃料最早用于军事目的，作为原子弹、氢弹等核武器的装药以及核动力潜艇用反应堆和生产堆的燃料元件。裂变燃料现已广泛用于核电站反应堆和各种研究试验堆中。

【天然铀】自然界中天然存在的铀。是铀的数种同位素的混合物，其中铀—238 占 99.28%，铀—235 占 0.71%，其余为铀—234。天然铀存在于岩石和海水中，少数富铀矿石约含 1—4% 的铀。利用水冶法和化学转化可从铀矿石中提取和转换成六氟化铀 (UF_6) 或

金属铀。金属天然铀可制成燃料元件用于重水堆和石墨堆，生产电力、生产新的核燃料和同位素。

【浓缩铀】同位素铀—235 的丰度大于其天然丰度（0.71%）的铀，又称富集铀。铀—235 的丰度小于 10% 的浓缩铀称低浓铀，铀—235 的丰度等于或大于 90% 的浓缩铀称高浓铀。动力反应堆中使用的核燃料大多是低浓铀，高浓铀大多用于军事目的和少数研究试验堆。制取浓缩铀的方法主要是气体扩散法和气体离心法。都是根据铀的同位素铀—238 和铀—235 之间原子量的差异实现分离和浓缩的。研制中的激光浓缩工艺利用铀的同位素在激光辐射下产生的电离作用，可直接生产金属铀，在经济上更具有竞争力。一座 1000MWe 电功率的压水堆核电厂每年约需 25 吨低浓二氧化铀（铀—235 的丰度约为 3%）。

【贫化铀】同位素铀—235 的丰度小于其天然丰度（0.71%）的铀。通常指天然铀经同位素分离后的尾料和某些从核反应堆卸出的乏燃料元件经后处理分离出的铀。贫化铀可用作快中子堆的可转换材料和制作炮弹等。

【氧化燃料】铀、钚或钍的氧化物。它们属于陶瓷材料，具有熔点高（2750℃），抗水腐蚀，辐照性能稳定和高温强度大等优点。缺点是导热性差，抗冲击强度低。此种核燃料的铀密度较低，在用于核反应堆时，需采用富集铀或钚的氧化燃料。例如，在压水堆核电厂的反应堆中使用富集度 3% 左右的二氧化铀燃料，在快中子堆中，使用 15—20% 富集度的二氧化铀和二氧化钚的混合燃料。

【碳化燃料】铀、钚或钍的碳化物。它们也属于陶瓷材料、导热率和铀、钚的密度比氧化燃料高，但与水能起剧烈反应。此种核燃料主要用于高温气冷堆和钠冷快中子堆。

【燃料元件】核燃料的单元体，通常由核燃料芯体、包壳及其附件组成。为满足各种核反应堆设计的需要、燃料元件有棒状、片状、球状、圆管和六角套管等形状。燃料元件以一定的排列形式放置在堆内，藉助于冷却剂将各燃料元件的释热带走。燃料包壳的作用是防止冷却剂对燃料的腐蚀和侵蚀，防止核燃料与冷却剂的化学反应和裂变产物及其放射性进入冷却剂回路，同时可提高燃料元件的结构强度，延长元件的使用寿命。

【核燃料转换与增殖】在核反应堆中，可转换物质如铀—238 和钍—232 吸收中子后可分别转换成易裂变物质钚—239、钚—241 和铀—233 等的过程。转换能力用转换比（CR）度量，即平均每消耗一个易裂变原子所产生的新的易裂变原子数。若 $CR > 1$ 则表明反应堆内产生的易裂变物质的原子数要比消耗的多，这种转换过程称增殖，其转换比称增殖比（BR）。例如，快中子增殖堆的增殖比为 1.2—1.5。

【核燃料循环】核燃料从矿石开采，冶炼、同位素分离、加工制造、堆内使用到后处理和再加工等所经历的一系列工艺步骤。通常可将核燃料循环分为两个阶段，在核燃料放入核反应堆内使用之前的阶段称循环前端，在堆内使用之后的阶段称后端。核燃料循环可分为闭式循环和开式循环两种。闭式循环包括后处理和再加工

过程；开式循环是核燃料元件经堆内使用后卸出不再进行后处理，经一定处置后长期贮存，又称一次通过式。

【乏燃料】在反应堆内经辐照后卸出并不再返回堆内使用的核燃料。一座 1000MWe 电功率的压水堆核电厂每年约卸出 25 吨乏燃料，其中含有铀、钚等元素的各种同位素和裂变产物，具有很强的放射性。通常需要进行冷却贮存和后处理（回收铀和钚）或长期贮存。

【燃耗】核燃料在反应堆或其他核能（以回收铀和钚）装置内经辐照后其原子发生核转换，造成燃料的消耗。度量核燃料的燃耗程度用燃耗深度表示，通常有两种表示法；（1）用易裂变物质被消耗的原子百分比菲马（FIMA）表示；（2）用每吨核燃料在辐照期间发生的总能量兆瓦·日/吨表示。核反应堆运行放出能量的过程，也是核燃料消耗的过程。燃耗深度愈大，表示核燃料“燃烧”愈充分，即核燃料利用率越高。

【乏燃料后处理】对乏燃料进行化学处理，除去其中的裂变产物，回收易裂变物质（铀—235 和钚—239 等）和可转换物质（铀—238 等）。为了降低乏燃料元件的放射性强度，通常在进行后处理前需要有一定的贮存和冷却时间。乏燃料后处理的方法通常分湿法和干法两种。湿法有沉淀法，萃取法和离子交换法等；干法有高温冶金法和挥发法等。工业规模常用的是萃取法，利用有机萃取剂把乏燃料中的铀和钚从乏燃料的硝酸水溶液中萃取出来。广泛应用的工艺为普雷克斯（Purex）流程，即利用磷酸三丁酯（TBP）萃取铀和钚。在后处理过程中产生的高、中、低放射性废物需进

行处理、中间贮存和最终处置。

【核能】曾俗称原子能。原子核结构发生变化（核反应和核衰变）过程中放出的束缚在原子核内的部分能量。在习惯上是指重元素的原子核裂变，轻元素的原子核聚变和放射性同位素的核衰变所放出的能量。核能来自于核子（质子和中子）在核力的作用下凝聚成原子核时的结合能。核裂变反应释放出的能量至少要比化学能大 100 万倍，其大小由原子核的结合能，即核子结合状态的能量，与其自由状态（核子相互分开并无限地相互远离）下的能量之差确定。例如 1000 铀—235 的原子核裂变可释放出 81 太焦的能量，相当于燃烧 2700 吨标准煤所产生的能量。轻原子核聚变反应放出的能量，在相同的质量情况下，约为重原子核裂变反应放出能量的 3—4 倍。核能的开发和利用是在 1938 年发现了铀核的裂变后开始的，最先是制造原子弹、氢弹等核武器和建造生产核武器装料的生产堆以及核潜艇、核动力航空母舰等军用动力装置。迄今在民用方面已取得了很大的成就，主要是利用核裂变能发电和同位素小功率电源。随着世界常规能源的日益紧缺和人们对环境保护意识的日益增强，核能作为现阶段一种成熟的和清洁的新能源，核发电和核供热必将得到更广泛的应用。到 21 世纪核能将成为人类的主要能源之一。

【裂变产物】在核裂变反应过程中，原子核吸收中子后所分裂出的两（或三）个质量不等的碎片及它们的衰变产物。裂变产物的质量数在 72—160 之间，约有 200 种，大多具有放射性。一座 1000MW 电功率的核电厂每年约产出 1200kg 的裂产物。通过乏燃料后处理可将某些裂变产物分离出，用作放射源，在工农业、医

学和科学研究中应用。

【轻水堆】使用普通水作慢化剂和冷却剂的核反应堆。轻水堆中，用高压水作慢化剂和冷却剂，堆芯内的高压水不沸腾的称压水堆；高压水在堆内沸腾并直接产生蒸汽的称沸水堆。轻水堆需采用低浓铀燃料（ ^{235}U 的丰度通常为 2.4—3.5%），堆芯体积较小，功率密度大。压水堆的堆芯压力比沸水堆高，堆芯更紧凑，最早用于军用潜艇。在同样的燃料温度下，沸水堆可得到较高的蒸汽温度，热效率通常比压水堆高。在世界上正在运行和建造中的核电厂中轻水堆是应用最多的一种堆型，约占 80—90%（其中压水堆约为 60%，沸水堆约为 20—30%）。为了进一步提高核电的安全性和经济性，各国正在积极发展新一代具有非能动安全（无需动力源，只靠自然规律来实现安全功能）和固有安全（内在固有的安全功能）的中小型轻水堆。

【气冷堆】利用气体作冷却剂导出核反应堆堆芯内热量的一种堆型。可用于发电和生产核燃料。典型的气冷堆是使用石墨作慢化剂的石墨气冷堆，它经历了三个发展阶段，并产生了天然铀石墨气冷堆，改进型石墨气冷堆和高温石墨气冷堆。下表为这三种气冷堆的主要参数。

【天然铀石墨气冷堆】用金属天然铀作燃料，二氧化碳作冷却剂，石墨作慢化剂的核反应堆。最早在英、法两国建造，使用了在较高温度下不易氧化的镁诺克斯（Magnox）合金作燃料元件的包壳，又称镁诺克斯型堆。这种堆的堆芯由核纯的

名 称	天然铀石墨气冷堆	改进型石墨气冷堆	高温石墨气冷堆	
			棱柱堆芯	球床堆芯
热功率, MW	1875	1446	842	750
电功率, MW	590	600	330	300
堆芯尺寸, 高度×直径, m	9.1×17.4	8.2×9.5	4.76×5.94	6×5.6
平均功率密度, MW/m ³	0.9	2.2	6.3	6.0
冷却剂材料	CO ₂	CO ₂	He	He
冷却剂进/出口温度, C	247/414	290/675	406/785	250/750
冷却剂压力, MP _a	2.6	3.2	4.8	4.0
燃料富集度, % ²³⁵ U	天然金属铀, 071	二氧化铀, 2.3	高浓铀+铋 ⁹³	高浓铀+铋 ⁹⁰
燃料包壳材料	A180Magnox (铝镁合金)	不锈钢	热解炭和 碳化硅	热解炭和 碳化硅
平均燃耗深度, MWd/t	3600	18000	100, 000	100, 000
蒸汽参数, 温度 C/压力, MP _a	400/4.7	566/16.3	538/16.9	535/18.1

石墨块堆砌而成，其中有许多装有棒状燃料元件的通道，以便加压的二氧化碳冷却剂流过，导出堆内的热量。整个堆芯包容在一个钢制的或内衬钢的予应力混凝土压力容器内。第一座天然铀石墨气冷堆电厂是 1956 年开始运行的英国卡德豪尔核电厂。这种堆型的优点是采用价廉易得的天然金属铀。缺点是功率密度低，堆芯体积大，造价高。同时，受金属铀和镁合金允许温度的限制，冷却剂出口温度只能达 400℃ 左右，所得到的蒸汽参数低，核电厂的热效率仅为 30% 左右。20 世纪 60 年代末不再建造此种堆。世界上共建造了 38 座这种堆型的核电厂，装机容量 8030MW。

【改进型石墨气冷堆】天然铀石墨气冷堆的改进型堆。用二氧化铀作燃料并将铀—235 的丰度提高到 2—3%（低浓铀燃料），燃料元件的包壳改用不锈钢以代替镁合金。二氧化碳的堆芯出口温度提高到 650℃ 左右，核电厂的热效率可达 42%。堆芯结构与天然铀石墨气冷堆类似，但蒸汽发生器和循环风机布置在反应堆四周，并与核反应堆一起被包容在预应力混凝土压力容器内。英国自 1965

年起共建造了 14 座改进型石墨气冷堆电厂，装机容量 8688MW。此种堆型与轻水堆相比，造价和发电成本均较高，从 20 世纪 80 年代起已停止建造这种堆型的电厂。

【高温石墨气冷堆】采用陶瓷型涂敷颗粒燃料和氦气作冷却剂的先进气冷堆，简称高温气冷堆。涂敷颗粒燃料由直径为 200—400 微米的二氧化铀或碳化铀芯，外面涂敷 2—3 层热解炭和碳化硅组成。将这些直径约 1 毫米的燃料颗粒弥散在石墨基体中并压制成燃料元件。这种堆型具有良好的内在固有安全性，氦冷却剂温度可达 750℃ 以上，用途十分广泛，不仅可用于热电联供，还可用于燃气轮机发电和提供 950℃ 的高温工艺热，用于煤的气化和液化以及裂解水制氢等生产工艺。高温气冷堆有两种堆芯型式，一种是使用柱状燃料元件的棱柱堆芯，另一种是使用球形元件的球床堆芯。已做出的小型模块式设计，代表了高温气冷堆的发展趋向，在发生事故时，能自动停堆，堆芯的剩余发热可通过辐射传热和自然对流导出，不会发生堆芯熔化。中国已将高温气冷堆列入高技术计划，准备建造一座 10MW 高温气冷实验堆。

【重水堆】用重水 (D_2O) 作慢化剂的热中子反应堆。重水堆可以用重水，也可以用普通水，有机物或气体作冷却剂。重水对中子的慢化性能好，吸收中子几率小。重水堆可使用天然铀作燃料且燃耗较深，乏燃料中铀—235 的丰度很低（—0.25%），对铀的利用较充分。最初重水堆用于生产新的易裂变物质和其他军用同位素，后来加拿大的坎杜型堆（Candu 堆—加拿大氘铀堆的英文缩写）用于发电。这种堆的堆芯由装有棒束型天然铀燃料元件的锆压力管和重水组成。重水堆的重水装量大，每座 600MW 电功率的

重水堆核电厂约需 480 吨重水。为防止重水泄漏，设备较复杂，造价较高。

【生产堆】主要利用中子与原子核的核反应，生产易裂变物质（钚—239），热核材料（氘）和其他放射性同位素（如钴—60）的热中子反应堆。通常，生产堆使用金属天然铀作燃料，这有利于获得较高的转换比，生产堆的转换比约为 0.8。为了取得较纯净的武器级的钚，生产堆燃料元件的燃耗深度较浅，不允许超过一定的限度。因此，装换料频繁，需要供应和进行后处理的燃料元件量很大，必须有大规模燃料元件生产厂和提取钚的后处理工厂与它配套。生产堆与动力堆不同，不追求高的冷却剂温度，因此，大多生产堆的热工参数都很低，为提高经济性，现在已适当提高了冷却剂的热工参数，将单纯的生产堆改为生产发电两用堆。现有的生产堆按所采用的慢化剂分为石墨生产堆和重水生产堆两种。

【研究试验堆】主要用作研究试验工具的核反应堆。试验研究的范围很广，包括中子物理，材料辐照试验和燃料元件辐照考验等物理研究和为动力堆的设计和运行提供数据。此外，还可以用来生产放射性同位素和培训操作运行人员。对这种堆的基本要求是简单，功率低，运行安全、可靠，实验方便和投资费用较低。中子通量密度值通常是研究试验堆的一个重要性能指标，一般为 10^{12} — 10^{14} 中子/厘米²·秒并将平均热中子通量密度高于 $5 \cdot 10^{14}$ 中子/厘米²·秒的研究试验堆称为高通量堆。

【动力堆】用作生产动力的反应堆。主要可分为两类，一类是核电厂和核热电厂用堆，用于生产电力和热电联供。另一类是核潜艇，

核动力航空母舰等用堆，用来获得推进力。

【热中子反应堆】堆内的核裂变反应大部分是由热中子（与所在介质的原子核达到热平衡状态的中子，能量大多在 0.1 电子伏左右）引起的核反应堆。热中子是由核裂变产生的快速中子经与所在介质发生碰撞减速而来的。易裂变材料（铀—235 和钚—239 等）最容易在热中子作用下发生裂变。在设计上，热中子堆比快中子堆具有较大的灵活性，反应堆内的慢化剂（又称减速剂），冷却剂和核燃料都可以有较多的选择余地且热中子堆可以在易裂变材料的装载量较快中子堆少的条件下达到临界，同时比较容易控制。目前实用的核反应堆大多是热中子反应堆。

【脉冲反应堆】在很短的时间间隔（几个至几十毫秒）内超临界，使反应堆功率和中子通量密度产生一个强脉冲的反应堆。脉冲功率峰值通常可大于额定功率 10^3 量级以上，脉冲中子通量密度达 10^{16} — 10^{18} 中子/厘米²·秒。脉冲反应堆通常为铀氢锆堆芯，属于先进的研究试验堆，它用途广泛安全可靠，价格低廉。

【聚变堆】能实现自持和受控的热核聚变反应的装置。当聚变能与输入的能量之比远大于 1 即实现点火并能取出热量时，就可从聚变装置发展成聚变堆。托卡马克型聚变装置最有发展希望，正在设计和准备建造的大型国际合作项目 ITER 就是国际托卡马克工程实验堆。预计到 20 世纪末建成实验堆，2030 年左右建成示范堆，到 2050 年左右开始商用化。

【混合堆】将聚变反应和裂变反应组合在一个混合系统中的自持可

控的核能装置。通常是在聚变反应堆芯容器外面包围一层主要由可转换物质铀—238 组成的裂变层，使聚变堆芯内产生的中子在裂变层内引起裂变，产生更多的中子和能量。这些中子不仅能与锂 (Li) 反应生产氚外，还可以用来生产较多的易裂变物质（钚—239 或铀—233 等）。这种堆型的优点是：（1）中子和能量在包层内得到增殖，降低了对聚变技术的要求。（2）不需要初始易裂变物质并转换铀—238 或钍—232 为易裂变物质的产量比同规模的快中子增殖堆大。（3）包层区是次临界系统，没有临界安全问题。鉴于此混合堆的聚变堆芯技术要求较低，研究和发展混合堆，可以促进聚变技术的发展，使聚变技术早日在能源经济上发挥作用，保证裂变堆有足够的燃料供应。中国已将混合堆列入高技术计划。

【均匀反应堆】核燃料和慢化剂均匀混合的反应堆。这种均匀混合的状态有液态的如硫酸铀酰溶解于重水中，也有固态的如二氧化铀或碳化铀弥散于石墨中和铀—氢—锆合金。液态的均匀堆仅早期用于研究试验，已不再建造。固态的均匀堆有广泛用于教学研究的 TRIGA 堆和球床型高温气冷堆。

【空间反应堆】应用于航空航天的小功率自持式核裂变装置。通常以小型快中子堆为主，同时必须防护乘员与仪器设备免受反应堆的辐射影响。前苏联于 1964 年建成了电功率 500 瓦的快中子—热电转换器“洛马什卡”动力装置，并曾多次发射太空运行。正在研制的有电功率 5 到 10 千瓦的快中子堆—热发射转换器“托巴兹”。美国于 1965 年成功地将热中子堆—热电转换器 SA—NP—10A（电功率 500 瓦）送入太空。正在研制的是快中子堆—热电转换器 SP100，电功率 100 千瓦。

【核能供热】主要供给工业用热和居民采暖等热能的核能应用技术领域。包括低温核供热，核热电联供和高温工艺供热三部分。为了防止放射性，确保核辐射安全，核能供热需采用三回路系统。核能供热的首要条件是反应堆应具有良好的内在固有安全性。例如，正在研究和发展并得到国际核能界公认为具有高度固有安全特性的核能供热堆有：加拿大的 SLOWPOKE 型池式自然循环轻水堆（已建成 SLOWPOKE—Ⅲ），瑞典的 PIUS 型硼水控制的压水堆（Secure-H 和 PIUS—600），美国和德国的模块式高温气冷堆（MHTGR350 和 HTR—Module）等。中国已于 1989 年建成运行 5MW 壳式自然循环一体化低温供热堆，并正研究和发展 PIUS 型压水堆和模块式高温气冷堆，用于核热电联供和高温核工艺供热。

【核能装置】利用核能和将核能转换为机械能、电能、热能以及其他形式能量的装置。核能是由重元素原子核的裂变反应，轻元素原子核的聚变反应释放的能量和放射性同位素的衰变能。核能装置分受控的和不受控的两类，受控的核能装置有核反应堆、核电厂和核供热站等，不受控的有原子弹、氢弹和其他核爆炸装置等。受控的核聚变装置还处于试验研究阶段，目前最有发展前途和研究发展较快的是“托卡马克”装置。应用放射性衰变能的装置有核能电池，电动心脏起搏器和其他小功率电源的自持能源，电功率为几瓦到几百瓦。为了防止大量放射性物质逸出和射线的影响，大多数核能装置都设置了多道安全屏障（如燃料包壳、反应堆压力壳和安全壳等），并采取了一系列防御措施（各种专设安全设施），以确保核能装置在运行和事故情况下的安全。随着世界对能源需求的日益增长和核科学技术的不断发展，各种类型和各种用

途的核能装置将得到进一步的开发和推广应用。

【核临界安全】为避免发生核功率骤增的专门技术，即为防止核反应堆和在核燃料后处理过程中有可能发生超临界（核裂变链式反应不断增强趋于发散）事故所必须注意的安全问题。在核反应堆和核燃料后处理过程中，易裂变材料（铀—235 和钚—239）在达到一定的浓度、形状、数量和体积等条件下，便可稳定地维持自持裂变链式反应，称为临界状态。如果，浓度或质量等大于临界值，就会发生超临界事故，并有可能引起堆芯熔化或爆炸的危险。因此，需要在反应堆和核燃料后处理工厂的设计、运行和管理上对易裂变材料的质量、体积或浓度等控制在一定限度内或利用中子吸收体（如控制棒和镉板）和中子监测器来控制 and 监测临界安全。

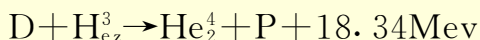
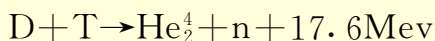
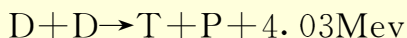
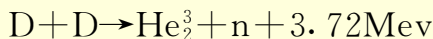
【放射性同位素能源】利用放射性同位素的衰变能作为产生小功率电能的自持能源。发电功率通常只有几瓦到几百瓦。适宜做此能源的放射性同位素要放射性强度大，半衰期长（不小于 100 天），如钷—144，锶—90，铯—137，钚—238 和镅—242 等。放射性衰变能转换为电能的方法有热电转换，热发射转换和机械转换。前苏联和美国是发展此种能源的主要国家。例如，有用锶—90 的“贝塔”系列热电发电机，SANP 系列和“哨兵”系列电池，均已用于海洋航行装置，自动无线电气象站，人造地球卫星和航天飞行器中。利用钚—238 制成的心脏起搏器已在医疗中应用。

【核能装置退役】核能装置包括核反应堆、核电厂、核潜艇、核动力航空母舰和核爆炸装置等经服役运行到达或超过其寿命期，在

停运关闭后所需进行的清洗去污、安全封存、埋存和拆除，使场址恢复原状等一系列对带有放射性的场所、设备和部件，放射性废物等的处理和处置工作。退役工作十分复杂和艰巨，所需的资金也很多，例如，核电厂的退役费约占基建总投资的 10%，现已计入核能装置项目的总成本。

【核能装置辐射安全】为保护生物体免受核能装置的辐射危害的专门技术。核能装置是强辐射源，当发生事故时，有可能发生大量的放射性物质逸出和使生物体受到大剂量的辐射照射。为了使生物体免受辐射危害，在核能装置的设计、运行和管理上，需采用各种防护屏蔽和控制监测等手段。

【受控热核聚变】受控热核聚变反应是在人工控制的条件下，将一团轻元素的原子核（核燃料）在高温等离子体状态下约束足够长时间，聚合成较重原子核的核反应。核反应释放的能量以反应产物的动能形式表现出来。产生热核反应的基本条件，一是核燃料必须加热到足够高的温度（几千万度），此时核燃料已被电离成电子和离子的混合体，即等离子体；二是要将它们约束起来使它们有进行核反应的时间。自然界中太阳等恒星和氢弹爆炸辐射出的能量均起源于热核聚变反应，但它们都不能在人工控制的条件下慢慢地释放核能，人们感兴趣的热核聚变反应有：



1Mev（兆电子伏）= $1.6 \times 10^{13} \text{ J}$ （焦）式中 D、T、He、N 和 P，

分别表示氘核、氚核、氦核、中子和质子，前两个反应的反应几率大致相同，D—T 反应比 D—D 反应几率大，产生的能量大得多，且反应时所要求的温度也较低，但氚在自然界中存在极少。目前实验室中常用的是 D—D 反应。氘和氚都是氢的同位素，主要存在于天然水中。

受控热核聚变反应研究的终极目的是要和平利用这种核反应能量，做成有实用意义的能源。这种能源的优点是：（1）燃料丰富，价格低廉。1 升海水中含的氘，在聚变反应时释放的能量相当于 300 升汽油完全燃烧时的能量。地球上海水中的氘经聚变反应放出的能量，可供全球人类使用 380 亿年。氘可用普通的电解水的方法提取；（2）放射性废物少，不污染环境；（3）运行安全可靠。因而，受控热核聚变反应能是最理想的能源。

自 20 世纪 50 年初开始研究受控热核聚变以来，人们已建成了许多种实验装置，大体上可将它们分成磁约束系统和惯性约束系统两大类。前一类中，托卡马克等离子体参数最高；后一类中，激光聚变最领先。1991 年 11 月，欧共体国家建立在英国的 JET 托卡马克在含 14% 的氘和 80% 的氚的混合燃料条件下运行时，聚变能量约束时间长达 2 秒，反应持续 1 分钟，温度达到 3 亿度，产生了 10^{18} 个聚变反应中子。激光聚变中，1991 年氘氚密度已被压缩到 600 倍固体密度，在提高激光照射均匀度、降低能量损失、改进靶丸结构等方面也取得很大进展。但总的看来，要建成实用的热核聚变堆，还有很多具体的技术问题有待解决，人们还要做出长期努力。

【惯性约束聚变】聚变燃料由于其自身的惯性作用，在它还来不及飞散开的极短时间内就被加热到极高温并产生聚变反应。这种

只靠燃料粒子的惯性来约束自身而实现的聚变反应称为惯性约束聚变。在惯性约束聚变中，氘氚燃料的惯性约束时间为 10^{-10} 秒的量级，为了达到劳逊判据条件，粒子密度至少大于 10^{24} 厘米⁻³，也即要将粒子密度压缩到固体密度的 100 倍以上，温度约 10^8 K，其相应的压强高达 10^8 大气压。如用磁场来约束这些粒子，则磁场强度要大于 10^7 高斯，对现有的技术水平而言，如此大的磁场强度是难于得到的。属于惯性约束聚变的有：激光聚变、相对论电子束聚变、轻离子束聚变、重离子束聚变、爆聚衬筒聚变、超速粒子撞击聚变等。进展较大的是激光聚变和轻离子束聚变。

【激光聚变】将功率巨大的激光从四面八方照射到核聚变燃料（氘氚）靶上，使其成为等离子体，这些等离子体由于其惯性作用，在还未散开时便被加热到很高温度并进行聚变反应。用这种方法实现的聚变称为激光聚变。它属于惯性约束聚变。1963 年原苏联巴索夫首次提出，但直到 1972 年美国尼库·华德提出了向心爆聚的思想后，激光聚变才有了迅速的发展。激光聚变有两种驱动法：直接驱动法和间接驱动法。

直接驱动法是将多束激光从四周直接均匀照射在靶球上，靶表面原子蒸发和电离，在靶周围形成等离子体。激光束部分被等离子体吸收并加热等离子体，另一部分在临界密度层处被反射掉。等离子体的热量通过热导穿过临界密度层继续向内传递，靶面物质被烧掉并向四方飞散。在这些物质飞离靶面的同时产生反作用力（类似火箭效应），使靶球表面壳（称为助推器）向靶心压缩（称为爆聚）形成向心运动的高压球面冲击波，靶心燃料体积被压缩，其密度和温度随之增高，进而产生聚变反应，并伴随着产生向外爆炸的热核爆炸波，助推器即被粉碎。直接驱动法的驱动器

多用钨玻璃激光器，它运行可靠且可时空控制，现已将氘氚密度压缩到 600 倍固体密度，要求照射在靶球上的激光必须均匀。

间接驱动法是将含有聚变燃料的小丸悬在一个用原子序数 Z 高的材料（金）做成的小腔内，激光从腔壁的小孔射入腔内，腔壁内表面物质吸收激光能量，温度升高，产生软 x —射线，软 x —射线被禁闭在腔内。在这薄壁层热材料内，辐射和材料之间几乎完全是热平衡的，因而形成了 x -射线辐射场。辐射热波向冷壁传播，高 Z 冷壁被加热并引起 x —射线发射，因而成为 x —射线的再发射区。 x —射线均匀照射到腔内的小丸上产生烧蚀、压缩，最后产生聚变，间接驱动法的优点是激光可均匀地照射在靶上并被吸收的效率高。现在人们还在研制新型短波长激光器—— K_vF 激光器，其优点是波长短，有利于对靶的耦合，具有使光束均匀化所需的带宽及激光转换效率高；还在研制二极管激光器泵浦的固态激光器，其优点是重复频率高，效率高，可通过变频使波长变短，获得高功率输出。

【粒子束聚变】利用高能带电粒子束轰击聚变燃料靶丸而实现的聚变，称为粒子束聚变。这种聚变属于惯性约束聚变。常用的带电粒子束有相对论电子束、高能轻离子束和高能重粒子束。其中轻离子束聚变最受青睐。

【离子束聚变】用高能离子束轰出聚变燃料靶引起的聚变，称为离子束聚变。它是惯性约束聚变的一种。离子束聚变是 70 年代末提出的。离子束可以是轻离子（如氢离子或碳离子）束，或者是重离子（原子数—200）束。轻离子束聚变与激光聚变相比，轻离子束的能量转换效率高（—25%），而激光束能量转换效率仅—5%。

达到聚变能量得失相当时，所需的束能相对来说也较小（—10 兆焦尔），而激光聚变则要—50—100 兆焦尔。靶的预热影响较小（靶的预热可减弱压缩效果），造价也较低，约为激光聚变装置造价的 $1/3$ ，轻离子可从产生相对论电子束的加速器中引出。重离子束聚变的优点是：束能耦合到靶的效率较高，所需的束流强度较小，运行可靠等。但束的聚焦和传输都比轻离子束困难，造价也较高。

【相对论电子束聚变】用相对论电子束轰击聚变燃料靶引起的聚变，称为相对论电子束聚变。其过程类似于直接驱动的激光聚变（见“激光聚变”词条）。相对论电子束聚变属于惯性约束聚变。相对论电子束聚变是 60 年代末期提出的。目前，相对论电子束输出的能量已达到—3 兆焦尔，已接近理论上为达到聚变能量得失相当所需的能量（—10 兆焦尔）。能量转换效率（—40%）比激光束的能量转换效率（—5%）高，这是它的一大优点。存在的主要困难是：很难将电子束聚焦到一个足够小的焦斑上，以获得达到能量得失相当所需的能量密度、电子束对靶的预热，削弱了对靶物质的向内爆聚，也即降低了对靶物质的压缩效应。一般认为，很难用相对论电子束聚变建成聚变堆。

【爆聚衬筒聚变】利用快速增加的冲力，将圆筒状的导体（固体导体或液体金属）壳作快速的径向压缩，使圆筒内初始低密度等离子体沿径向向内压缩（或称爆聚），通过绝热压缩，使等离子体的密度和温度增加，引起聚变反应。由这种方式引起的聚变称为爆聚衬筒聚变。由于爆聚衬筒的惯性起到了约束粒子的作用，故爆聚衬筒聚变属于惯性约束聚变。爆聚之前，有时先用较弱的磁场将初始等离子体约束住，即先使等离子体磁化，也可不使等离子

体磁化。磁化等离子体的磁场在衬筒爆聚时，可使热等离子体和衬筒壁绝缘。使用非磁化等离子体可改善等离子体稳定性。驱动衬筒的力可以是由快速放电产生的电磁力，也可以是机械力。近年来，有人提出使用高压强（几千大气压）气体来压缩等离子体，并可改善磁流体不稳定性。爆聚衬筒聚变堆设计表明，这种聚变堆的功率密度高，可直接用机械能来加热等离子体，不需大量电能储能系统，液体金属锂衬筒可起到聚变堆第一壁的作用（再生层、辐射屏蔽及冷却）。缺点是：初始等离子体的形成和克服等离子体不稳定性（泰勒—瑞利不稳定性）的方法麻烦。爆聚衬筒聚变是 70 年代初提出的。在液体金属衬筒的压缩、克服磁流体不稳定性及重复运行等方面做了不少研究工作，但这种聚变方法未引起人们的广泛兴趣。

【托卡马克】托卡马克是一种轴对称的环形磁约束受控热核聚变研究装置。托卡马克（Tokamak）是俄文，意为“具有磁体线圈的环形室”一词的缩写。托卡马克装置由以下几部分组成：不锈钢波纹真空室、空芯或铁芯变压器、极向磁场线圈（即变压器的初级线圈）、纵向磁场线圈、垂直磁场线圈（早期托卡马克用导体壳代之）。变压器的初级线圈在真空室内感生环向等离子体电流。等离子体电流产生沿环截面圆周方向（称为极向或角向）的极向磁场。纵场线圈中的电流沿环的轴向（称为纵向）产生纵向磁场。这两个磁场合成围绕环轴行进的螺旋磁场。垂直场线圈产生的极向磁场控制等离子体电流环的位置及其截面形状。等离子体被这种复杂的磁场位形约束着。等离子体具有电阻，因而在等离子体电流形成和维持期间，等离子体被其自身的电流加热（称为欧姆加热）。这是托卡马克等离子体加热的主要方法。等离子体电阻率随

温度的上升而变小，因而加热效率也随之降低。为了进一步提高等离子体温度，必需采用辅助加热手段，如高能中性粒子注入加热、电子（或离子）回旋共振加热、低混杂波加热、绝热压缩加热等等。托卡马克等离子体电流环的截面通常是圆形的，但有的做成如英文字母 D 形、椭圆形、泪滴形等形状，以提高约束时间和比压值 β （比压值为等离子体压强与磁压强之比，它反映了对外加磁能的利用率）。托卡马克装置的基本思想是 50 年代初由原苏联的塔姆和萨哈罗夫提出的。1956 年库尔恰托夫研究所建成了世界上第一个托卡马克装置 TMP。现在，世界上正在运行的托卡马克至少有 100 个以上。但等离子体电流超过 1 兆安的大托卡马克只有 JET（欧共体国家联合建于英国卡拉姆实验室）、TFTR（美国）、JT—60（日本）、T—15（原苏联）、TORE SUPRA（法国）和 D III—D（美国）。1991 年 11 月 JET 取得很大进展：在氘（14%）和氚（86%）的混合燃料条件下运行时，等离子体温度达到 30 千电子伏，聚变能量的约束时间 2 秒、反应持续 1 分钟、输出功率达 1.8 兆瓦、产生了 10^{18} 个聚变反应中子、劳逊参数 $nLT = 6 \times 10^{20} \text{米}^{-3} \cdot \text{秒} \cdot \text{千电子伏}$ ，接近点火指标。输出能量与输入能量（其中不包括供给纵场的能量）之比，即增益因子 $Q_{DT} = 0.11 - 0.12$ 。目前的托卡马克都是脉冲式运行的。要做成有实用意义的聚变堆，仍有很多具体的技术问题有待解决，还需要作出长期努力。

【仿星器】仿星器是一种环形磁约束受控热核聚变研究装置。在其真空室外，绕有 1 对螺旋线圈（ $L=1, 2, 3, \dots$ ），相邻导体线圈中电流的方向相反、大小相等，在等离子体中只产生极向磁场。在真空室外，还有纵场线圈，产生沿大环方向的纵向磁场。旋转变

换和剪切完全由这对线圈产生。一般常取 $L=2$ 或 3 。 $L=2$ 的优点是在整个等离子体内旋转变换都很大,缺点是剪切很小。而 $L=3$ 时,剪切大,但在等离子体中心处无旋转变换。当 $L \geq 4$ 时,旋转变换值很小的区域大大增加,故大多数仿星器中取 $L=2$ 或 $L=3$ 。等离子体主要靠初始等离子体的欧姆加热。为了进一步提高温度,还需如托卡马克中那样的辅助加热,例如高能中性粒子束注入加热及波加热等等。仿星器概念是 1951 年由美国小斯必泽提出的,最初的仿星器是 8 字形的,后来演变成现在的环形结构。

【磁镜】磁镜指的是一个轴对称的且磁场强度沿着轴向(设 Z 向)递增的区域。磁场强度极大值 B_M 与极小值 B_0 之比 R ($R=B_M/B_0$) 称为磁镜比。带电粒子的磁矩 M_m 是绝热不变量。一个带电粒子从弱磁场区向强磁场区运动时,其沿磁力线方向的运动速度 $V_{||}$ 逐渐减小,垂直于磁力线方向的速度 $V_{\perp}$ 增加。若强区的磁场强度足够大,则 $V_{||}=0$,即阻止了粒子沿磁力线的运动。在磁场方向,由磁场梯度产生的力 $F_z = -\mu_m \frac{\partial B}{\partial z}$ (式中 $\mu_m = mV_{\perp}^2/2B_0$, m 为粒子质量, $\partial B/\partial z$ 是磁场强度在轴向的梯度。)作用下,粒子便返回弱场区,犹如光线被镜子折回一样。如果将两个磁镜装在一根直的放电管两端,便是磁镜装置,等离子体被约束在两磁镜之间。事实上,如粒子的初速度 V_0 与 $V_{||}$ 之夹角小于角度 Q ($Q = 1/\sqrt{R}$),则这些粒子仍能沿磁力线逃逸,造成终端损失。

【等离子体焦点】利用快脉冲放电技术产生快速运动的等离子体流,并使其会聚到一个小区内,形成一团高密高温等离子体,这团等离子体称为等离子体焦点。产生等离子体焦点的装置大致可

分为两大类: Mather 型和 Fillippov 型, 两者的放电电极都是同轴的, 前者的电极细而长, 后者则粗而短。等离子体焦点的形成原理相同。将开关 G 接通后, 电容器 C 向电极系统放电, 沿着绝缘体表面的气体先被击穿, 形成电流 J_r , 在流过中心电极的电流 γ_z 所产生的磁场 B_Q 和 γ_r 构成的罗伦兹力 $\vec{Y}_z \times \vec{B}_Q$ 作用下, 等离子体电流被推向电极末端, 并最后在中心电极端面处通过箍缩效应使等离子体会聚在一起, 即形成了焦点。Fillippov 型焦点于 50 年代末建成, Mather 型焦点则于 60 年代初运行。焦点中等离子体密度可达 10^{17-20} 厘米⁻³, 温度为几百到几千电子伏, 寿命约为 200 毫微秒。在能量不大的装置上就能产生大量的中子和 x-射线, 故等离子体焦点有可能发展成脉冲中子源或脉冲 x-射线源。现在人们利用焦点寿命短的特点, 企图用它做成高电压大电流断路器。

【紧凑环】紧凑环是一种在等离子体环中心没有磁场线圈通过的环形磁约束受控热核聚变研究装置。紧凑环中的磁场位形, 通常由外加角向磁场和环向磁场 (有的装置中没有环向磁场) 组成的。等离子体环的截面可以是扁长的 (截面在平行于大轴方向拉长), 或是扁园的 (截面在垂直于大轴方向拉长)。根据角向磁场 B_p 与环向磁场 B_t 之比 B_p/B_t , 及离子在角向磁场中的回旋半径 P_p 与等离子体截面的小半径 a 之比 P_p/a 的大小, 可将这类装置分类, 如下表所示。

	$P_P/a < 1$	$P_P/a > 1$
B_p/B_t	场反磁镜装置	电子层
	场反角向 箍缩装置	离子层
$B_p/B_t \sim 1$	球马克或 “零场 Z—箍缩”	相对论电子束 注入形成的环

紧凑环的优点是：等离子体的形成区域和加热区域可以分开，便于对等离子体进一步加热，闭合磁面与开端磁力线的分界面在真空室里面，分离面自然地起到了过滤器的作用，将等离子体中的杂质滤走；由于等离子体环中心没有磁场线圈通过，故装置可以做得很紧凑；比压值（反映对外加磁能的利用率大小）较高。紧凑环概念约于 70 年代提出，目前主要研究场反向角向箍缩和球马克等离子体。

【核电厂】利用核反应堆内裂变链式反应或聚变反应产生的热能转化为电能的发电厂。核电厂又称核电站，通常由核岛、常规岛和配套设施三部分组成，即包括核反应堆、冷却剂循环泵和蒸汽发生器（或热交换器）的供热侧等组成的一回路系统，蒸汽发生器的受热侧、汽轮发电机组等组成的二回路系统和其他辅助系统与配套设施。对于快中子堆核电厂，为了严防钠冷却剂与水或空气接触和放射性逸出的严重事故而增设了一个中间回路，将放射性钠的热量通过中间热交换器传给非放射性钠。自从 1954 年前苏联建成了第一座试验性核电厂以来，迄今建成和正在运行的动力堆

有 400 多座，主要是热中子堆型且大多是轻水堆（包括压水堆和沸水堆）其他有气冷堆、重水堆和快中子堆、截止 1991 年底，世界上正在运行的核电厂装机容量已达 327.5 吉瓦，全年核发电量约占总发电量的 17%。中国自行设计建造的 300 兆瓦秦山核电厂已于 1991 年 12 月并网发电，引进法国的 2×900 兆瓦。广东大亚湾核电站将于 1993 年和 1994 年相继建成运行。中国台湾省现有 6 座核电厂在运行，装机容量为 4.9 吉瓦。核电是一种安全、经济和清洁的能源。核电厂设有燃料包壳，反应堆压力壳和安全壳等多道屏障，以防止放射性物质外逸。同时还设置了工程安全设施和非能动安全系统，对各种可能发生的事故加以纵深防御，确保核电厂的安全。核电厂的废气、废液和固体废物经三废处理和处置后，对环境的影响极小。核电厂的基建投资较高，但燃料费低，因向在核电较发达的国家，核电成本都比使用化石燃料电厂的低。随着世界常规能源日趋紧缺和燃煤引起的大气污染问题的日益严重，核电将在世界能源发展中起更重要的作用。

【核岛】核电厂中有关核工程系统和设备的部分。通常由核反应堆、冷却剂循环泵和蒸汽发生器（或热交换器）的供热侧等组成的一回路系统及相关辅助系统和设备组成。这也是与常规电厂所不同的部分，即替代了常规锅炉及其辅助系统和设备。

【常规岛】核电厂中与常规电厂中基本相同的系统和设备，通常由蒸汽发生器的受热侧和汽轮发电机组、凝汽器、给水泵等组成的二回路系统及其相关的辅助系统和设备。

【安全壳】用来控制和限制核反应堆及其一回路系统发生严重事故

时从堆芯释放出的放射性物质向外逸出的密闭结构。安全壳及其辅助设备构成了核电厂的第三道安全屏障。能确保核电厂在发生极限事故时，能可靠地将放射性物质包容在安全壳内，保证向环境释放的放射性物质不超过规定的限值。安全壳大多是半球形拱顶的圆柱体或球形预应力钢筋混凝土建筑物具有良好的密封性，能承受极限事故引起的内压和温度剧增，能承受外部自然危害如龙卷风、地震和外来飞射物如飞机坠毁的撞击。

【工程安全设施】在核电厂发生事故甚至是假想的严重事故时，不使事故扩大，防止堆芯熔化和烧毁，保证安全壳完整性的一些专设系统。主要有应急堆芯感冷却系统，应急加硼系统，安全壳喷淋系统，安全壳内气体控制系统和安全壳隔离系统等。目前对工程安全设施又称能动安全设施，即它们的安全功能实施是依靠触发动作、机械运动或动态力等外源而工作的系统和设备，因而当系统发生故障或操作运行人员的失误会影响安全动能的实施。这些工程安全设施，在核电厂正常运行时，一般不投入、只是当发生事故时才自动投入。

【非能动安全系统】不依靠外部电源或其他动力源而是以自然规律和材料的物理化学特性为基础的自作用安全系统。此系统具有在核电厂发生事故甚至是假想的严重事故时，不使事故扩大，防止堆芯熔化和烧毁，保证安全壳完整等安全功能。

【三废处理】对具有放射性的固态、液态和气态三种废物的各种处理和处置技术。主要内容包括对三种废物的操作运输、处理、贮存和处置（永久存放）等各种技术和措施。一般根据放射性水平

可将放射性废物分为高放废物、中放废物和低放废物三类并有相应的处理和处置方法。目前各有关国家都制定了关于放射性废物的法律、法规和标准，使放射性废物经三废处理后，排放出的放射性水平远低于规定值，确保对公众和环境的辐射安全。

【三里岛事故】美国三里岛压水堆核电站二号堆于 1979 年 3 月 28 日发生的堆芯失水而熔化和放射性物质外逸的重大事故。这次事故是由于二回路的水泵发生故障后，二回路事故冷却系统自动投入，但因前些天工人检修后未将事故冷却系统的阀门打开，致使这一系统自动投入后，二回路的水仍断流。当堆内温度和压力在此情况下升高后，反应堆就自动停堆，卸压阀也自动打开，放出堆芯内的部分汽水混合物。同时，当反应堆内压力下降至正常时，卸压阀由于故障未能自动回座，使堆芯冷却剂继续外流，压力降至正常值以下，于是应急堆芯冷却系统自动投入，但操作人员未判明卸压阀没有回座，反而关闭了应急堆芯冷却系统，停止了向堆芯内注水。这一系列的管理和操作上的失误与设备上的故障交织在一起，使一次小的故障急剧扩大，造成堆芯熔化的严重事故。在这次事故中，主要的工程安全设施都自动投入，同时由于反应堆有几道安全屏障（燃料包壳，一回路压力边界和安全壳等），因而无一伤亡，在事故现场，只有 3 人受到了略高于半年的容许剂量的照射。核电站附近 80 千米以内的公众，由于事故，平均每人受到的剂量不到一年内天然本底的百分之一，因此，三里岛事故对环境的影响极小。

【切尔诺贝利事故】原苏联切尔诺贝利核电站 4 号堆于 1986 年 4 月 26 日发生的堆芯熔化、石墨砌体燃烧和爆炸，从而造成大量放

放射性物质外逸的世界核电史上最严重的事故。这次事故是在进行一项汽轮发电机的试验中，违章操作与这种石墨—水冷堆在低功率下具有正功率反馈和无安全壳等特点相结合而产生的。首先是违章使反应堆处于具有正反馈的低功率下运行，其次是堆内的控制棒数低于规定值和错误地将大部分自动停堆及安全保护系统关闭，这样反应堆在正反馈效应下，几秒钟内功率增加了 600—3000 倍，超过额定功率的 100—500 倍，致使事故迅速发展，大约 30% 的核燃料因热量聚集过多崩裂成碎块，高温的燃料碎块进入水冷却剂中，使水急剧汽化，发生蒸汽爆炸。与此同时，高温蒸汽与锆和石墨迅速反应，生成爆炸性气体，从而发生第二次爆炸。这种核反应与化学反应交替，使事故规模进一步扩大，大量放射性物质外泄。例如堆内约有 25% 的石墨和 3%—4% 的核燃料，随爆炸和破坏，飞出反应堆，并使厂房的塑料复面和电缆起火，加上高温石墨与空气接触的燃烧，火焰高达 30 米。这次事故造成了 31 名核电厂工作人员死亡，使环境的辐射水平提高了几十倍并带来了巨大的经济损失。

【秦山核电厂】中国自行设计建造的第一个压水堆型示范性核电厂。装机容量 300MWe。该核电厂位于浙江省杭州湾海盐县秦山，距上海市约 120 千米，距杭州市约 80 千米，三面环山，一面临海。秦山核电厂早在 70 年代就开始立项设计，1981 年列为国家重点工程，1985 年 3 月开工建造，1991 年 12 月 15 日并网发电。

【广东大亚湾核电站】建在中国广东省深圳大亚湾的大型压水堆商用核电厂。中国从法国引进，装机容量 2×900 MWe。厂址南临海，北环山，距深圳市约 45 千米，距香港约 50 千米。此核电站由中

中国大陆和香港合资经营，组成广东核电厂联营公司（GNPJVC），法国电力公司总承包，核岛从法国的法马通公司进口，常规岛汽轮发电机组从英国通用电气公司进口。核电站于 1986 年开工建设，现计划核电站的两个机组将分别于 1993 年和 1994 年建成运行。

【燃料组件】将一定数量的燃料元件与导向管、格架以及上下管嘴等组合在一起所构成的一个整体。采用燃料组件的形式是为了保证燃料元件的冷却条件和装卸方便。常用的燃料组件有正方形、圆柱形和六角形棒束以及平行片组。例如，压水堆核电厂的每个 17×17 正方形燃料组件有 289 个棒位，其中 24 个位置为导向管，中心一个为代表测量管道，余下的 264 个位置是燃料棒。

【核蒸汽供应系统】核电厂中利用核能的热量为汽轮发电机组供应蒸汽的系统。通常由核反应堆，冷却剂循环泵和蒸汽发生器等组成的系统以及相关的辅助系统和设备组成。有时也将核蒸汽供应系统称为核岛，实际上核岛所包含的相关的辅助系统和设备比核蒸汽供应系统要多一些。

【射线技术】又称辐射技术。利用辐射源（包括核反应堆和加速器等辐射装置）产生的各种射线或粒子束与物质相互作用的物理、化学和生物效应等相关的技术。例如，利用中子或其他射线与物质相互作用的分析，照相和测试技术，材料的辐照改性，辐照加工，食品的辐照保存和辐照在农业、医学和工业等方面的其他应用技术等。由于射线对人体和环境都有一定影响，因此，在射线技术中还包括屏蔽、远距离操作和使放射性物质与人体和环境隔离等

技术。

【中子活化分析】利用中子辐照材料样品后所产生的放射性同位素发射的 γ 射线进行微量杂质定性和定量的分析方法。例如，为了检验不锈钢部件中痕量元素钴的存在与数量，将一小片不锈钢材料样品，放在反应堆内经中子辐照，通过测量其 γ 射线谱并与标准的钴-60 的 γ 射线谱进行比较，确定此不锈钢内痕量钴的存在与含量。当中子活化分析应用于混合材料时，在辐照后需要放置一段时间再进行测量和分析，或者先进行化学分离，以排除其他放射性同位素的干扰影响。中子活化分析已在材料工业、地质勘探、医学、农业、考古和犯罪调查等部门广泛应用。

【示踪技术】将少量放射性同位素（或称放射性示踪原子）引入物体并通过探测仪器随时观察其行踪，了解物体运动和变化规律的方法。例如，在肥料中掺入少量的放射性同素磷—32，用探测器或用照相胶片测量辐射随时间的变化及其在植物中的位置，就能得到磷的摄入率和累积率的准确资料，以便找到给植物施磷肥的最好方法。示踪技术现已应用很广泛，还经常用于化学上的分析、分离和反应机理的研究，生理和生化反应过程机理研究、杀虫药物效应的研究和医学上的临床诊断和药物治疗的药物效应的研究等。此外，在工业上也已得到广泛应用。如利用氦—85 对各种气密性系统进行检漏和将氦—85 渗入固体，进行固体材料的磨损、腐蚀、晶体结构和运动部件工作温度分布等测定研究。

【射线源】又称辐射源。能发射各种射线的物质或装置。包括放射性同位素源，X 射线机、带电粒子加速器和核反应堆等。

【钴炮】利用放射线同位素钴—60作 γ 射线源的治疗机。钴—60能放射出能量较高的 γ 射线。新型的钴治疗机的机头可以旋转,对人体组织深部能得到较高的辐照剂量,而对皮肤的影响却极小。这种治疗机可用于远距离的 γ 射线治疗和治疗人体深部的肿瘤。

【辐射加工】利用辐射源的射线进行的工艺加工。包括化学工业、电子工业和食品工业等方面的辐射加工。例如电线电缆的辐照交联,木材—塑料复合材料的辐照,以提高复合材料的硬度和抗磨损强度,利用反应堆内的热中子与硅的核反应,实现中子嬗变掺杂的半导体硅和食品辐照消毒与保存等。

【辐射化学工业】辐射技术在化学工业上的应用。例如有通信电线电缆和热收缩管、膜的辐照交联、塑料辐照发泡生产聚乙烯泡沫塑料,表面涂层辐照固化的磁带生产,橡胶辐照硫化生产硫化橡胶,辐照聚合丙烯酰胺和木材—塑料复合材料的辐照等。

【辐照电子工业】辐射技术在电子工业上的应用。例如有(1)离子注入技术,用于进行半导体掺杂,提高大规模集成电路的集成度和进行金属表面离子注入处理以提高金属材料的耐磨性和耐蚀性;(2)电子束辐照技术,用于改善半导体特性;(3)中子嬗变掺杂,生产新型半导体硅。

【核医学】又称放射医学,是研究辐射对生物机体的作用及由此引起的发病病理、诊断、治疗和预防等问题以及辐射技术在医学上的应用。主要内容有放射病理学、放射毒理学、放射病诊断和治

疗学、射线照相、放射免疫分析和辐射治疗等。

【放射病】辐射对生物机体作用后所引起的全身性疾病。分急性放射病和慢性放射病两类，急性放射病是短时间内大剂量辐射对生物机体所造成的损伤，常见的是原子弹和放射性事故所造成的放射病，有造血障碍综合症，胃肠损伤综合症和中枢神经系统障碍综合症三种。慢性放射病是长期小剂量（但超容许剂量）辐射对生物机体所造成的损伤，主要是使血液和造血器官发生变化，临床症状有头晕、头痛、疲乏无力、失眠、记忆力减退，食欲不振等，对于长期接触放射性的人员，应注意根据情况减少接触放射性或短期脱离，增加营养与休息，刺激造血机能等保健和治疗措施。

【放射免疫分析】将同位素技术与免疫化学技术相结合而建立起来的一种体外超微量测定方法。它是竞争放射分析法中的一种，具有高灵敏、高精度和高特异性等特点。最早问世的放射免疫分析是1959年美国科学家耶洛(Yelo)建立的胰岛素的超微量测定法，该法分析灵敏度可达 10^{-9}g 和 10^{-12}g 。由放射免疫已演变出各种竞争放射分析方法，如竞争蛋白结合分析，免疫放射分析，放射酶分析，放射微生物分析，放射受体分析等。目前放射免疫分析已发展到成熟阶段，能测定的生物活性物质和药物已有300多种。

【辐射消毒】利用辐射源的射线进行物品消毒的方法。目前主要是使用钴—60源和铯—137源的 γ 射线进行医疗用品如针管和外科手术用的缝合线的消毒等。

【核农学】同位素和辐照技术在农业上的应用。例如，利用同位素示踪技术研究植物的光合作用和磷肥与氮肥的合理施用。利用辐照技术使农作物发生突变，培育出新品种和控制虫害。

【射线照相】利用射线照射物体后对底片产生影像的技术。最早是利用 X 射线贯穿人体组织后，根据骨骼和其他密集物质不同的密度，它们的影像会出现在照相底片上。现在已发展为包括用 X 射线、 γ 射线和中子对物体内部情况的研究。例如用来检验材料或零件内部缺陷，判断出气孔、裂缝、焊接缺陷和夹杂物的位置和形状大小等。

【辐射效应】又称辐照效应。是物体受辐射（指那些能引起物质电离的致电离粒子，包括 α 、 β 、 γ 射线、中子和裂变碎片等）后，由于其晶体结构变化或发生核反应而引起的性能和形状尺寸的变化。例如在快中子照射下，钢会变脆，铀会膨胀变形，石墨会发生尺寸变化和积累潜能。一般来说，这种效应会使材料的性能变坏，所以有时也称辐照损伤。

【放射性同位素扫描术】将放射性同位素引入生物体内，利用探测器和扫描记录器等仪表对生物体器官和系统进行功能研究和病患诊断的技术。

【剂量监测】对具有放射性的生产场所和工作人员按规定所进行的一系列剂量测量和监督。其中包括对辐射场的监测，大气被放射性物质污染情况的监测、表面沾污的监测，给排水的放射性监测和个人受照射剂量的监测等，并对工作人员的运行操作情况，防

护设施和组织情况等进行监督和提出改进建议，使工作人员免受超剂量照射和预防放射性物质进入体内。

【吸收剂量】每千克受辐射的生物组织平均得到的能量。这种能量表现为生物组织的分子和原子激发和电离。单位是戈瑞（GY）等于焦耳/千克（J/kg）。

【剂量当量】吸收剂量和相对于 X 射线在相同吸收剂量下的生物效应的重要性数值（品质因数）的乘积。能量吸收的生物效应的大小取决于辐射的类型，例如快中子和 α 粒子产生 1 戈瑞剂量的损伤远大于 X 射线或 γ 射线产生的 1 戈瑞剂量的损伤。为了使各种射线对生物的危害程度在统一的基础上给予表示，而采用了剂量当量这一术语，并引入了品质因数即相对生物效应系数。剂量当量的单位是希沃特（Sv）。

【吸收剂量率】单位时间内的吸收剂量，简称剂量率。常用的单位是戈瑞/秒（GY/S）。

【加速器】用人工方法使带电粒子不断地加速以获得较高能量的一种装置。利用这种装置可以产生各种能量的电子、质子、氘核、 α 粒子以及其他一些重离子，如氧、碳、氮、氯等。利用这些直接加速出来的带电粒子与物质相作用，还可产生多种带电的和不带电的次级粒子，如 γ 粒子、中子及多种介子、超子、反粒子等。第一台加速器于 1932 年建成，英国物理学家科克劳夫和华尔顿用倍压线路作电源建成了可把质子加速到 7×10^5 电子伏特（eV）能量的高压加速器，实现了利用人工加速粒子的首次核反应。此后，各

种类型的加速器相继出现，加速器技术获得长足进展。目前加速器种类已超过 20 种，世界上最大的加速器能使带电粒子获得上万亿电子伏特的能量。

加速器通常由离子源（或电子枪）、加速聚焦系统和控制系统三部分组成。其类型和加速原理多种多样。根据加速电压分类，大致可分为：高压型加速器，利用直流高压电场和加速带电粒子，如各种各样的高压倍加器和静电加速器；谐振型加速器，利用高频谐振场加速带电粒子，如直线加速器、回旋加速器、稳相加速器和同步稳相加速器等；电子感应加速器，利用磁场变化时产生的感应电场加速电子的加速器。加速器也可按照带电粒子获得能量的大小分为低能加速器（带电粒子能量在 50 兆电子伏特以下）；中能加速器（带电粒子能量在 50 兆到 10 亿电子伏特）；高能加速器（带电粒子能量在 10 亿电子伏特以上）

加速器是为了满足原子核物理研究的需要而产生和迅速发展起来的。它对原子核物理学的发展起了非常重要的作用。由于近年来加速器技术的不断进步，使它超出了原先专供核物理研究的范畴，已开始工农业、医学等领域获得应用。其中低能加速器应用最广泛，如化学、放射生物学、放射医学、固体物理等基础研究及工业照相、疾病诊治、高纯物质活化分析、农产品及某些食品的辐照保鲜等。中、高能加速器则主要是供核物理和基本粒子物理等研究之用。有些也可应用于医学、核工程、固体物理、放射生物学等诸多方面。加速器技术的广泛应用，加深了人们对微观世界的认识，使某些生产工艺过程发生了较大变化。提高了研究工作效益，开辟了基础研究和应用研究工作的新领域。

【高压倍加器】又称倍压加速器。最早建造起来的带电粒子加速器。

它是用直流高电压加速电子、质子、氘核和各种离子的高压型加速器。各种带电粒子的加速过程如真空二极管中电子的加速过程一样，加速电压越高，带电粒子能量也越高。高压倍加器通常由离子源、高压电源、加速聚焦系统、真空系统和控制系统五部分组成。离子源产生带电粒子；高压电源利用电压倍加原理获得直流高压，供给带电粒子所需加速能量；加速聚焦系统使带电粒子获得加速能量，并使之聚焦成一定大小；真空系统用来保持加速管的真空，以减少带电粒子从离子源到靶这段距离内与剩余气体碰撞的损失；控制系统用来远距离操纵。高压倍加器主要作为中子发生器的质子直线加速器的预注入器用，可产生能量为 2.5 与 14 兆电子伏的单能快中子。能提供几百微安到几百毫安的较强离子流。

【静电加速器】一种用静电电荷积累（静电起电）产生高压来加速粒子的低能加速器，其整体可分为高压电极、输电带（梯）、绝缘粒、离子源和加速管等几部分。它与高压倍加器的基本原理相同，但获得直流高压的方法不同。工作时输电带从充电针尖获得电荷后通过马达的带动把这些电荷送到金属球壳——高压电极内部，球内有一个吸电针尖装置，通过它把输电带上的电荷收集起来传输给高压电极。轮轴带动输电带不断运转，高压电极不断充电，电压就会越来越高，可以产生很强的电场来加速带电粒子。它的加速能量在一、二十兆电子伏特以下，多数在 1—2.5 兆电子伏特间，一般用来加速氘离子、质子、氢离子和电子。质子静电加速器可用来进行精密核反应研究。加速的电子和 γ 粒子可供工农业和各种研究之用。它的突出特点是，加速能量较高，能量稳定度好。

【电子感应加速器】一种专门用来加速电子的加速器。它是利用随时间变化的磁场所产生的感应电场来作为加速电场的。由电磁铁、环形真空加速室（内装有电子枪）和激磁线圈等部分组成。电子由电子枪射出后，就在环形真空管内沿一半径近似为常数的圆形轨道运动，随着磁场强度的增大不断地被加速。在加速过程中，电子在加速室内可以旋转很多圈，能获得几亿电子伏特的能量。电子感应加速器具有容易制造，使用方便和价格较便宜等诸多优点，本身是一种方便的 X 射线源和电子源，在放射治疗、非破坏性试验、探伤和活化分析等领域具有广泛用途。

【电子回旋加速器】又称微波加速器。是用一恒定的磁场使电子旋转，同时由谐振腔产生一频率固定的高频电场来加速电子。主要组成部分有电磁铁、真空加速室、加速电极、高频电源等。在恒定磁场的作用下，电子绕一圈的时间随能量增加而增加。若使电子回转一圈，加速电场恰好变化了整数个周期，电子就能继续加速。这种加速器可将电子加速到 20 兆电子伏特，束流强度为 10 毫安左右。由于其用的磁场较低，磁铁轻，技术上较容易，故仍然是原子核物理实验中不可缺少的设备，一些巨大复杂的高能加速器，也是在这种加速器的基础上发展起来的。

【稳相加速器】又称同步回旋加速器。由于相对论效应，使普通回旋加速器中的带电粒子在均匀磁场中旋转的周期拖长，赶不上高频电场加速。在稳相加速器中，则使高频加速电压的交变频率随带电粒子绕圈频率的降低而降低，保持了谐振加速，故带电粒子可在真空室中旋转许多圈，可用较低的加速电压（一般 1 万伏左

右), 获取较高能量的带电粒子 (10 亿电子伏以下)。稳相加速器是一种中能加速器, 它有力促进了高能物理学的研究发展。但随着带电粒子能量提高, 电磁铁重量和体积随之增加, 经济上不太合算。

【电子同步加速器】一种加速电子到很高能量的大型加速器。在结构上与同步加速器基本相似。电子在能量不太高时, 其运动速度接近光速且几乎不变。当电子被加速后, 能量的增加主要表现于电子质量的增大, 速度变化极小。因而只要同步加速器的磁场随电子能量增加而增加, 电子就会在固定的圆形轨道上加速运动, 而不会产生由于速度增加而使电子周期缩短的现象。故电子同步加速器的高频加速电压频率也无须逐步提高。通常这种加速器要用一个名为入射器的低能直线加速器或静电加速器把电子预加速至一定能量, 然后再注入环形真空室中继续加速。这种加速器的磁铁都是环形的且分成多段, 每段之间的间隔, 分别用来作为入射、引出及安置高频加速电极和探测束流装置之用。电子同步加速器, 可以加速电子到几千兆电子伏特的能量, 其电磁铁质量达几百吨。故需要几十兆电子伏特能量时, 选用电子直线加速器或电子感应加速器较宜。若需高于 100 兆电子伏特能量的电子时, 则选用电子同步加速器是合适的。但当需要更高的电子能量时, 这种加速器又受到了限制, 因电子在旋转运动的过程中, 能把获得的能量辐射到空间而损失掉, 且电子能量越高, 辐射损失越大。故要把电子加速到更高能量, 就需要用直线加速器。电子同步加速器的束流很弱, 可以设法使电子打在真空室侧壁附近的靶 (内靶) 上, 产生 γ 射线, 或把电子束引出真空室再加以利用。此外, 为解决获得高能电子时磁铁很重的矛盾, 还可以制成一种称为强聚焦电

子同步加速器，这是利用电子在一定形状的辐角分布不均匀的磁场中运动的稳定性，采用一定结构的环形组合磁铁束使电子强聚焦，故粒子运动环形截面很窄，电磁铁较轻。

【质子同步加速器】环形加速器的一种。其外形和电子同步加速器相似，磁铁也是环形的，在磁极间隙中安放有一个椭圆截面环形管状的真空室，质子的轨道就在电环形空间内。和电子同步加速器不同的是，质子同步加速器的磁场及高频加速电场的频率都是随时间改变的，故质子加速器的高频技术要相对难一些。由于质子的静止能量比电子静止能量大的多（约为电子的 1800 倍），故质子同步加速器的轨道半径比同样最高粒子能量的电子同步加速器要大。因而真空室的截面也较大，磁铁也较重。质子同步加速器不能用感应加速方法或直接入射高能质子的方法启动，只能入射低能质子，调频加速，选用较高的入射能量，能够减小调频范围；入射时磁场强度较高，磁场分布畸变也较小。多用束流较强，能量较高的直线加速器作为入射器。质子同步加速器的加速系统是调频的，且调频范围很大，为维持严格同步的粒子在平衡轨道上回旋，加速电压的频率须严格等于粒子在平衡轨道上的回旋频率的整数倍，对频率调变准确度要求极高。整个加速系统由三个主要部分构成：主振荡器产生按需要的规律来调频的高频振荡，经过宽频带放大器放大，传送到加速设备上去加速质子，最后利用偏转磁场或再生方法引出质子流。质子同步加速器可以产生每个输出脉冲内有 10^{10} — 10^{12} 个质子的高能质子流。质子和靶作用又能产生多种次级粒子，如高能中子， γ 粒子，各种介子，超子以及若干种反粒子，这种加速器都用来进行基本粒子的研究。美国芝加哥费米实验室的质子同步加速器是世界上规模最大的质子同步加

速器，其掩埋在草原下的主环圈长达 4 英里，能使质子达 1 万亿电子伏特的能量。科学家们用它发现了假想的基本粒子夸克，测定了夸克的电荷。为确立量子色动力学的核结构理论奠定了基础。

【重离子加速器】一种用来加速核子数多于四个的原子核的加速器。一般认为凡能加速质子的加速器，只要适当调整某些参数，更换离子源，都可用来加速重离子。故又可分为重离子回旋加速器和重离子直线加速器。这种加速器加速重离子过程可分为三个阶段：预加速、电荷剥离和后加速。如国外一个研究所加速氙离子时，先用一台回旋加速器把氙预加速，后经电荷剥离装置把氙变成带有 27 个或 30 个电荷的离子，再注入一台等时性回旋加速器进行后加速，由于重离子质量大，带的电荷多，加速后的能量就比单个轻粒子获得的能量要高，用它去轰击原子核、原子、分子甚至生物细胞，就可带出物质内部结构和变化规律的信息。中国兰州近代物理所在 1988 年 12 月建成的中国第一台重离子加速器，能量为 50 兆电子伏特/粒子，标志着中国重离子加速器技术已跨入世界先进行列。

【质子直线加速器】一种可用来加速质子、氘核、 α 粒子和其他一些离子的直线加速器。在这种加速器中，质子是沿着直线被一高频电场加速的。其外形是一直径为 1 至 2 米的大圆筒。在圆筒内有一系列铜管制成的圆柱形电极，排成直线。在这些电极之间的电场就能将质子加速。在圆筒电极内部，由于铜管的屏蔽作用，没有电场。若高频电场的半周期恰等于质子从这一端达到另一端的时间，则质子每次通过电极的间隙都能被加速。质子加速器加速质子的能量越高，其加速器长度越长，造价越高，故其比同样能

量的圆形加速器要贵得多，但这种加速器质子流较强，引出及注入均很方便。除了供物理实验用以外，它还能作为高能圆形加速器的注入器。

【同步辐射装置】利用相对论电子在磁场中回转时沿轨道切线方向产生一种电磁辐射的装置。同步辐射装置须具备两个功能：第一，把电子加速到很高的能量；第二，让这些电子在磁场中长期回转。在当今的同步辐射装置中，加速电子的任务是由注入器来完成的，而让电子长期回转则依靠贮存环。某些同步辐射装置为节省注入器建造费用，采用低能注入，即电子在注入器中加速到一定能量后注入到贮存环，再在贮存环中加速到运行能量，然后长期贮存，同步辐射的特性之一是具有宽广范围的连续频谱。按所用同步辐射光波段划分，同步辐射光源可分为 X 射线光源和真空紫外光源两种，它是一种先进的研究工具，可用于微电子学、固体物理、表面物理、生物学、化学、天文学、医学、材料科学等多种学科的研究和技术开发。中国第一个专用同步辐射装置于 1989 年 4 月在合肥建成，标志着中国已正式跨入同步辐射研究的新时代。

【“闪光—Ⅰ”强流脉冲电子束装置】中国工程物理研究院建造的一台大型强流脉冲电子束加速器。它可以在实验室条件下提供高强度脉冲 γ —辐射源，主要用于电子元器件、仪器线路、材料的瞬时辐照效应和内电磁脉冲的研究。亦可用于闪光 X 射线照相研究，核探测器的刻度以及强流相对论电子束的实验研究等。该器由马克斯发生器、三圆筒型同轴传输线、场发射二极管、充电和点火电源四部分及真空、油路、控制三个系统组成。利用马克斯发生器对传输线充电，主开关击穿后，传输线形成毫微秒级脉冲

高压加到二极管上，阴极表面由场致发射产生电子，通过阴—阳极间隙加速后，直接打到钨靶上产生轫致辐射。在靶前 1 米处 γ 剂量率可达 10^{10} 伦/秒。

【“闪光—Ⅱ 低能强流脉冲电子束装置”】中国西北核技术研究所建造的低能强流脉冲相对论电子束加速器。该装置的主要用途是用电子束来模拟爆炸时产生的 X 射线在材料中的热击波效应，包括热击波的测量和材料的层裂实验等，开展结构响应（如永久变形、冲量和应变测量的实验研究以及电子元器件、线路的瞬时辐照效应和其他物理实验工作。这台加速器由马克斯发生器、脉冲形成线、主开关、传输线、预脉冲开关、输出线和二极管等部分组成。马克斯发生器利用电容器并联充电，通过火花开关串联放电对脉冲形成线谐振充电，然后通过主开关放电形成毫微秒级高压脉冲，再通过传输线、预脉冲开关和输出线，把能量传输给二极管，由二极管把入射的电磁能转换成电子束动能。形成的电子束平均电子能量为 0.85 百万电子伏，总束能达 52 千焦耳。

【脉冲 X 射线机】一种大电流、高能量的电子加速器。它能够提供极强且短的 X 射线脉冲，以供炸药和炸药驱动金属系统的闪光射线照像研究。该装置主要由电子光学系统（包括注入器、透镜、脉冲发生器、电子枪等）、射频高压电源和机械系统等部分组成。由于它一方面能像普通的闪光 X 射线照像或阴影射线照像，另一方面又能使 X 射线脉冲贯穿各种不同厚度的材料，特别是高原子序数的元素如铀，因而它具有一定的完成清晰边界爆轰炸药和爆炸驱动金属系统射线照像的精确测定的能力。闪光 X 射线照像，是完成与爆轰波和冲击波有关实验的一项重要诊断技术，是发展核

物理，特别是核武器物理技术的一项必不可少的实验手段。

【同位素分离】从一种元素的同位素混合物中分离出某一种同位素或把其中的某一同位素丰度提高的物理或化学过程。天然存在的化学元素或化合物大部分都是以同位素的混合物状态存在的且各同位素都有一定的含量，由于各同位素的核特性截然不同，各有其特殊用途，例如可用作核反应堆的核燃料或核武器的核装料以及供生物、化学和医药等研究用的示踪原子和核反应试验的靶物质，所以需要进行同位素分离。因为同一种元素的各种同位素的物理化学性质差别极小，因而同位素分离要比一般化合物或元素的分离困难。同位素分离的方法很多，对于需要量小但纯度要求高的同位素多采用电磁法生产，对轻同位素由于其相对质量差大，常采用较经济的化工方法如蒸馏法、电解法和同位素交换法等。对于重同位素则由于相对质量差小，而常采用物理方法，例如对铀的同位素分离的主要工业生产方法有气体扩散法和离心法。此外，许多国家还在探索更经济有效的同位素分离方法，较普遍的是激光法。

【同位素】原子序数相同而原子质量不同的元素。同位素在化学性质上相同，但原子核特性不同。同位素可分为不稳定的放射性同位素和稳定同位素两类。放射性同位素会自发衰变，放出 α 、 β 或 γ 射线并转变成稳定同位素。同位素既有天然的，也有人工制造的。例如水中有两种氢的稳定同位素：氢 ^1H 和重氢（氘） ^2H （D），氢的第三种同位素是人工制造的氚 ^3H ，它属于放射性同位素。天然存在的化学元素，大多有同位素，各种同位素都有一定的含量，其所占的原子数百分比称为该同位素的丰度。人工制造同位素的

方法有反应堆和加速器等。同位素按其质量不同，通常又分为轻同位素和重同位素，两者虽无明显的界限，但对同位素分离，往往采用不同的分离方法。

【同位素浓度】在同位素混合物中某一种同位素的相对含量。浓度可以有多种表示法，常用的是质量百分比和原子百分比，后者又称为丰度。例如天然铀中三种同位素铀—238、铀—235 和铀—234 的质量百分比浓度是 99.28%，0.711%和 0.006%。

【分离系数】同位素混合物中各同位素进行同位素分离后的相对丰度与分离前的相对丰度之比。例如铀同位素分离系数是经分离后的²³⁵U 相对丰度与分离前的²³⁵U 相对丰度之比。若分离系数大于 1 较多，则分离效果愈佳。所以分离系数是衡量分离程度的参量。为了提高分离系数和增加同位素产量，需要将许多台分离装置按合理的方式联结起来进行生产。这种联结起来的多台机器的长链称为级联。

【离心法】利用质量不同的气体分子在离心场中的平衡分布不同的原理来分离同位素的方法。现代高速离心机转子中的离心场比地球重力场要高十万倍左右，在此强离心力作用下，使同位素混合物中较重的分子趋向于转子侧壁，使中心部分较轻的分子的丰度有所增加，产生径向的分离效应。再利用离心机两端形成一定的温差或用机械方法使转子内的气体分子产生轴向环流，把中心部分较轻的气体分子带向转子一端，侧壁部分较重的气体分子带向另一端，使径向分离效应在转子轴向成倍增加，并便于把轻重两种同位素分别引出，达到分离目的。离心法的特点是分离效率高，

比扩散法省电。

【离子交换法】利用某些固体离子交换剂，对水溶液中的同位素离子有选择性结合能力，从而达到分离目的。例如，离子交换树脂对锂盐水溶液中锂—6 (${}^6\text{Li}$) 的结合能力比锂—7 (${}^7\text{Li}$) 强，这样，当此溶液与固体离子交换树脂接触时，锂—6 便浓集在固体树脂中，而锂—7 则浓集在溶液内从而实现分离。由于固体树脂不流动，需间歇操作，且分离系数很小，因此目前只用于实验室内的少量同位素分离，不宜用于工业生产。

【激光同位素分离】利用同位素谱线的位移现象，选择合适的激光束照射所要分离元素的分子或原子气体，使其中某一种同位素离解出来的方法。

【电解法】根据同位素分子或离子在电解过程中电极反应速度的不同而实现同位素分离的方法。例如，在电解水时，在阴极上，氢气产生的速度要比重氢（氘）大好几倍，这样，电解时产生的气体中氢和氘两种同位素的比例要比液体水中两者之比值大 5 倍左右。因此，可将水中的氘分离出来。此方法的分离系数较大，操作可靠，但电能消耗较多。

【电磁分离法】利用带电粒子在均匀磁场的磁力作用下，其运动轨道的半径随粒子质量增加而增大的原理来实现分离的方法。具体做法是首先将同位素混合物进行电离，形成离子，再用电场加速离子，射入具有均匀磁场的真空室中，在不同半径上便可分别接收到不同质量的离子，从而实现分离。此方法对于分离轻同位素

和需要量不大的同位素是特别有用，例如利用质谱仪可以较精确地测量粒子质量，或确定样品中同位素的相对丰度，或把一种元素浓缩成某种所需要的同位素。但这方法的最大缺点是耗电多，技术装备复杂，生产成本低，不适用于大规模工业生产。

【气体扩散法】根据同位素分子通过孔膜扩散速度随其质量不同而不同的原理来分离同位素的方法。它利用含有大量微孔的分离膜，在一定条件下使气体分子互不碰撞地自由通过这些微孔。由于较轻的分子具有较大的热运动速度从而使较轻的同位素在经分离膜后得到一定程度的富集，而剩下未穿过分离膜的气体中，较重的同位素分子较多，轻同位素组分丰度下降。通常是把许多分离膜装配成一个分离器，再把许多分离器组成级联，来实现同位素分离。此方法是目前工业大规模生产铀—235 的主要方法之一，一个经济规模的气体扩散厂需要上千个分离器和上千台压缩机，因此气体扩散厂的投资很大（—10 亿美元），所耗的电能也相当可观。

【喷嘴法】利用同位素气体混合物高速通过喷嘴后，形成中心高压和外层低压两部分，同时气体在从高压向低压运动时，其速度随同位素的质量不同而不同，从而实现分离，即较轻质量的同位素在外层部分被富集，而较重量质的同位素在中心部分被富集。此方法的分离系数与气体扩散法相近，但它不用分离膜，因而工艺设备简单，缺点是必须在很低的压力下工作，而在低压下工作的压缩机的效率很低且生产率低，不适宜在工业上应用。

【萃取法】利用两种同位素在两种互不相溶的液体中具有不同分配比例的特性来进行同位素分离的方法。例如，将氯化锂的有机溶

液与锂汞齐相接触时，两者均为液体，互不相溶，但锂—6 较多地浓集在汞齐内，锂—7 则浓集在有机溶液内。此法到达一定的平衡分配比例比较缓慢，除用于分离锂同位素外，很少在工业上用于分离其他同位素。

【热扩散法】利用气体分子在具有温度差的容器中，质量较轻的分子会向热处聚集，而质量较重的分子会向冷处聚集的热扩散效应而实现同位素分离的方法。分离过程通常是在装有一根金属丝的热扩散塔或热扩散柱内进行，中心金属丝被加热到几百度，外面有一圆筒，其外壁用水冷却，使此热扩散塔的中心温度远高于筒壁的温度。这样，较轻的同位素分子就会向中心聚集，而较重的同位素分子则向筒壁聚集，从而达到分离目的。此法对轻同位素的分离系数较大，常用于分离氢—氘或在实验室中分离少量其他较轻的同位素。

【分离功率】衡量一台分离装置分离能力的综合性参量。它与分离装置的分离系数、流量、生产率等参数有关，其单位通常用千克分离功/年 ($\text{kg} \cdot \text{swv/a}$) 或用吨分离功/年 ($\text{t} \cdot \text{swv/a}$)。

【化学交换法】利用两种化合物接触时，同位素原子在两种不同化合物之间可以相互交换位置，即同位素原子在两种化合物中的分配比例不同的特性来实现同位素分离。这种方法分离系数较大，能耗较少，在工业上得到较广泛的应用。例如，采用双温水—硫化氢系统（常称 GS 流程）是目前工业规模生产重水的主要方法之一。在此系统中，液态水与气态的硫化氢逆流接触先通过一个冷水塔，然后通过一个热水塔，氘被浓缩了的水可以从冷水塔的水

中引出。

【蒸馏法】基于两种同位素分子的挥发性（沸点）的差异，藉助于加热液态同位素混合物来实现同位素分离的方法。当同位素混合物被加热并同时存在于气液两相时，易挥发的同位素分子又较多地存在于气相内，而难挥发的同位素分子则较多地存在于液相内。这样，在气相中就浓集了易挥发的同位素，而在液相中浓集了较难挥发的同位素。例如，轻水（ H_2O ）的沸点在常压下为 100°C ，而重水（ D_2O ）则为 101.43°C ，因此，轻水比重水易挥发，在气相中氢较多，而在液相中氘较多。这种方法设备和操作工艺较简单，但能量消耗较大。蒸馏法目前仍是工业规模分离轻同位素的主要方法之一。

【放射性废物管理】与放射性废物的收集、分类、暂存、处理、形态调整、运输、贮存和处置等有关的一切技术和行政的管理活动。放射性废物管理是保证安全应用核能的重要环节之一，对今后核能的发展有相当大的影响。基本目标是安全而有效地处理和处置废物，防止放射性核素以不可接受的量释放到环境中去，使辐射对人员造成的损害保持在允许水平以下，和可合理达到的尽可能低（ALARA 原则）的水平，保护人类及其环境。为此要求完成以下任务：使废物产生量为最小并实现废物的收集和控制；提供使放射性核素低于允许水平的释放技术；实现废物的处理，固化和密封包装，以减少废物体积和把放射性核素封闭在合适的固化体内；实现废物在库中贮存和处置；对放射性流出物向环境的排放，要评价其在环境中的分布和弥散，以及所造成的辐射影响；评价上述操作的安全性和代价利益。

放射性废物管理包括测量、控制和安全处置所必须的各种步骤。每种废物都需要特有的控制和处置方法，但有两条基本原则是普遍适用的：（1）浓缩和转形后贮存。把放射性废物经浓缩和转形后安全地永久贮存在专门场所；（2）稀释排放。把放射性水平较低的废物排到大气或水域中，通过稀释作用使之达到允许水平。当废物向环境排放时，必须根据不同种类的放射性核素来确定在某一特定环境中能安全处置的放射性废物量。在使用这两条原则时，要分别考虑不同情况，对每种处理和处置设施都必须考虑以下因素：放射性核素的准确数据、化学形态和浓度、最大允许排放浓度和环境特性等，选择适当的处理和处置方法，制定详细的操作准则。对所处理和排出的放射性总量和强度要经常核对。如果外界环境发生变化，则必须重新审查操作准则，必要时作修定。随着各有关国家的重视和技术的进步，随着公众对环境质量要求的提高，放射性废物管理越来越完善。由于回收技术的进展，一些长半衰期的气载放射性核素的排放会减少。放射性废液的处理将采用新的技术。对于高放废液，将采用分离去除长半衰期超铀核素的方法，使其大部分转变为活度水平较低的非超铀废物，分离出来的超铀核素可通过核嬗变反应转变为短半衰期或稳定的核素。在放射性废物管理活动中，人们的注意力将越来越集中到最终处置上。

【放射性废物】放射性废物指含有放射性核素或被其污染，没有或暂时没有重复利用价值，其放射性浓度或比活度或污染水平超过规定下限值的废弃物。凡生产、使用和研究放射性物质的过程都可能产生放射性废物，例如：铀、钍矿的开采，核燃料生产过程，反应堆的运行，乏燃料的后处理，放射性同位素的应用，核武器

的制造和试验以及核设施或设备的退役等。放射性废物含有放射性核素，其危害程度将随着时间的推移而减少。

【放射性废物分类】按放射性废物的物理性状分为气载废物、液体废物和固体废物三类。气载废物为含有放射性气体或放射性微尘和气溶胶的气态废弃物，按其放射性浓度水平分为低放、中放和高放三级；液体废物按其放射性浓度水平分为弱放、低放、中放和高放四级；固体废物分为放射性固体废物、超铀废物和放射性污染物三类，除超铀废物外，固体废物按其所含寿命最长的放射性核素的半衰期长短分为四种，每种又按其放射性比活度分为低放、中放和高放三级。世界上还没有统一的放射性废物分类标准，1988 年中国环境保护局发布了以上“放射性废物分类标准”（GB9133—88）。

【高放废物】含有高浓度的放射性核素，裂变产物含量高， γ 射线能量水平高的放射性废物，或称为释热废物。在处理高放废物时需要完善的屏蔽，贮存时需建立冷却系统以带出裂变产物的衰变热。高放废物管理的最终目的是长时期（几千年到数十万年以上）同人类环境隔离。实际上只有两种高放废物：乏燃料后处理厂化学分离第一循环产生的高放废液，如乏燃料不进行处理则把它当作高放废物。在核燃料循环中，高放废物的体积仅占全部放射性废物体积的 1% 以下，而放射性则占 99%，可见高放废物管理的重要性。

【中放废物】含有较高浓度的放射性核素， γ 射线能量较高的废物。归入中放水平的废物类型较多，按其所含放射性占优势核素的半

衰期又分为：(1) 短寿命中放废物。主要含短寿命（半衰期 <30 年）的放射性核素。核电站和研究所产生的中放废物主要归于此类。(2) 长寿命中放废物。含有相当数量的长寿命核素，如超铀废物或被钚污染的物质。主要产自乏燃料的后处理。原则上，短寿命中放废物在核设施附近地表的设施中进行处置即可满足安全要求，而长寿命中放废物则需要较大程度地隔离，如深地质处置。

【低放废物】放射性比活度低，主要含短寿命放射性同位素的废物。其类型比中放废物种类更多。尽管它们的产生量相当大，但处理起来较为容易，也可对其进行简单地处置。通常低放废物的积累量不大，一经产生就可以立即处置。在国家允许排放量的限制下，可以定期将低放水平的液体和气载废物排到环境，但这也要遵循国际上认可的“可合理达到的尽可能低”的原则。铀、钍矿的开采，反应堆运行和放射性同位素的运用等环节产生的废物绝大多数属于此类废物。

【超铀废物】放射性固体废物中，超铀核素（原子序数大于 92，半衰期大于 20 年的 α 辐射的放射性核素）的放射性比活度大于或等于 $3.7 \times 10^6 \text{ Bq/kg}$ 的废物。这种废物来源于乏燃料后处理过程和混合燃料元件的加工过程。超铀废物是一种非释热废物，含有很少量的 γ 辐射物质，但由于超铀核素的半衰期很长，在处置过程中，需与人类环境隔离数万年才能达到无害水平，因此，其处置原则与高放废物一样，必须进行深地质处置。对人体的危害是被食入或被吸入人体产生的内照射。

【气载废物处理和处置】主要采用贮存衰变、吸附和过滤等方法进

行处理。处理后的废气通过高烟囱排往大气进行稀释扩散。反应堆产生的高放无氧气载废物，采用贮存衰变法处理后，通过碘过滤器有控制地从高烟囱排到大气。为减少长寿命放射性核素的排放，可在废气处理系统安装低温活性炭装置，进一步吸附处理。后处理厂产生的气载废物则根据不同来源及放射性浓度，分别经收集液滴、除尘、回收氙—85、回收氧化氮和除碘后，通过高效过滤器过滤后排往大气。对放射性浓度很低的气载废物，则直接经厂房排风系统通过烟囱排放。

【液体废物处理】将核工业生产过程中产生的各种原始放射性废液采用适当的方法进行浓缩、暂存和弱放废液的排放叫液体废物的处理。高、中放废液一般采用蒸发法进行浓缩，浓缩后的蒸残液在贮槽中贮存，以备进一步固化处理。低放废液以聚凝沉淀、蒸发和离子交换为主要浓缩手段，放射性浓度很低的二次废液一般排到环境水域中，经稀释达到无害水平。对核设施建在气候干燥、蒸发量明显大于降雨量的地区，也可采用经济上有明显优越性的露天蒸发池，利用自然条件处理低放废液。高放废液浓缩液由于放射性浓度高，放射性裂变产物的衰变热会使废液温度升高，并大大降低贮槽的使用寿命。因此在贮槽中应加搅拌和冷却设施。

【液体废物固化】通过适当的工艺过程，加入适当的添加剂把液体废物转变为可以进行永久处置的固化体叫液体废物固化。液体废物具有流动性，长期存放具有泄漏污染环境的潜在危险，变成固体之后，其危险性大大降低。不同的液体废物具有不同的化学成分和放射性浓度，其固化工艺及产生的固化体也不一样。对低放废液和中放废液通常采用水泥固化、沥青固化及聚合物固化等固

化工艺；对高放废液一般采用玻璃固化工艺，此外还在研究人造岩石等新一代的、性能更好的固化体。以进一步保证环境的安全。

【固化体性能】指液体废物经固化工艺处理后产生的固化体的物理和化学性能，如废物的水泥固化体、沥青固化体、聚合物固化体和玻璃固化体等。对固化体的运输，要求固化体具有适当的机械强度、抗压性能和抗冲击性能；对固化体的暂存和永久处置则要求固化体具有优良的化学稳定性、热稳定性和抗辐照性能。尤其重要的是化学稳定性，固化体包容的放射性核素被水或某种液体浸析出来的量应有一定限度，不能超过允许水平，以保证对环境的污染控制在允许水平以下，这种性能一般以浸出率或总失重来表示。

【固化体废物处理】自固化体废物产生时起到运入永久处置库之前的过程称为固化体废物处理。固化体废物产生后要装入不同的容器中，如不锈钢、碳钢或混凝土容器，经封盖、密封、去污、检测等措施，检测合格后存于核设施内的固体废物暂存库。经检测不合格的废物容器应返回处理线，予以重新包装或去污。在暂存库贮存一段时间后，运入处置库进行永久贮存。

【放射性废物运输】按放射性浓度和毒性选择不同的密封包装和防护容器盛装放射性废物，经严格检查合格后，在监督条件下，由专用的交通运输工具把核设施中暂存放射性废物运到处理或处置它们的地点。依据有关核设施的地理条件和运距的长短，运输可分别（或综合）采用公路、铁路和水路方式。运输中的安全主要靠装运容器保证，在容器设计和制造中，要根据所运废物的种类

考虑屏蔽、散热、防核临界等问题，并且能承受各种可能的事故发生，如碰撞、跌落、着火、水浸等。原则上液体废物，尤其是高放废液不宜进行长距离的运输。

【处置中的多重屏障】放射性废物在处置过程中采用多层屏障系统来实现与人类环境的隔离。这个系统包括：废物固化体本身、包装容器、贮库构筑物、回填材料及围岩或土层等，前四项称为人工屏障，后一项称为天然屏障。在处置过程中，要求每一层屏障都能起到自身的屏蔽机能，但最重要的和延续时间最长的是天然屏障。在选择场址时，需要进行大量的气候、水文、地质、环境及社会的研究，以确定处置场场址。

【中低放固体废物处置】采用多重屏障确保废物中所含的放射性核素在衰变到无害水平以前（一般考虑寿命最长核素的 10 个半衰期）不给当代和后代公众及其依存的环境带来不可接受的影响。处置方法主要有三类：浅地层埋藏、废矿井或岩穴最终贮存和海洋投弃。中国的处置政策为“建立区域处置场，尽可能就近处置”所谓区域性处置场，就是在国家统一规划下全面考虑安全、经济、技术、社会诸因素及地理、交通等条件，尽可能靠近现有的或计划中的大型核企业建立几个大型中低放废物处置场。

【高放固体废物处置】高放固体废物自暂存库运入国家废物处置库作永久性隔离人类环境的过程。高放固体废物包括放射性比活度高于国家有关标准的固体废物和高放废液固化体废物。中国及世界其他有核国家处置高放固体废物的政策是集中处置（国家建立集中处置库）和深地质处置。国家处置库通常设置于人类活动稀

少、气候干燥、非旅游区和非经济区的地区。废物处置库可以建于深地质人造的地下建筑物内，或建于天然的废盐矿内。处置库周围若干距离内设有隔离带，对库周围的地下水和大气应做定期的监测，以防止污染生物圈。

【乏燃料管理】指涉及乏燃料的各项处理和处置措施，主要包括贮存、运输、后处理（或最终处置）等环节，构成“核燃料循环后段”的大部分内容。“贮存”是为了“冷却”乏燃料，即使其放射性衰减。生产堆乏燃料的冷却时间由后处理工艺要求决定，通常为一年；其他反应堆乏燃料的冷却时间依据燃料包壳材料、贮存装置容量、乏燃料积存的经济性和进行后处理的时间来确定，一般在3年以上。按贮存设施的位置可分为“在堆”和“离堆”贮存，后者常在后处理厂附近。目前绝大部分采用“湿式”贮存，即存放在水池之中，时间可达20—30年；“干式”贮存有干井，金属容器、圆仓、地窖等方式，时间可长达50—100年，现正大力开发中。乏燃料后处理工艺可分为三段：（1）首端——从接收乏燃料至制备成供溶剂萃取的料液；（2）溶剂萃取——通常用30%磷酸三丁酯（TBP）溶剂从硝酸介质中选择性地萃取，分离铀、钚元素，经过二或三个循环分别获得其硝酸盐溶液；（3）尾端——将铀、钚硝酸盐溶液补充净化、浓缩或转形的过程。动力堆乏燃料的直接处置（即不进行后处理，把乏燃料当作高放废物直接处置，也称“一次通过”）方案在国际上正在开发中。拟将乏燃料转形处理后深埋于地下数百米的稳定岩层中。

【核设施退役】使核设施永久性关闭的过程叫退役，其最终目标是清理核设施内残留的放射性材料，使该场址可不受限制地被再利用。

用。退役一般包含去污和拆除两个过程：前者用物理、化学、电化学等方法清除表面的放射性沉积物；后者则用切割、解体、钻凿、爆破等方法拆走所有的放射性材料。国际原子能机构将退役规定为三个阶段：（1）监护封存期。保持第一道污染屏障；（2）局部拆除期。移走第一道污染屏障的易拆卸零部件使之缩减到最小，加强该屏障的密闭性，使设施或场址有限制地开放；（3）最终处置期。移走设施内仍有显著放射性的所有物料，使设施或场址不受限制地开放使用。这些阶段不必按顺序在规定时间内完成。有时延迟拆除可让放射性衰变到可接受的水平，使去污和拆卸更安全、费用更节省、人员所受辐照更少。因此，退役过程有时可持续至 100 年以上。各国依据其实际情况采取不同的技术政策，实现最终目标的时间安排也不同，这取决于核设施的位置、类型、规模等特性，以及该国的废物处置策略、放射性废物运输、辐射防护和其他方面的政策。在进行大规模退役之前，必须具备三个基本条件：（1）必要的技术手段，包括一支训练有素的技术队伍；（2）一个具有许可证的废物处置库；（3）有建立退役法规的基础。对退役过程中产生的放射性废物，要尽可能减少其体积。包装后的废物运往处置库。拆卸下的放射性含量低于免管值的有价值材料（废金属等）可回收再使用。退役过程中仍应严格遵照国家管理部门制定的安全法规，人员的受照也应贯彻“可合理达到的尽可能低的水平”这一原则。

【辐射防护】研究保护人类免受或减少辐射危害的应用性学科，在核工业中有着重要的地位。核工业要和放射性物质打交道，除遵守一般工业的安全生产规程外，还要特别注意对射线的防护。辐射防护的任务是，采取必要的措施使工作人员所受的剂量低于国

家规定的限值，并做到在正常运行和辐射事故时都不会向周围环境释放过量的放射性物质，以保证环境和居民的安全。人体所受的辐照分为外照射和内照射。体外辐射源对人体的照射称为外照射，进入体内的放射性核素作为辐射源对人体的照射称为内照射。不论是外照射或内照射都可能对人体带来危害，必须采取防护措施。外照射防护的基本原则有屏蔽防护、距离防护和时间防护三条。屏蔽防护是在辐射源与人体间设置适当的物质以吸收辐射或减弱其强度；距离防护是加大人体与辐射源之间的距离，减少射线量；时间防护是减少人体受照射时间。合理地运用这三条措施可使人员所受的外照射剂量控制在限值以下。内照射防护的基本原则是封闭和稀释。主要是封闭，稀释是必要的辅助手段。封闭有两种：用管道、设备、容器等把放射性物质封闭起来；用气衣、面具、口罩等把人体全部或局部封闭起来。稀释是降低有害物质的浓度。如厂房和工作场所的通风换气等。辐射防护的具体实施通常是以上原则的综合运用。对于一座核设施，辐射防护工作的重要环节是：（1）以国家的辐射防护有关规定为依据做好设计（如屏蔽设计、“三废”治理设施设计等）；（2）生产过程中进行安全管理和辐射监测与控制。这是检查防护效果，确保工作人员和居民安全的积极措施。

【辐射防护的基本原则】为正当化、防护最优化和个人剂量限值三个组成部分。（1）正当化。为了防止不必要的照射，在引进伴有辐射照射的任何实践之前，都必须经过正当性判断，确认这种实践具有正当的理由，获得的净利益超过付出的代价（包括健康损害的代价）；（2）防护最优化。在考虑到经济和社会因素的条件下，所有辐射照射都应保持在可合理达到的尽可能低的水平；（3）个

人剂量的限制。对个人所受的照射利用剂最限值加以限制。正当性由负责全面的当局进行判断，个人剂量限值已存在国际的公认数值，因此，在辐射防护三原则的应用中，主要需要研究的是辐射防护的最优化。