

热中子反应堆与核电

陈献武

一、前言

1939年德国科学家哈恩发现了重核的自发裂变，从此开始了原子能时代的新纪元。这个发现证实了核裂变伴随着大量能量释放的预言，此后又发现每个原子核裂变会放出几个中子。使得自持链式反应成为可能。如

^{235}U 吸收一个中子后，铀核的激发能增高而变得极不稳定，很快裂变成几个碎片，以碎片动能的方式放出能量。核裂变除放出碎片外，还放出2~3个中子，例如 ^{235}U 平均放出2.43个中子， ^{239}Pu 平均放出2.92个中子。如果这些中子中至少有一个中子去轰击铀核或钚核，就实现了所谓的自持链式反应。

原子核是由带正电的质子和不带电的中子组成，中子和质子统称为核子。实际上一个原子核的质量小于组成它的核子质量之和，这种差异称为原子核的质量亏损。按照爱因斯坦质能方程，质量亏损对应的能量变化： $\Delta E = \Delta m \cdot c^2$ 。其中 c 为真空中光速， Δm 为质量亏损， ΔE 为质量亏损所对应的能量。当一定数量的质子和中子聚合起来组成一个原子核时，它们亏损了质量，必然会放出能量，成为聚变反应。相反，当一个重原子核（如 ^{235}U ）分裂成较轻的原子核，也存在质量亏损，也会放出能量，称之为裂变反应。一般来说聚变反应放出的能量要比裂变反应放出的能量大得多，但聚变反应要在很高的温度下（几千万度）才能发生。

二、中子与原子核的反应

在反应堆中，通过中子轰击原子核产生裂变反应。中子与原子核的反应可分为散射反应和吸收反应，裂变反应就是一种吸收反应。

散射反应指中子与原子核碰撞后，中子能量和方向发生变化，原子核不发生变化。根据碰撞前后中子能量的变化，散射反应可分为弹性散射和非弹性散射。对于弹性散射，中子把一部分能量或全部动能传给原子核，原子核的内能不变，整个系统动量守恒。显然，被撞核的质量越接近中子，中子损失的能量越多。对于非弹性散射，入射中子的一部

分动能转变为原子核的内能，使核处于激发态，随后发出 γ 射线，返回基态。只有在中子能量足够高时才会发生非弹性散射。

中子在介质中不断地发生弹性和非弹性散射，直到中子的平均能量与介质原子的平均能量相等，这个过程称为慢化。介

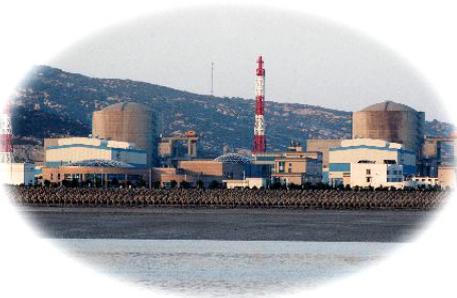
质原子或分子一直处于热运动状态，其平均能量取决于介质温度，故称为热能，具有这种平均能量的中子称为热中子。常温下（20℃）热中子的最可几能量是0.25eV，对应的中子运动速度为2200m/s。

（在研究原子时，习惯上用电子伏特（eV）作为能量单位。1电子伏特是带单位电子电荷的粒子不受阻碍地通过1伏特电势时所获得的能量， $1\text{eV} = 1.60 \times 10^{-19}$ 焦耳。实际应用中，eV显得太小，常用MeV作单位， $1\text{MeV} = 10^6\text{eV}$ 。）

吸收反应指中子与原子核碰撞后，被原子核俘获，形成一个处于激发态的复合核，其激发能等于中子动能和中子在复合核中的结合能之和。如果激发能很大，复合核便分裂成两部分（称裂变碎片），并以巨大的能量向不同方向飞去，同时放出数个中子，这就是裂变反应。如果激发能不足以使复合核裂变，则复合核通过释放 γ 光子等粒子失去多余能量返回基态，称辐射俘获反应。俘获反应放出的粒子有 γ 光子、 α 粒子、质子等，分别称为（n， γ ）反应，（n， α ）反应和（n，p）反应。

通常以中子的反应截面来表示上述各种核反应的几率大小。一个原子核与入射中子发生核反应的几率称为微观截面，以 σ 表示，单位是靶恩，1靶恩 = 10^{-28}m^2 。对于中子与原子核的各种反应，相应地有散射截面 σ_s ，俘获截面 σ_c ，裂变截面 σ_f 和吸收截面 σ_a 。由于吸收反应包括裂变反应和俘获反应，所以吸收截面等于裂变截面和俘获截面之和，即 $\sigma_a = \sigma_c + \sigma_f$ 。

中子反应截面的大小与原子核的种类及入射中子能量有关，一般来说，中子能量越低，中子与原子核反应截面越大，即中子与原子核反应的几率越



高。只有少数物质的原子核 (^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu) 在中子的轰击下能发生裂变反应, 其中在自然界存在只有 ^{235}U , 它在天然铀占 0.712%。目前运行的核反应堆绝大多数以 ^{235}U 作为裂变材料。天然铀中约占 99.3% 是另一种同位素 ^{238}U , 它仅能对高能中子发生裂变反应, 其裂变截面也比较小。 ^{233}U 和 ^{239}Pu 则分别是由 ^{232}Th 和 ^{238}U 在反应堆中俘获中子后转变成的新裂变材料。

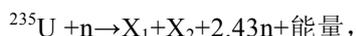
核反应与化学反应有着本质的不同。化学反应是两个或多个原子的电子相互作用的结果, 原子核没有改变; 核反应则使原子核发生变化, 其核特性也随之发生变化。

当一个粒子去轰击原子核的情况下, 就可能会产生核反应, 这个粒子可能是中子、质子、氦核或更重的核等, 也可能是一种电磁辐射。此外, 某些存在于自然界的不稳定核素会自发裂变和衰变, 放出粒子和能量, 通常称为放射性核素。核反应形成新的原子核往往是不稳定的, 通过释放能量或粒子, 最终变成稳定核素, 人们称之为衰变。当放射性原子核的数目衰减到原来数目一半所需的时间称为半衰期。

三、核裂变

如前所述, 裂变反应是一个重核分裂成两个较小质量数核的反应, 它一般由一个核吸收一个中子引起。在这种反应中, 重核俘获一个中子形成一个复合核, 复合核经过很短的时间 (约 10^{-14}s) 的极不稳定的激发态阶段, 然后分裂成两个主要碎片, 同时放出数个中子和一定能量。裂变反应是核反应堆中最重要的一种反应。

^{235}U 裂变反应式为:

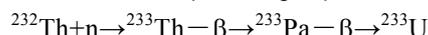
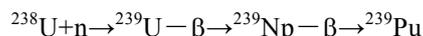


式中 X_1 和 X_2 表示裂变碎片。 ^{235}U 裂变反应时, 会形成 60 余种不同的碎片, 这些碎片通过 β 衰变产生约 250 种不同的核素, 称为裂变产物。裂变碎片会发生一系列的衰变, 具有很强的放射性, 主要是 β 射线和 γ 射线, 其中有些核素半衰期很长, 给核燃料后处理带来困难。对于 ^{235}U , 每次裂变平均放出 2.43 个中子。这些中子能量分布从热能直到 15MeV 左右的区域。绝大部分中子是在裂变的瞬间放出的, 另有约 0.65% 是由裂变产物在衰变过程中放出来的, 称为缓发中子。缓发中子虽然份额很小, 但由于平均寿命长达 12 秒, 因而增加了每代的寿命, 使得反应堆功率变化速度变慢, 从而有可能对裂变反应进

行控制。

^{235}U 每次裂变反应释放约 207MeV 能量, 其中大部分为裂变碎片的动能, 在反应堆的核燃料组件燃料棒内以热能形式释放出来, 被一回路冷却剂带走。由于中微子几乎不与堆内任何物质作用, 这部分能量无法利用 (12MeV)。一般计算近似认为 ^{235}U 可利用的裂变能为 200MeV, 其中约 97% 在燃料棒内, 不到 1% 的能量 (主要是 γ 射线) 逸出被堆的屏蔽层吸收, 其余能量被堆内冷却剂和结构材料吸收。在裂变能中, 约有 4%~5% 是裂变产物衰变过程中放出的 γ 和 β 射线能量, 其释放有一段时间延迟, 即使在停堆后仍然存在 (随时间呈指数衰减), 因此反应堆在停堆后仍然需要维持冷却和屏蔽。

^{233}U 和 ^{239}Pu 的裂变反应与 ^{235}U 类似。这两种核燃料可由反应堆中下列反应得到:



能通过俘获中子生成裂变物质的元素称为可转换材料, 如上式 ^{238}U 和 ^{232}Th 。如果堆内有可转换材料, 就可以在初始燃料因裂变而消耗的同时产生新的可裂变材料, 反应堆中新生成的可裂变材料与消耗掉初始可裂变材料之比称为转换比。如转换比大于 1, 则称增殖比, 这种反应堆称为增殖反应堆。目前世界上在役的 400 多个核电厂, 由于其可裂变材料 ^{235}U 浓度度低, 其转换比只有 0.6 左右。尽管如此, 由于新的可裂变材料在堆内也在不断消耗, 对反应堆发热量的贡献约 30%。以钚为燃料的快增殖堆的增殖比可达 1.2~1.4, 就可以大大的弥补自然界储存可裂变材料的不足。

四、中子链式反应

在裂变反应中放出的中子与其他可裂变核碰撞, 会进一步引起新的核裂变, 产生新的中子, 裂变反应会连续不断地进行下去, 称为中子链式反应, 如果没有外界中子补充, 链式反应能不断地进行下去, 则称为自持链式反应, 反应堆就是一种以可控方式产生自持链式反应的装置。

如前所述, 核反应几率的大小与中子能量有关, 中子能量越低, 核反应几率越高。热中子反应堆就是利用慢化剂将裂变产生的大部分快中子慢化成热中子, 以提高核裂变的几率。常用的慢化剂有普通水 (H_2O)、重水 (D_2O) 和石墨等, 又称作轻水反应堆, 重水反应堆, 石墨气冷堆或石墨水冷堆, 统称

为热中子反应堆。由于每次裂变反应平均放出两个以上的裂变中子，因而实现自持的链式反应成为可能。但是，因为核反应堆有核燃料、慢化剂、冷却剂以及结构材料等组成，不可避免地有一部分中子要被非裂变材料吸收，同时还有一部分中子要从反应堆中泄漏出去。因此，在实际的反应堆中，并不是全部的裂变中子都能引起裂变反应。一个反应堆能否实现自持链式反应，取决于上述裂变、非裂变吸收和泄漏等过程中中子的产生率和消失率之间的平衡关系。如在上述的反应过程中，产生的中子数等于或多于消耗掉的中子数，则链式裂变反应将会自持地进行下去。

五、热中子反应堆与核电站

如前所述，热中子反应堆就是利用慢化剂将裂变产生的快中子慢化成热中子的反应堆。目前已投入商业运行或在建的核电站绝大多数是带有慢化剂的热中子反应堆核电站。根据所用慢化剂的不同，可分为轻水（普通水）反应堆、重水反应堆，石墨水冷堆，石墨气冷堆。后两种由于石墨的固有特性：随温度的升高而导致正的反应性温度系数，其安全性不如前两种，已被淘汰或将被淘汰。轻水反应堆又分为压水堆和沸水堆。压水堆和沸水堆慢化剂和冷却剂都是水，不同的是沸水堆冷却剂在堆内被核加热到饱和状态，产生沸腾；而压水堆由于压力高于所对应饱和温度下的压力，不会产生沸腾。

目前世界已建成的 400 多个核电站中，60%~70%为压水堆，30%~40%为沸水堆和重水堆。压水堆核电站发电的原理如图 1。沸水堆核电站发电原理如图 2。比较两图，可以看出：对压水堆核电站，水作为冷却剂在反应堆中吸收核裂变产生的热能，成为高温高压水，然后沿管道进入蒸汽发生器的 U 型管内，将热量传给 U 型管外侧的汽轮机工质（水）使其变为饱和蒸汽，推动汽轮机发电，被冷却后的冷却剂由主泵打回到反应堆内重新加热，如此循环往复，形成一个封闭的吸热和放热循环过程，这个循环回路成为一回路，又称为核蒸汽供应系统。通常把一回路及其辅助系统和厂房统称为核岛（NI）。汽轮机工质在蒸汽发生器中被加热成蒸汽后进入汽轮机膨胀做功，将蒸汽焓降放出的热能转变为汽轮机转子旋转的机械能。汽轮机转子与发电机转子两轴刚性相连，因此汽轮机直接带动发电机发电，把机械能转变为电能。做完工后的蒸汽（乏汽）被排

入冷凝器，由循环水（如海水）进行冷却，凝结成水，然后由凝结水泵送入加热器预加热，再由给水泵将其打入蒸发器，从而完成汽轮机工质的封闭循环。我们称为二回路。二回路系统与常规火电厂蒸汽动力回路大致相同，故把它及其辅助系统和厂房统称为常规岛（CI）。沸水堆核电站是把一二回路合并成一个回路，核蒸汽直接在反应堆内产生，去推动汽轮机发电。其优点是系统简化，建造成本低；缺点是如果燃料组件破损或堆芯熔化，大量放射性物质进入常规岛，给环境造成危害，其安全性不如压水堆核电站。不久前，日本福岛核电站发生的核事故就是这种堆型。

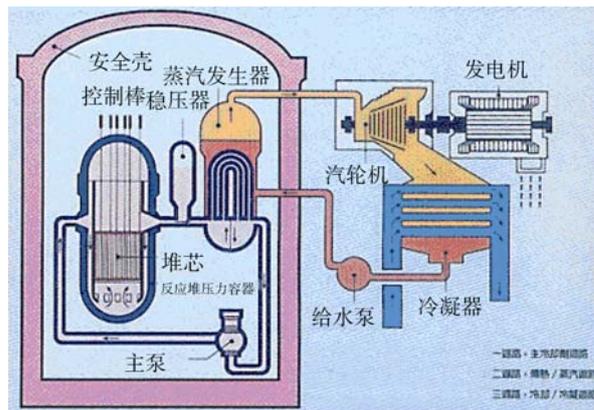


图 1 压水堆核电站发电原理

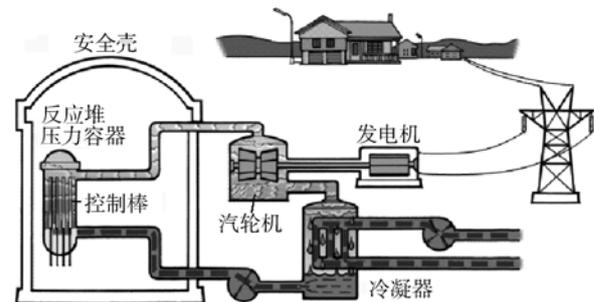


图 2 沸水堆核电站发电原理

核电站和常规电厂最大的不同在于：核电站是利用原子核的裂变所发生的巨大能量来发电的，其核能要比煤的燃烧高数百万倍。也就是说，一个百万千瓦级的核电站，如果改为烧煤，每年要烧掉 250 万~300 万吨煤。但核燃料的用量仅只 25~30 吨，并且由于核能不产生二氧化碳，对环境的影响极小。所以核能与水能、太阳能、风能、地热能等统称为清洁能源。目前核能发电已占到世界总发电量的 16% 左右。世界各国核电发展情况见图 3。

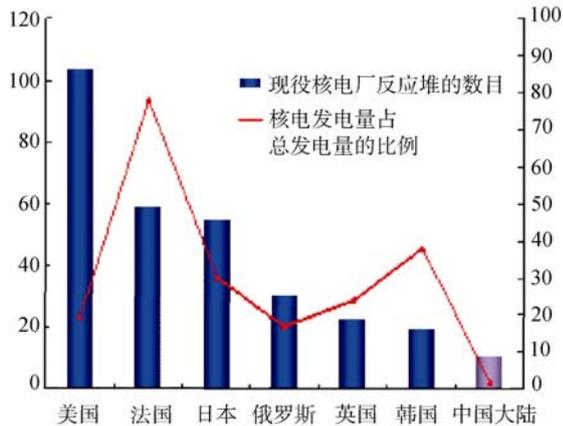
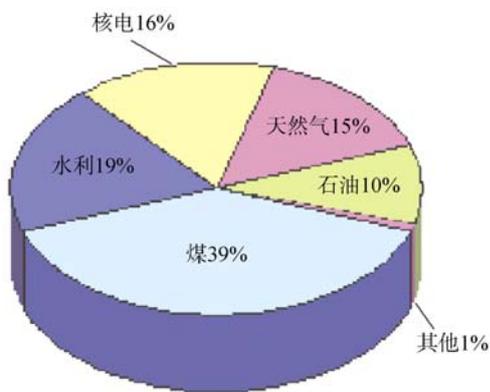


图3 世界各国核电发展情况

1. 核电发展简介

为了能够体现核电技术水平在核电厂安全性与

经济性等方面不断提高的过程，世界核能界提出了代的概念。实际上“代”并不是一个绝对概念。由于核电厂的设计是一种持续改进的过程，是在经验反馈和技术进步的基础上不断改进和提高的结果。核电技术的发展分成如下几代：

第一代（1950~1965年）：核电的开发与建设开始于20世纪50年代。1954年，前苏联建成为5000千瓦的实验性核电厂；1957年，美国建成电功率9万千瓦的西平港原型核电厂，后来又陆续建成了其他类型的核电厂，如重水堆、沸水堆、石墨水冷堆、石墨气冷堆等早期的原型反应堆。这些成就证明了利用核能发电的可能性。国际上把上述实验性和原型核电机组称为第一代核电机组。

第二代（1966~1995年）：20世纪60年代后期，在实验性和原型核电机组基础上，陆续建成电功率在30万千瓦以上的压水堆、沸水堆、重水堆、石墨水冷堆等核电机组，它们在进一步证明核能发电技术可行性同时，使核电的经济性也得到证明。20世纪70年代，因石油涨价引发的能源危机促进了核电的大发展。目前世界上商业运行的400多座核电机组大部分是在这段时间建成的。习惯上称之为第二代核电机组。图4是第二代压水堆核电厂系统简图。

第三代（1996~2010年）：20世纪90年代，为了解决三里岛和切尔诺贝利核电厂的严重事故带来

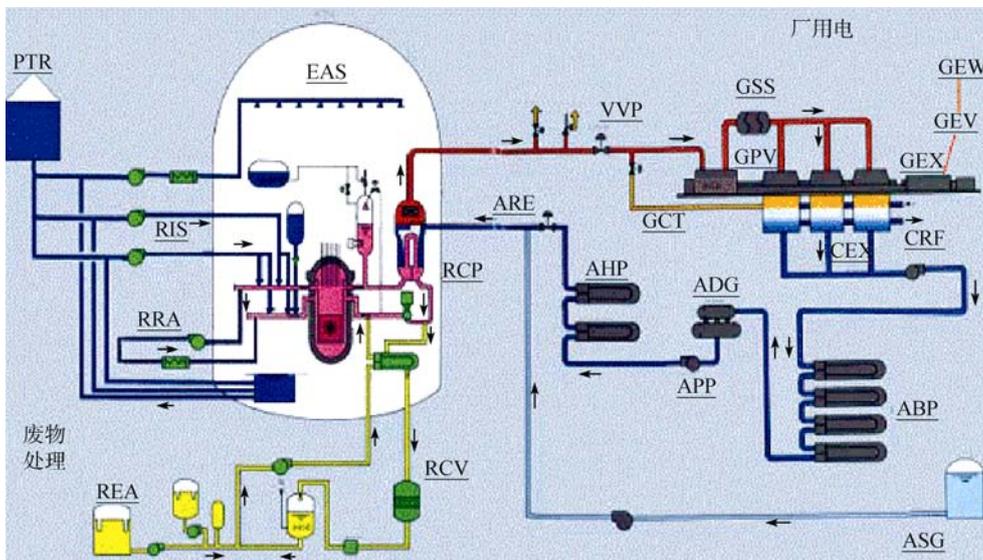


图4 压水堆核电厂系统简图

注解：PTR-换料水箱；RIS-安全注射系统；EAS-安全喷淋系统；REA-反应堆硼水补给系统；RRA-余热排出系统；RCP-一回路系统；RCV-化容控制系统；ARE-主给水系统；VVP-主蒸汽系统；AHP-高压加热器系统；APP-汽动给水泵系统；ADG-给水除氧器系统；ABP-给水低压加热器系统；CEX-凝结水抽去系统；CRF-循环水系统；GCT-汽机旁路系统；GPV-汽机主蒸汽和排水系统；GSS-水汽分离再热系统；GEX-发电机励磁及电压调节系统；GEV-输电系统；GEW-主开关站-超高压配电装置

的负面影响（美国三哩岛核电厂是由美国西屋公司设计 90 万千瓦压水堆核电厂，1979 年三月由于设备故障和人因失误导致堆芯熔化，大量放射性释放，幸而有接近一米厚的钢筋混凝土安全壳包围，对环境影响较小。切尔诺贝利核电厂是前苏联设计的石墨水冷堆核电厂，1986 年 4 月 26 号由于设计缺陷和人因失误导致反应堆蒸汽爆炸，由于外围没有安全壳，大量放射性物质释放到环境中，半径 30 千米地面被污染，放射性灰尘甚至飘到欧洲其他国家，当场导致几十人死亡，几十万人撤离，切尔诺贝利核电厂的严重事故带来的负面影响巨大。至今已过 26 年，人们恐核的心理因素难以消除），世界核电业界集中力量对严重事故的预防和缓解进行了研究和攻关，美国和欧洲先后出台了“先进轻水堆用户要求”文件，即 URD 文件（Utility Requirements Document）和“欧洲用户对轻水堆核电厂的要求”，即 EUR 文件（European Utility Requirements Document），进一步明确了预防和缓解严重事故，提高安全可靠先进轻水堆，如 ABWR（先进沸水堆）、AP600（美国西屋公司研发电功率 60 万千瓦先进压水堆）、AP1000（电功率百万千瓦先进压水堆）、EPR（欧洲压水堆）等。

第四代核电厂：2000 年 1 月，在美国能源部的倡议下，美国、英国、瑞士、南非、法国、加拿大、巴西、韩国和阿根廷等十个有意发展核电的国家联合组成了“第四代国际核能论坛”，于 2001 年 7 月签署了合约，约定共同合作研究开发第四代核能技术。根据设想，第四代核能方案的安全性和经济性将更加优越，废物量极少，无需场外应急，具备固有的防止核扩散的能力，其商业运行估计要到 2030 年左右才能实现。

2. 第三代压水堆 AP1000、EPR 技术简介

目前我国引进 AP1000、EPR 技术为第三代压水堆核电厂典型代表。这两种堆的技术特点简述如下：

(1) AP1000 的技术方案

AP1000 是美国西屋公司在 AP600 基础上最新开发的堆型，属于第三代。它借鉴了 GE 公司两回路机组的技术，同时采用非能动的安全设计及已有成熟的主回路技术，可确保 AP1000 既能提高安全性又能降低造价和风险。它广泛采用非能动的设计理念，利用固有的热工水力特性，简化安全系统设计，使核电厂安全功能不再依赖泵、风机等能动设

备的运行，大幅减少设备数量、厂房规模和运行维修工作量，从而提高了核电机组的安全性和经济性。

AP1000 一回路及主要设备 AP1000 一回路有两个环路组成，每一环路有一台蒸汽发生器，一条热段主管道，两条冷段主管道和两台主泵组成。一台稳压器连接到其中的一个环路热管段。AP1000 蒸发器为立式、倒 U 型管型。型号为 Δ125，蒸发器的二次侧采用传统的“再循环”设计。主泵采用无轴封泄漏的屏蔽式主泵，入口直接焊接在蒸发器底部，出口连接到冷段主管道上。

此外，主冷却剂系统还包括 1 台反应堆压力容器，2 台弹簧式稳压器安全阀，2×3 组稳压器安全卸压隔离阀组，2×2 主管道安全卸压隔离阀组，4 个反应堆压力容器应急排气隔离阀。AP1000 主回路布置见图 5，堆内燃料组件的型式见图 6，屏蔽主泵见图 7。



图 5 AP1000 主回路系统示意图

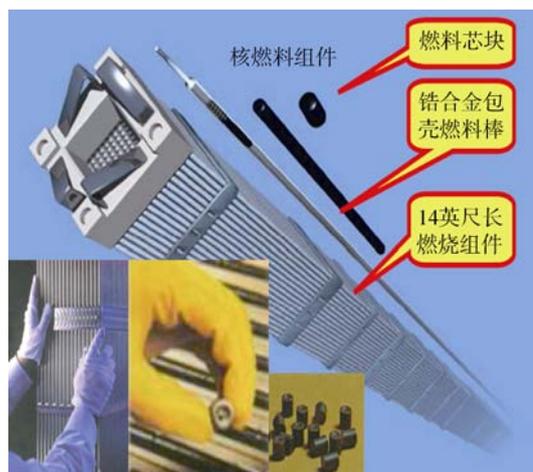


图 6 AP1000 燃料组件

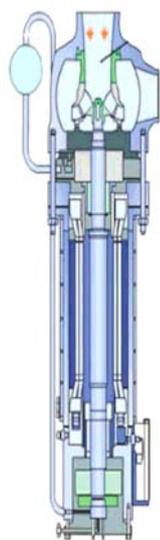


图7 AP1000主泵

AP1000 主要参数

机组热功率 3415MW;

电功率 1250MWe;

环路数 2;

反应堆运行压力 15.5MPa;

堆芯出口温度 321.1℃;

堆芯燃料组件数 157组(17×17);

堆芯燃料装载量(UO₂) 约96吨;

平均燃耗 55000MWd/t;

控制棒组件数 69组;

堆芯熔化概率小于 4×10^{-7} /堆·年;

事故早期大量放射性释放到环境的概率小于 4×10^{-8} /堆·年;

电厂设计寿命 60年;

换料周期 18个月;

建造周期 42个月;

平均线功率密度 187.3W/cm;

蒸发器出口压力 5.75MPa;

主给水温度 226.7℃。

机组热功率主要指核裂变功率,这里的数比核裂变功率稍高,是把主泵所消耗的功率加进来,由于算整个机组效率(电功率/机组热功率)时考虑是机组的热功率。

(2) AP1000 专设安全设施及严重事故预防与缓解措施

① 专设安全设施主要用来确保反应堆紧急停堆、堆芯余热排出和安全壳的完整性。其中,堆芯

余热排出功能、安全壳热量导出功能和主控制室居留环境维持功能在保持核电厂安全性方面尤为重要。传统压水堆核电厂要借助于泵、风机等动力设备才能维持其安全功能。而 AP1000 广泛采用“非能动”设计概念,利用固有的热工水力特性,简化安全系统的设计,使核电厂的安全功能不再依赖泵、风机等能动设备的运行,大幅减少设备数量,减少厂房规模和运行维修工作量。即使在失去厂内外电源情况下,也能确保反应堆安全。

AP1000 专设安全设施主要包括:非能动的堆芯冷却系统,非能动安全壳冷却系统,安全壳及安全壳隔离系统,主控制室应急居留系统,裂变产物控制设置等。这些安全设施只执行安全功能,不用于正常运行。不需要非安全级系统就能缓解设计基准事故,故传统压水堆核电厂中的许多系统设计可被简化或降级。AP1000 应急堆芯冷却系统见图 8。其厂房布置见图 9。

非能动堆芯冷却系统 AP1000 非能动堆芯冷却系统的主要功能是在发生设计基准事故时,向堆芯提供应急冷却。非能动堆芯冷却系统的主要设备有:2个堆芯补水箱,两个中压安注(安全注射)箱,1个安全壳内换料水箱,1台非能动余热导出热交换器,以及相应的管道阀门仪表及其他相关设备。非能动冷却系统设置如图 8,其工作原理如下:在非 LOCA(冷却剂失流事故)或低泄漏事故情况下发生事故后,非能动余热导出热交换器的出口隔离阀开启,将堆芯热量导向位于安全壳内的换料水池,可以在高温情况下长期维持余热导出功能,确保反应堆安全。

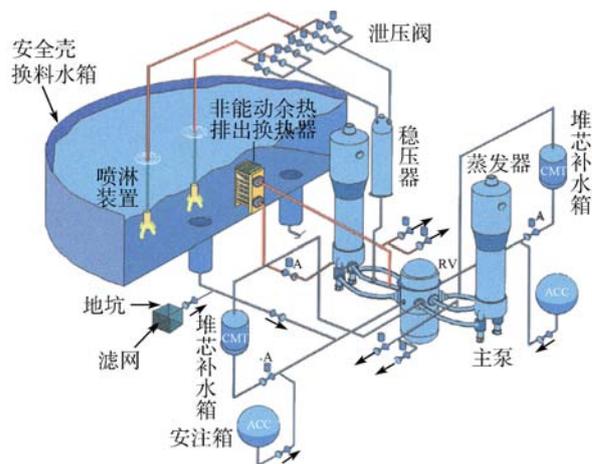


图8 AP1000 应急堆芯冷却系统



图9 AP1000 厂房布置图

在非 LOCA 或低泄漏事故情况下发生事故后，正常补水系统和硼化功能不可用或能力不足时，堆芯出口隔离阀开启，为主回路提供补给水和硼化。

在 LOCA 发生时，非能动堆芯冷却系统能够自动动作，确保堆芯不裸露，保证堆芯安全。

在发生 LOCA 后或堆芯有裸露风险时，安全壳内换料水箱水能够通过重力注入堆坑，从反应堆压力容器外部冷却反应堆，从而保证反应堆压力容器的完整性（属严重事故对策）。

安全壳及非能动安全壳冷却系统 AP1000 采用钢制安全壳，外围有带有进气口结构、烟囱结构和顶部水箱的混凝土防护外壳。作为安全系统的一部分，内层钢壳的主要功能是在发生设计基准事故后，包容放射性裂变产物，同时作为安全相关的最终热井，向周围环境传递热量。外层预应力混凝土防护外壳的主要功能是防止外部事件，如：台风、龙卷风、飞机撞击等。在事故发生后的 72 小时内，来自防护外壳顶部储水箱的冷却水流到钢制安全壳外壁，依靠空气对流，将热量传递到环境中去。安全壳冷却系统见图 10。

非能动的主控室可居留系统 非能动的控制室可居留系统主要有压缩空气储存箱、手动隔离阀、压力调节阀、流量测量孔板、遥控操作隔离阀等部件组成。当失去交流电源导致非放射性通风系统不可用，或者监测到主控室放射性水平超标时，由非能动控制室应急居留系统向控制室提供应急通风，保持主控室压力并提供应急热井，以保证控制室可居留性。

其他非能动专设安全设施 1)安全壳隔离系统及安全壳完整性：AP1000 安全壳隔离阀较少，安全壳隔离功能及完整性更有保证。

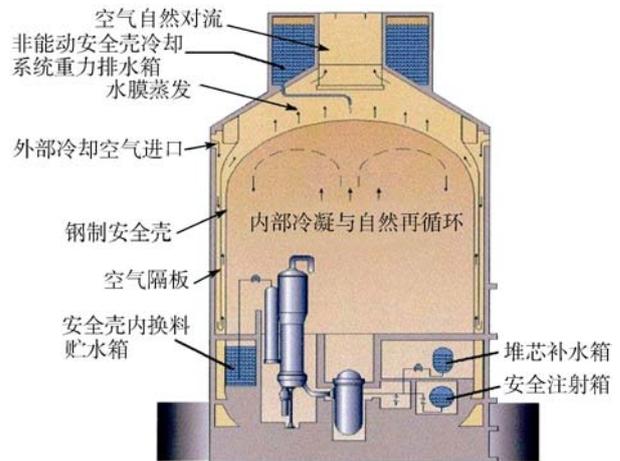


图 10 非能动安全壳冷却系统

2)安全壳大气中放射性物质的去除完全靠自然过程（如沉淀、扩散、热迁移等）。绝大多数非气态放射性物质最终沉积在安全壳地坑冷却水中，地坑冷却水的 pH 值由非能动堆芯冷却系统进行调节，使得地坑冷却水 pH 值大于 7.0，可以将碘长期滞留在地坑内。

由上述这些非能动的专设系统加上其他非能专设安全设施，使得 AP1000 堆芯损坏概率比传统压水堆降低两个量级，达到 3.7×10^{-7} /堆·年。

②严重事故预防和缓解措施

AP1000 系统全面考虑了严重事故预防和缓解措施。

在严重事故预防方面，首先，AP1000 在传统成熟的压水堆设计基础上采用简化系统设计和非能动的专设安全系统，系统可靠性大大增加，导致堆芯损坏的几率很低。

在严重事故的缓解方面，利用堆腔注水系统能防止反应堆压力容器熔穿；依靠多级自动卸压系统防止高压熔堆；反应堆压力容器底部支撑和底部通道特别设计，防止安全壳直接加热和蒸汽爆炸的后果。AP1000 安全壳的布置能使一回路水和安全壳内换料水箱的水，能快速淹没反应堆压力容器和其保温层之间的环形空间，对反应堆压力容器进行冷却，避免反应堆压力容器被熔穿。利用氢复合器和点火器防止氢气燃爆。因此，即使 AP1000 发生了严重堆芯损坏，导致安全壳外的大剂量放射性释放的可能性非常小。图 11 为在事故情况下，反应堆压力容器外壁被快速淹没的示意图。图 12 为二代压水堆核电厂与三代压水堆核电厂 AP1000 的比较。

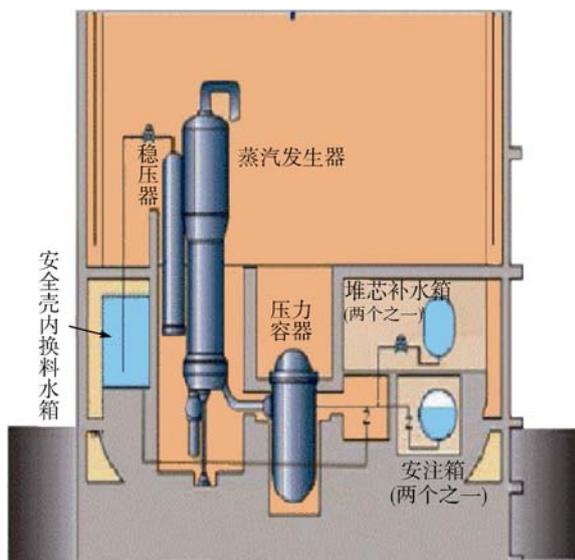


图 11 AP1000 严重事故下示意图

(3) EPR 的技术简介

设计理念 根据现役核电厂设计、建设和运行经验，在传统设计的基础上，对系统设计、布置和运行进行了适当的改进和优化。安全系统全部采用 4×100%配置，全面考虑了严重事故的预防和缓解措施，安全水平得到提高，增大单机容量，提高了经济竞争力。

EPR 还特别注重对严重事故的预防和缓解措施的设计，在实际上消除放射性大剂量释放的风险，把现场外的应急措施限制在电站十分有限的范围内；此外，EPR 还从辐射防护、废物处理、维修改进和减少人为失误险等方面对运行条件进行了改善。

EPR 主要设计参数

机组的额定电功率：1750MWe；
堆芯燃料组件数：241，组件型号 17×17；
设计寿命：60 年；
堆芯损坏概率： $<10^{-5}$ /堆·年；
放射性早期释放概率： $<10^{-6}$ /堆·年；
燃料组件最大燃耗深度：65000MWD/tU；
平均卸料燃耗： >48000 MWD/tU；
换料周期：12~24 个月。

EPR 主回路系统

EPR 主回路有四条环路，包括 4 台主泵和 4 台蒸发器，稳压器布置在第 3 条环路上，每条环路包括一个热段、一个冷段和一个 U 型过渡段。主回路系统图如图 13。图 14 为 EPR 总体布置图。

(4) EPR 专设安全设施及严重事故预防与缓解措施

EPR 安全系统设计采用实体隔离多样性和冗余原则，并着重考虑了严重事故的预防和缓解措施，例如高压熔堆、蒸汽爆炸、氢气消除等。EPR 采用双层钢筋混凝土安全壳，其他安全厂房分区布置，分区之间空间隔离，见图 15、图 16。

其主要设计特点如下：

降低堆芯线功率密度，提高堆芯固有安全性。

增加压力容器、稳压器和蒸发器的水装量，改善系统瞬态特性。延长操作员不干事时间。

通过多重冗余和多样性设计，以及对重要功能的备用设计，防止共因失效（在一个系统中由于某种原因而引起两个或两个以上单元的同时失效）。

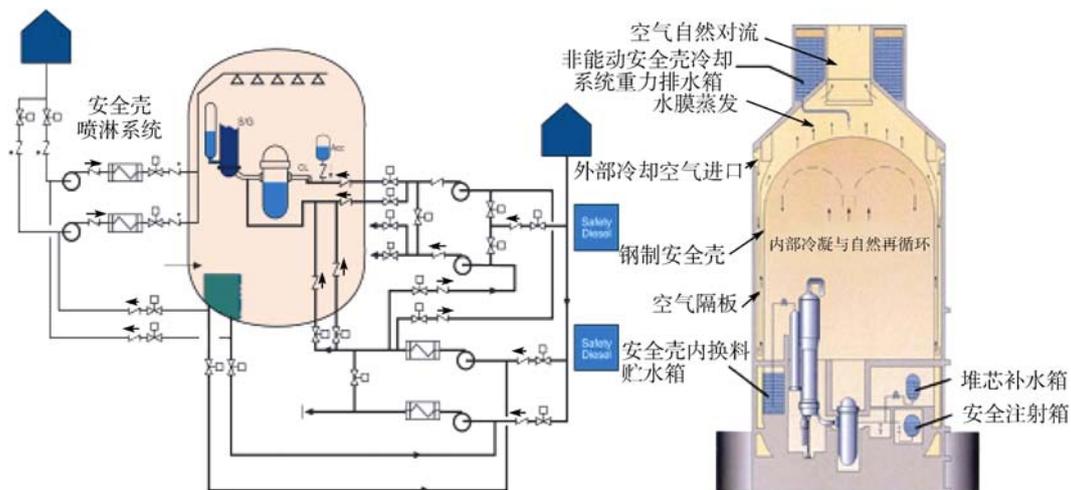


图 12 为二代压水堆核电厂和 AP1000 的比较

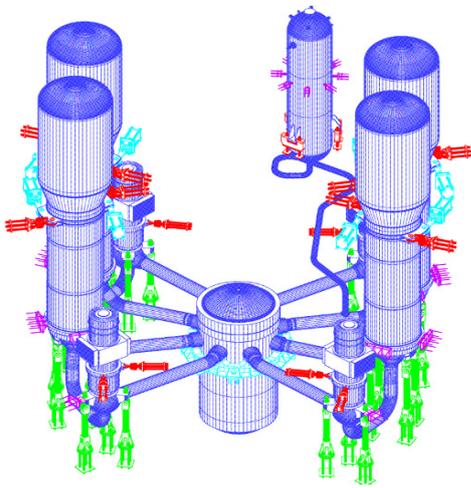


图 13 EPR 一回路系统图

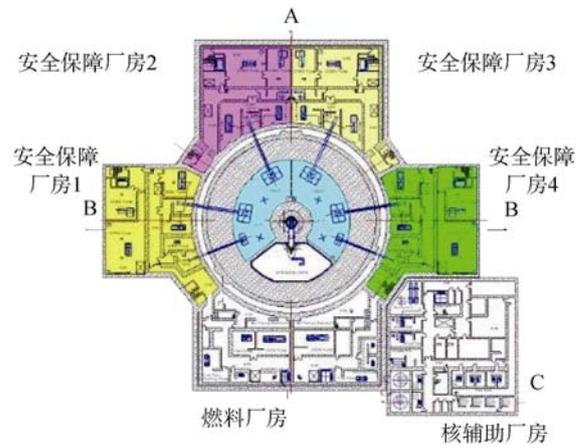


图 16 EPR 安全厂房分区图

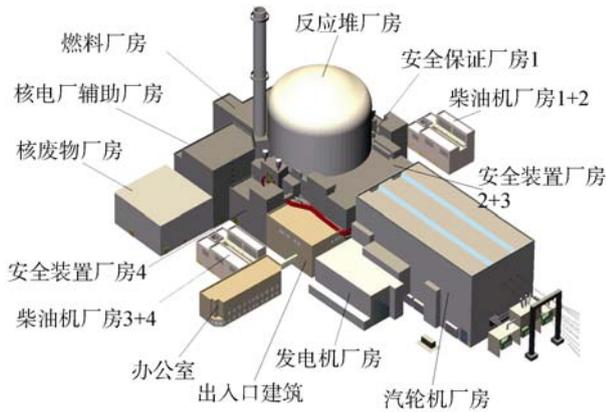


图 14 EPR 总体布置

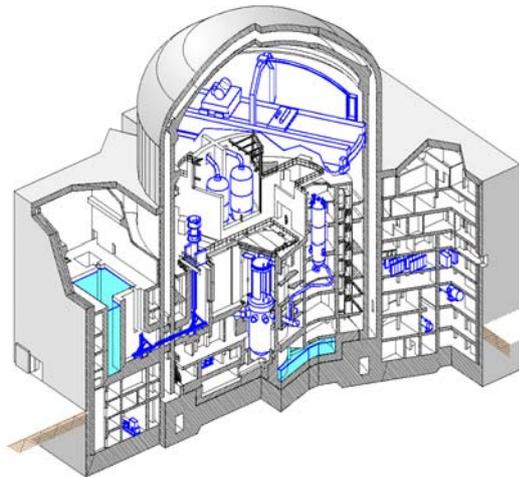


图 15 EPR 双层安全壳

采用大容积的安全壳和较高的设计压力，防止安全壳超压。

在安全壳内安装氢气点火器和非能动的氢气复合器，降低氢气爆炸风险。

设置安全壳热量移出系统 (CHRS)，实现堆芯和安全壳的长期冷却，降低安全壳晚期失效带来的放射性向环境释放风险。

安全壳厂房分区布置，提高抵御内部灾害能力。双层安全壳设计提高了抵御外部灾害和抗飞射物撞击的能力。

通过以上设计措施，EPR 研发组织所做的概率风险评价表明：内部事件导致的堆芯溶化频率为 6.3×10^{-7} /堆·年，事故后早期大量放射性物质向环境释放频率为 4.2×10^{-8} /堆·年。远低于第三代核电厂安全指标的要求值。

EPR 专设安全系统

● 安注系统 (SIS)/余热导出系统 (RHRS)

EPR 安注系统/余热导出系统由 4 个实体分离的独立的系列组成，每一系列对应于冷却剂系统的一个环路，每一列位于单独的安全区内，每个系列包括一个安注箱，一台中压安注泵和一台低压安注泵/余热导出泵，泵的出口连接着一个余热排出热交换器。其主要功能：正常停堆排出一回路的余热，发生 LOCA 时向堆芯注水，淹没堆芯，保证冷却。

● 安全壳内的换料水箱 (IRWST)

其主要功能是为安注系统和安全壳热量排出系统提供含硼水，确保严重事故时能够淹没堆芯熔融物扩展区。

● 应急给水系统 (EFWS)

由各自独立的 4 个系列组成，每一列向一台蒸发器供水。其主要功能是在蒸发器给水系统不可用时向蒸发器提供给水，以排出堆芯衰变热。

EPR 安注/余热导出系统流程简图见图 17。从

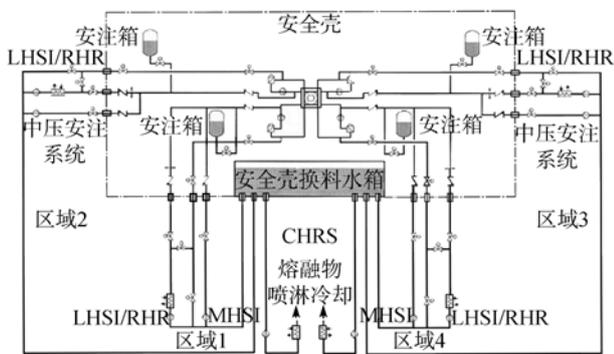


图 17 EPR 安注/余热导出系统流程简图

LHSI/RHR 低压安注和余热导出系统；IRWST 安全壳内换热水箱；CHRS 安全壳热量排出系统

设计上全面考虑了严重事故的预防和缓解。

● 安全分析中不仅考虑了功率运行工况，而且全面系统地考虑停堆工况。

● 利用概率分析方法对核电站的性能进行系统性评估。

● 通过降低堆芯功率密度和增大主回路设备储水能力，来延长从事故发生至操作员动作的时间。

● 采用先进的分散式计算机控制系统(即 DCS 系统)，并改进人机接口。

缓解严重事故后果的总体策略：

● 防止和缓解氢的产生及其后果。

● 防止高压下的压力容器失效。

● 稳定压力容器外的堆芯熔融物。

● 防止安全壳超压。

● 采取必要的设计措施，制定对抗这些严重事故现象的方法和缓解措施，确保安全壳的完整性，限制放射性物质向环境释放。

EPR 具体采用的严重事故缓解措施包括：

● 在安全壳内安装非能动的氢气复合器，降低氢气爆炸风险。

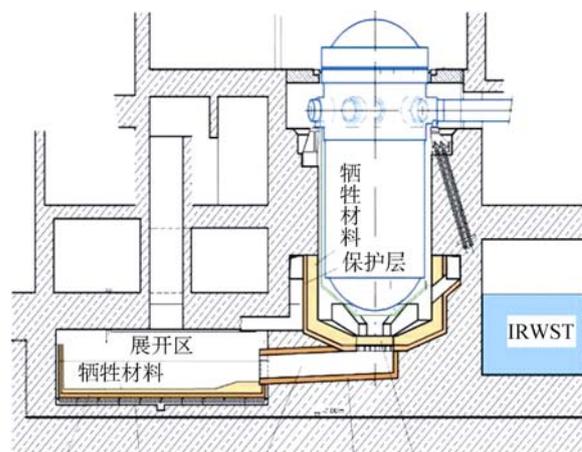
● 利用高度可靠的稳压器卸压系统，避免发生堆芯熔融物的高压熔喷，并降低由此导致的安全壳直接加热的风险。

● 采用大的安全壳容积(约 80000m³)，并采用干式堆腔设计，避免大量的水直接与堆芯熔融物接触，防止压力容器外的蒸汽爆炸。

● 设置堆芯熔融物展开区(170m²)，并通过能动的冷却系统(CHRS)实现熔融物和安全壳的长期冷却。

由于采用以上对付严重事故缓解措施，EPR 总

体设计目标达到欧洲用户(EUR)的相应要求。图 18~图 23 为在严重事故下堆芯熔融物流向示意图。



底板冷却 熔融物通道 氧化磷层 Melt Plug

图 18 熔融物展开区布置示意图

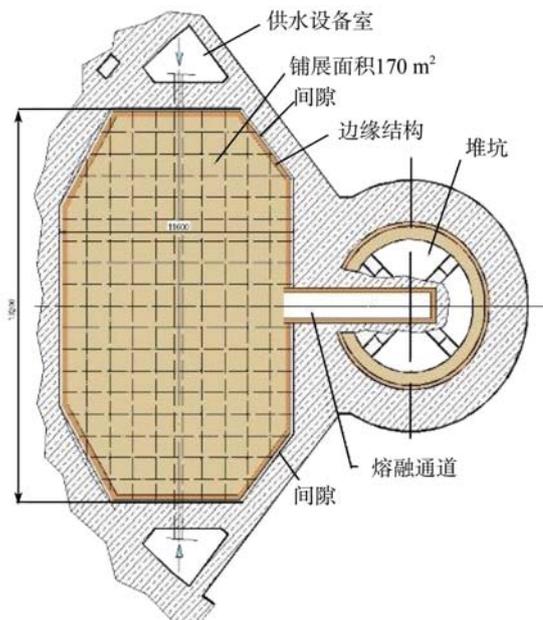


图 19 EPR 堆芯熔融物扩散区示意图

六、第四代核电

第四代核电还处于概念设计阶段，其开发目标可分为四个方面。

核能的可持续发展 通过对核燃料的有效利用，实现提供持续生产能源的手段；实现核废物量的最少化，加强管理，减轻长期管理事务，保证公众健康，保护环境。

提高安全性、可靠性 确保更高的安全性及可

靠性；大幅度降低堆芯损伤的概率及程度，并具有快速恢复反应堆运行的能力；取消在厂址外采取应急措施的必要性。

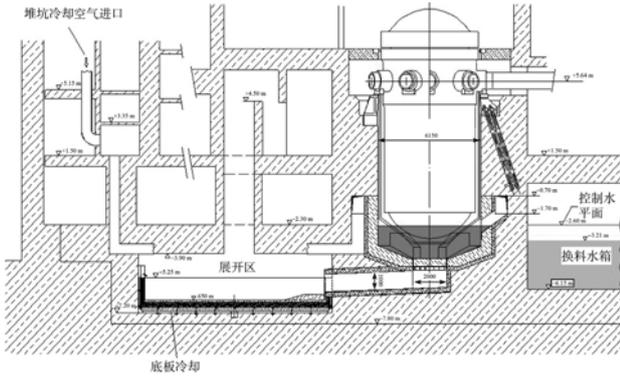


图 20 堆芯熔融物在堆坑内示意图

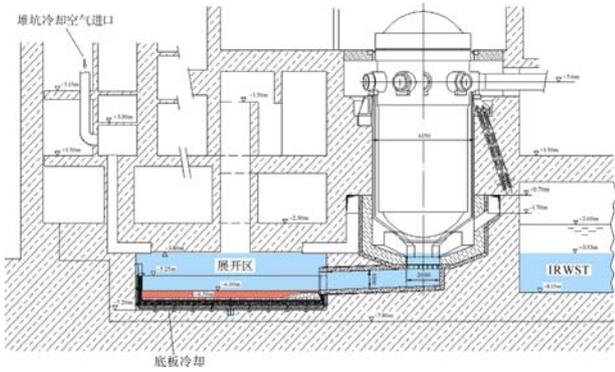


图 21 堆芯熔融物展开和淹没示意图

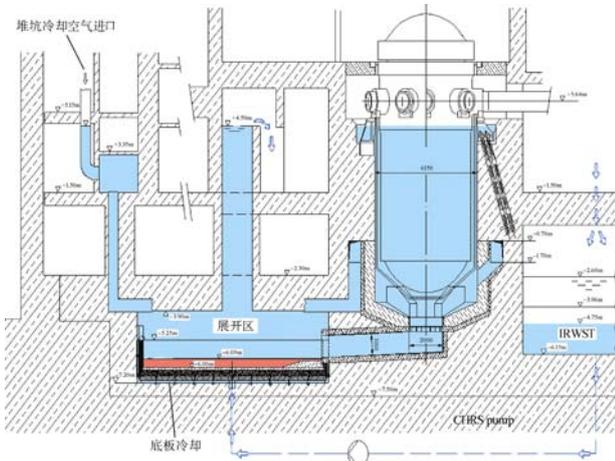


图 22 EPR 堆芯熔融物冷却示意图

提高经济性 发电成本优于其他能源；资金的风险水平能与其他能源相比。

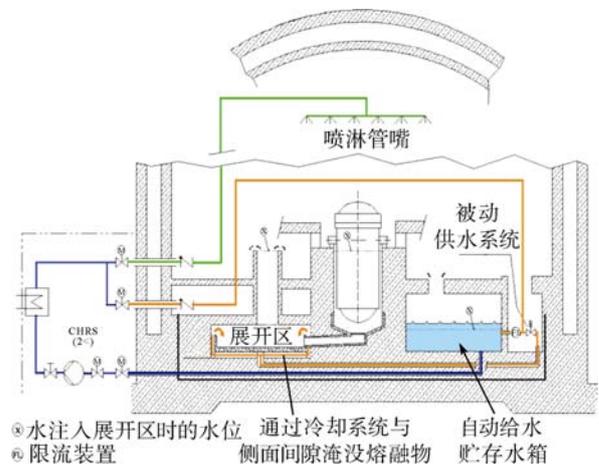


图 23 安全壳内热量移出示意图

防止核扩散 利用反应堆系统本身的特性，在商用核燃料循环中通过处理的材料，对于核扩散具有更高的防止性，保证难以用于核武器或被盗窃；为了评价核能的核不扩散性，DOE（美国能源部）针对第四代核电站正在开发定量评价防止核扩散的方法。

第四代核电站的概念：

DOE 于 2001 年 4 月征集到了 12 个国家的 94 个第四代核电站反应堆系统，其中水冷堆 28 个，液态金属冷却堆 32 个，气冷堆 17 个，其他堆型 17 个。

2002 年 9 月 19 日至 20 日在东京召开的 GIF 会议上，与会的 10 个国家在上述 94 个概念堆的基础上，一致同意开发以下六种第四代核电站概念堆系统（其中三种是快堆，一种超热中子堆，二种为热中子堆）。快堆不用慢化剂，由于快中子引起裂变几率低，所以快堆所需核燃料（ ^{235}U 或 ^{239}Pu ）浓度高。

气冷快堆系统 气冷快堆（gas-cooled fast reactor, GFR）系统是快中子谱氦冷反应堆（图 24），采用闭式燃料循环，燃料可选择复合陶瓷燃料。复合陶瓷燃料是 UO_2 和 PuO_2 按照一定比例混合燃料，目前已在部分核电厂使用（又称 MOX 燃料组件），但多数核电厂使用仍然是 UO_2 。

它采用直接循环氦气轮机发电，或采用其工艺热进行氢的热化学生产。通过综合利用快中子谱与锕系元素的完全再循环，GFR 能将长寿命放射性废物的产生量降到最低。此外，其快中子谱还能利用现有的裂变材料和可转换材料（包括贫铀）。参考反应堆是 288 兆瓦的氦冷系统，出口温度为 850°C 。

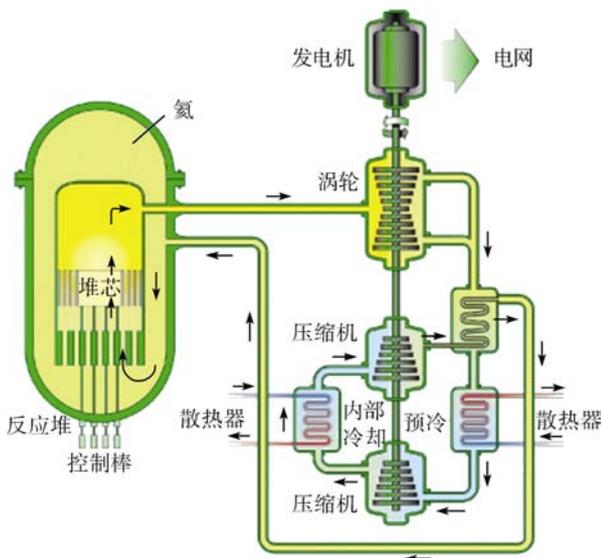


图 24 快中子氦冷却反应堆系统

铅合金液态金属冷却快堆系统 铅合金液态金属冷却快堆 (lead-cooled fast reactor, LFR) 系统是快中子谱铅(铅/铋共晶)液态金属冷却堆(图 25), 采用闭式燃料循环, 以实现可转换铀的有效转化, 并控制锕系元素。燃料是含有可转换铀和超铀元素的金属或氮化物。

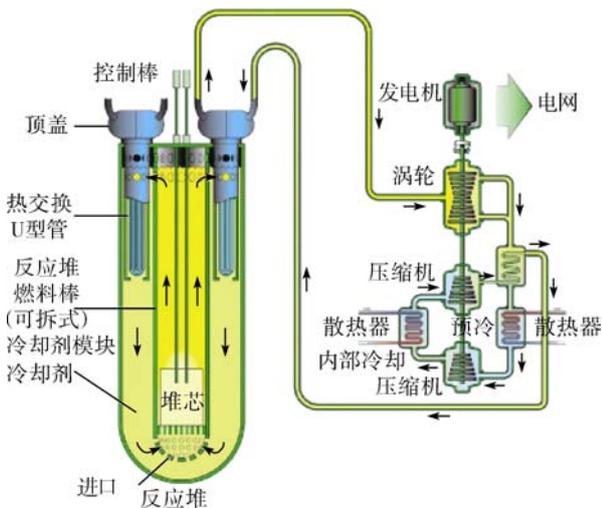


图 25 铅合金液态金属系统

LFR 系统的特点是在一系列电厂额定功率中进行选择, 例如 LFR 系统可以是一个 1200 兆瓦的大型整体电厂, 也可以选择额定功率在 300~400 兆瓦的模块系统与一个换料间隔很长 (15~20 年) 的 50~100 兆瓦的电池组的组合。LFR 电池组是一个小型的工厂制造的交钥匙电厂, 可满足市场上对小电网发电的需求。

熔盐反应堆系统 熔盐反应堆 (molten salt reactor, MSR) 系统是超热中子谱堆(图 26), 燃料是钠、钍和氟化铀的循环液体混合物。熔盐堆的冷却剂就是熔盐。熔盐燃料流过堆芯石墨通道, 产生超热中子谱。MSR 系统的液体燃料不需要制造燃料元件, 并允许添加钷这样的锕系元素。锕系元素和大多数裂变产物在液态冷却剂中会形成氟化物。熔融的氟盐具有很好的传热特性, 可降低对压力容器和管道的压力。参考电站的功率水平为 1000 兆瓦, 冷却剂出口温度 700~800℃, 热效率高。

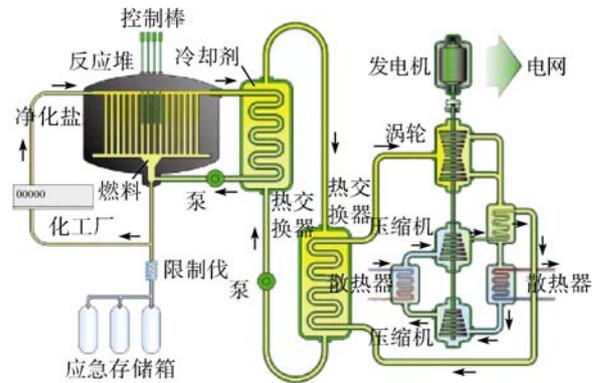


图 26 熔盐反应堆系统

液态钠冷却快堆系统 液态钠冷却快堆 (sodium-cooled fast reactor, SFR) 系统是快中子谱钠冷堆(图 27), 它采用可有效控制锕系元素及可转换铀的转化的闭式燃料循环。SFR 系统主要用于管理高放射性废弃物, 尤其在管理钷和其他锕系元素方面。该系统有两个主要方案: 中等规模核电站, 即功率为 150~500 兆瓦, 燃料用铀-钷-次锕系元素-铅合金; 中到大规模核电站, 即功率为 500~1500 兆瓦, 使用铀-钷氧化物燃料。

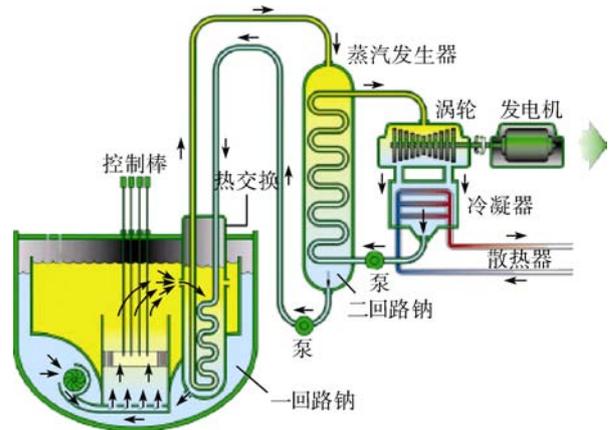


图 27 钠冷快堆系统

该系统由于具有热响应时间长，冷却剂沸腾的裕度大，一回路系统在接近大气压下运行，并且该回路的放射性钠与电厂的水和蒸汽之间有中间钠系统等特点，因此安全性能好。

超高温气冷堆系统 超高温气冷堆（very high temperature reactor, VHTR）系统是一次通过式铀燃料循环的石墨慢化氦冷堆（图 28）。该反应堆堆芯可以是棱柱块状堆芯（如日本的高温工程试验反应器 HTTR），也可以是球床堆芯（如中国的高温气冷试验堆 HTR-10）。

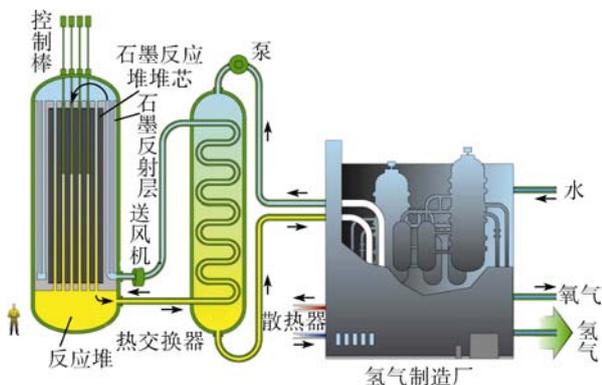


图 28 超高温气冷堆系统

VHTR 系统提供热量，堆芯出口温度为 1000℃，可为石油化工或其他行业生产氢或工艺热。该系统也可加入发电设备，以满足热电联供的需要。此外，该系统在采用铀/钚燃料循环，使废物量最小化方面具有灵活性。参考堆采用 600 兆瓦堆芯。

超临界水冷堆系统 超临界水冷堆（super-critical water-cooled reactor, SCWR）系统是高温高压水冷堆（图 29），在水的热力学临界点（374℃，22.1 兆帕）以上运行。超临界水冷却剂能使热效率提高到目前轻水堆的约 1.3 倍。该系统的特点是，冷却剂在反应堆中不改变状态，直接与能量转换设备相连接，因此可大大简化电厂配套设备。燃料为铀氧化物。堆芯设计有两个方案，即热中子谱和快中子谱。参考系统功率为 1700 兆瓦，运行压力是 25 兆帕，反应堆出口温度为 510~550℃。

七、我国核电发展现状和未来

我国虽然在 20 世纪 70 年代作出了发展核电的决定，但在能源结构以煤为主的大背景下，直到 2010 年仅发展了 10080MW 的装机容量（包括岭澳二期 3 号机组和秦山二期扩建 1 号机组），约占电力总装机容量 1%。近几年来，为了缓解煤电占比例过

高而带来的资源、环境和运输压力，国家作出了核电由“适度发展”到“积极发展”的决定，由此，核电进入了一个高速增长期。自 2005 年以来，中国先后开工建设了岭澳二期（2×108 万 kW）、秦山二期扩建（2×65 万 kW）、辽宁红沿河核电站（4×108 万 kW）、福建宁德核电站（4×108 万 kW）福建福清核电站（4×108 万 kW）、广东阳江核电站（6×108 万 kW）、广东台山核电站（2×175 万 kW）、秦山四期核电站（2×108 万 kW）、浙江三门核电站（2×125 万 kW）、山东海阳核电站（2×125 万 kW）、海南核电站（2×65 万 kW）、广西防城港（2×108 万 kW）等项目。中国正在修订中长期核电发展规划。根据最新的预测，到 2020 年中国将建成核电装机 1 亿 kW 左右。通过引进消化，中国核工业将在完成第二代加核电站的基础上，实现新的飞跃，达到三代核电站安全水平，同时开展第四代核电站的研发。

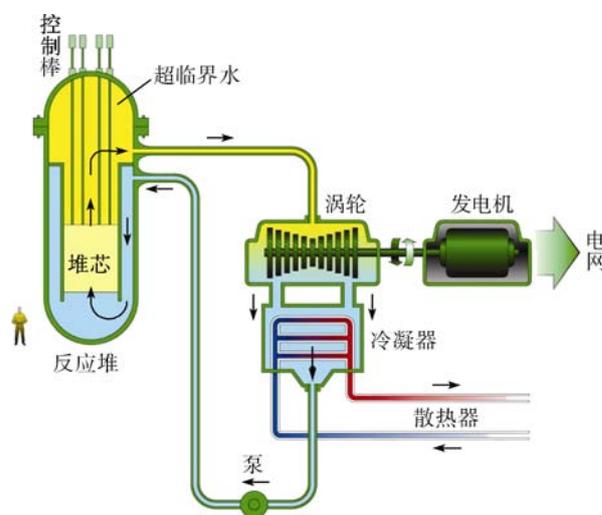


图 29 超临界水冷堆系统

表 1 中是我国已投入商业运行的核电站（不包括岭澳二期 3 号机组和秦山二扩 1 号机组）。

表 1

业主单位	电站名称	额定功率 (万千瓦)	合计 (万千瓦)	堆型
中广核集团	大亚湾核电站	2×98.4	394.8	压水堆
	岭澳核电站	2×99		压水堆
中核集团	秦山一期	1×31	513	压水堆
	秦山二期	2×65		压水堆
	秦山三期	2×70		重水堆
	田湾一期	2×106		压水堆
			907	

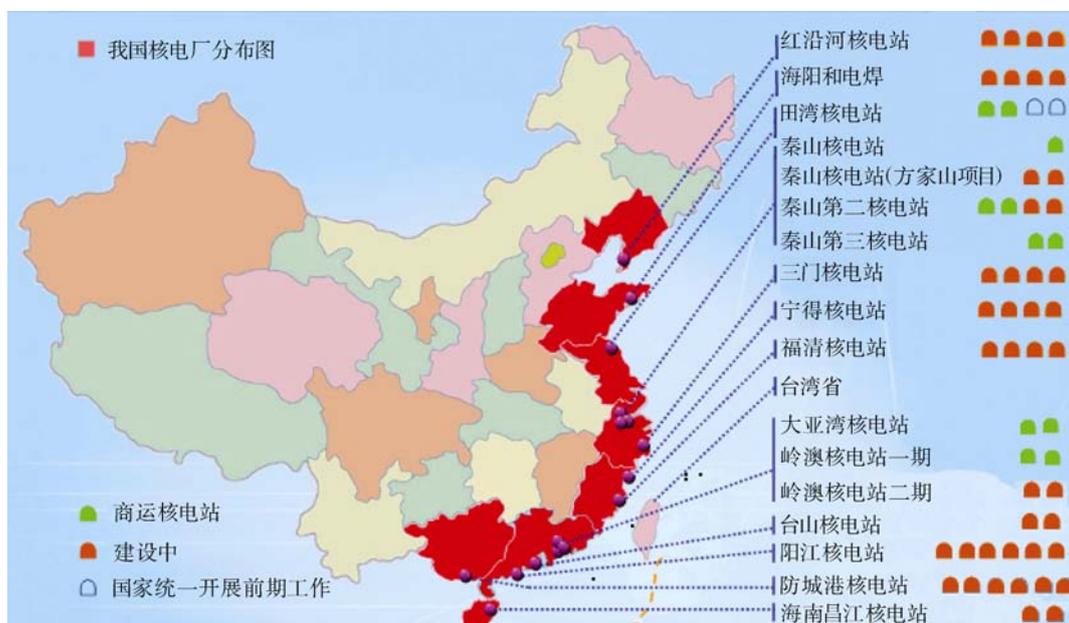


图 30 目前我国核电厂分布图

如果加上已投入商业运行的岭澳二期 3 号机组和秦山二期扩建 1 号机组，合计装机容量应为 1080kW。

图 30 我国目前已开工建设核电厂分布图。

核电厂是利用核反应产生的能量来发电的。利用发电的核能可以是核裂变能，也可是核聚变能。聚变能用于发电还处于研究阶段，中国是 ITER 国际合作项目的成员国，如果在将来聚变堆能成功运行，能源问题就可以彻底解决，将不再是困扰世界经济发展的问题。利用核裂变发电可以分成快中子反应堆发电和热中子反应堆发电两类。目前投入商业运行的 400 多个反应堆全是热中子反应堆。快中子反应堆电站还处于示范阶段。预计 2030 后可投入商业运行。如果将来快中子增殖反应堆能够投入运

行，将会把核燃料的利用率提高 50~60 倍。

(中国广东核电集团 518028)

作者简介

陈献武，1965 年毕业于中国科学技术大学近代物理系反应堆工程专业，1965~1986 年在中国核动力研究设计院从事核动力屏蔽物理设计；1986~2001 年在中广核运营公司工作，职称：研究员级高级工程师；曾任处长、处长顾问、驻欧总代表等职。现为中广核工程公司设备成套中心专家组成员。



科苑快讯

开普勒天文台发现恒星搏动

美国宇航局 2009 年 3 月发射的开普勒天文台已经成为探索日外行星的同义词。但这并非它肩负任务的全部，它还会记录恒星的轻微搏动，这是从恒星核心散发到表面的声波导致其亮度变化而产生的。

近期《科学》(Science) 刊登的一篇文章报告了对大约 500 颗类日恒星搏动所做的研究，研究者测算了它们的质量、半径和年龄，并测试了恒星演化模型。

而在同一期的另一论文中，另外一个研究小组报告，他们利用开普勒的数据探测了一个三星系统，包括 1 颗红巨星和 2 颗红矮星。虽然天文学家认为红巨星会出现内部声波导致的类日搏动，但是研究小组发现这是由于 2 颗红矮星轨道运行引起的引力涨落所致。研究者希望利用这些观测数据进一步认识恒星系统的形成和演化。

(高凌云编译自 2011 年 4 月 7 日 www.sciencemag.org)