



Advanced Nuclear Power

Professor YU TAO
School of Nuclear Science & Technology
USC 421001 Hengyang
2010.7



第一节 核能从哪里来？

1

爱因斯坦的贡献

2

质量亏损

3

能量的来源

4

原子核的结合能

5

各类能量的比较



第一节 核能从哪里来？

1

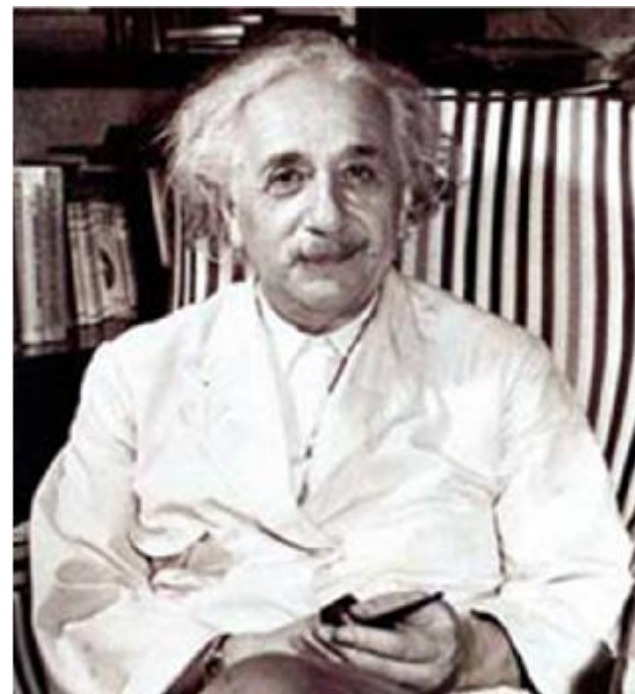
爱因斯坦的贡献

质能关系

$$\Delta E = \Delta M C^2$$

物体的质量是它所包含的能量的一种度量

——《物体的惯性与它的质量有关吗？》





第一节 核能从哪里来？

举例：

1g质量的能量是，

$$E = 10^{-3} \times [2.9978 \times 10^8]^2 = 8.9875 \times 10^{18} (\text{J})$$

1u(原子质量单位)的能量是，

$$\begin{aligned} E &= 1.6605 \times 10^{-27} \times [2.9978 \times 10^8]^2 \\ &= 8.9875 \times 10^{18} (\text{J}) \\ &= 931.5 (\text{MeV}) \end{aligned}$$



第一节 核能从哪里来？

一些粒子的能量和质量		
粒 子	静止质量 $m_0(u)$	能量 $m_0 c^2 (MeV)$
电子 e	0.0005485	0.5110034
质子 p	1.0072764	938.2796
中子 n	1.0086650	939.5731
氘核 d	2.0135530	1875.628
氚核 t	3.0155010	2808.944
氦核 α	4.0015060	3727.409



第一节 核能从哪里来？

2

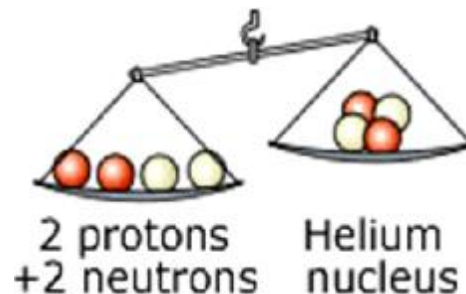
质量亏损

氦原子核 (${}^4\text{He}$) 由2个质子 + 2个中子构成

2个质子质量 + 2个中子质量 = ? 子核 ${}^4\text{He}$ 的质量

$$2 \times 1.007276 + 2 \times 1.08665 - 4.002603$$

$$\Delta M ({}^4\text{He}) = \underline{4.031882} - \underline{4.002603} = -0.029279\text{u}$$





第一节 核能从哪里来？

3

能量的来源

亏损的质量哪里去了？

$$\Delta E(^4\text{He}) = \Delta M(^4\text{He}) c^2 = 27.27 \text{ MeV}$$

亏损的质量转化为能量

氦原子核的结合能是 27.27 MeV



第一节 核能从哪里来？

4

原子核的结合能

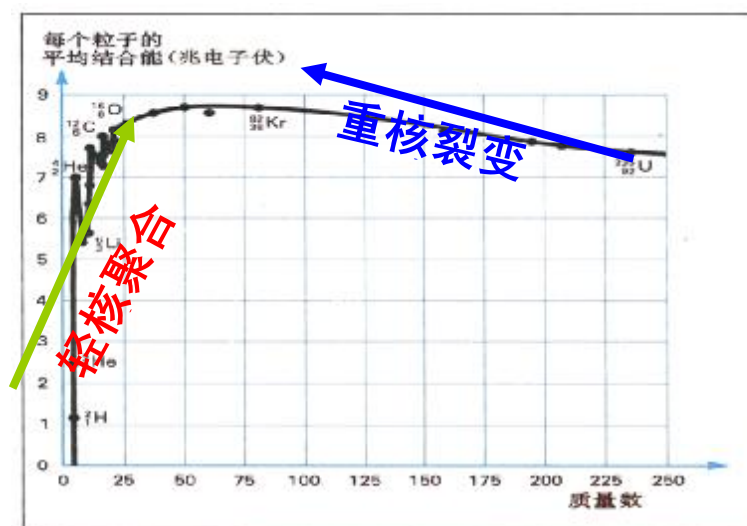
定义 实验发现，任何原子核的质量亏损总是大于零，表明由自由核子结合成原子核时，有能量释放出来。



第一节 核能从哪里来？

5

各类能量的比较



1 各原子核中，每个核子的平均结合能随质量数而变化

6-9 MeV

2 中等重量的原子核的比结合能较大

释放能量途径：

1) 重核裂变

2) 轻核聚合成原子核





释放能量举例

$$E=mc^2$$

太阳能



第一节 核能从哪里来？

例：估算裂变释放的能量



假设裂变成质量相等的两块 质量数各约为118

${}^{235}\text{U}$ 核子平均结合能 7.6 MeV

质量数为118的原子核平均结合能 8.6 MeV

两者平均结合能差 ~ 1 MeV

230多个核子 总的 $DE = 200$ MeV!

比较：裂变能 $n + {}^{235}\text{U} \rightarrow X + Y + DE$ 200 MeV

化学能 $\text{C} + \text{O}_2 \rightarrow \text{CO}_2 + DE$ 4 eV

汽油与氧的爆炸，一个分子释放 40-50 eV

TNT 爆炸自身释放能量，每个分子 30 eV



第二节 裂变能利用与核电站

1

裂变反应堆原理

2

什么是核电站

3

压水堆核电站

4

其他类型核电站

5

反应堆安全

6

核电是安全经济的能源



第二节 裂变能利用与核电站

世界上有机燃料的储量是有限的，总有一天要用完。全世界石油、天然气和煤炭的已探明储量，按目前的消耗水平来看，少则几十年，多的（如煤炭）也只能开采几百年。而且，全世界对能源的需求量逐年在增加，照目前能源需求的增长势头，如果我们仅依赖于石油或煤炭这样一些化石燃料，终将会发生能源危机。

化石能源所造成的环境污染也将严重危害人类的生存；

风能、太阳能、水力发电都不同程度的受到地域、气候等的影响而不能成为最终能源；

人类需要可持续发展的能源——核能！

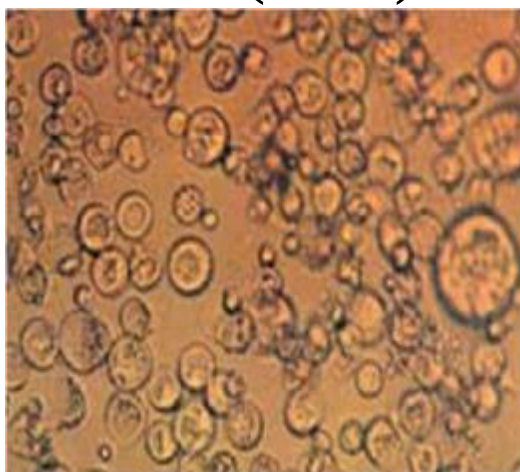
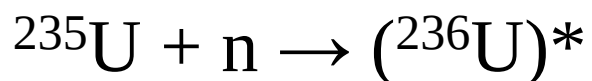


第二节 裂变能利用与核电站

1

裂变反应堆原理

原子核裂变的确认与液滴模型



细胞繁殖时的分裂

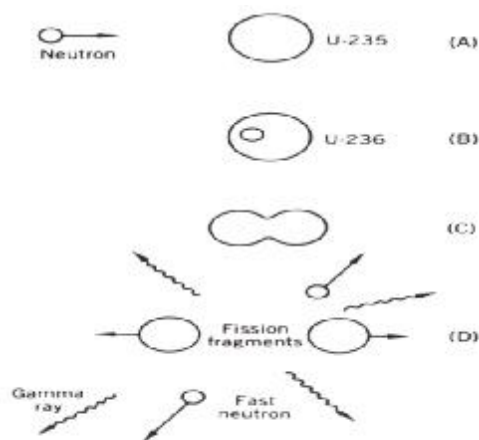
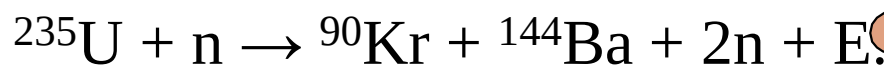
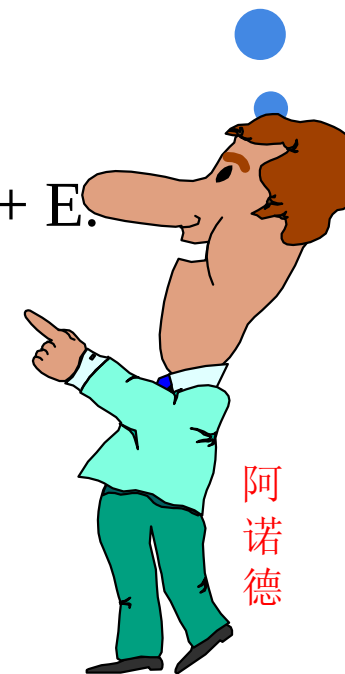


Fig. 6.1. The fission process.

原子核“液滴”模型

多么像我在显微镜下面看到的细胞繁殖时的分裂现象啊！



fission



第二节 裂变能利用与核电站

铀-235裂变释放的能量

Energy from one U-235 Fission

	MeV
Fission fragment kinetic energy	166
Neutrons	5
Prompt gamma rays	7
Fission product gamma rays	7
Beta particles	5
Neutrinos	10
Total	200

一公斤铀235全部裂变释放的能量，相当于2万吨梯恩梯炸药爆炸时放出的能量。



第二节 裂变能利用与核电站

链式裂变反应

一个中子把一个易裂变原子核轰击成两半，释放出能量，同时又跑出两个以上中子——**裂变反应**





第二节 裂变能利用与核电站

链式裂变反应

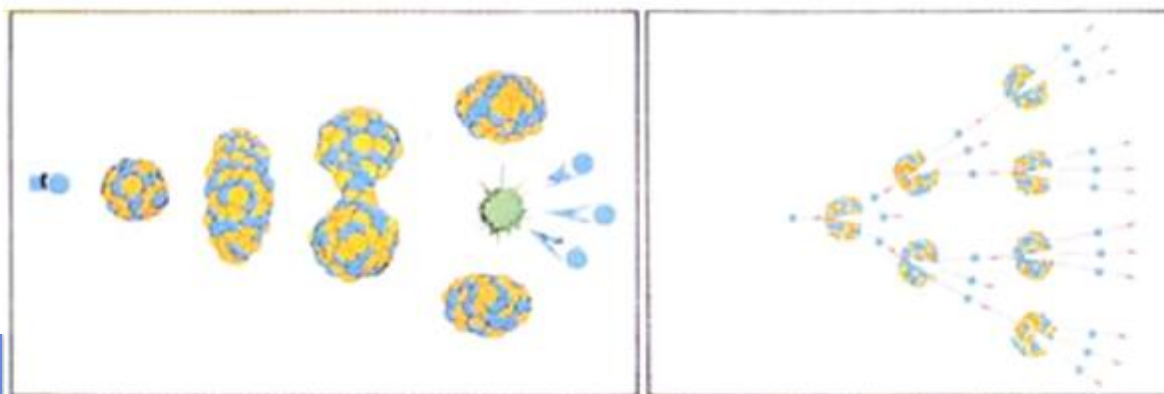
如何进行
并维持呢？

这些中子又去轰击更多的原子核，触发下一级裂变。

这样分裂，分裂，越来越猛烈的分裂。

能量，能量，越来越多的能量。

费米把这种现象称为**链式裂变反应**。





第二节 裂变能利用与核电站

有效增殖系数 K

此代裂变产生的中子总数与前一代裂变产生的中子总数的比值。

如果裂变产生100个中子（第一代中子），经过慢化再引起下一次裂变，若产生102个中子（第二代中子），则 $K=1.02$ 。

$K=1$ 时为临界状态，需要的最小的裂变燃料数量叫做临界质量。

此时，中子数保持不变，链式反应可继续进行下去每秒钟内发生恒定的裂变数，每次裂变放出的能量也一定，这表明反应的功率保持一定水平不变。

当 $K>1$ 时，中子数越来越多，功率在增加，这个状态称为超临界状态。

当 $K<1$ 时，中子数越来越少，功率也在下降，这种状态称为次临界状

态。



第二节 裂变能利用与核电站

反应性(*reactivity*)

表征链式核反应介质或系统偏离临界程度的一个参数。

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \left\{ \begin{array}{l} \rho > 0 \text{ 超临界} \\ \rho = 0 \text{ 临界} \\ \rho < 0 \text{ 次临界} \end{array} \right.$$



第二节 裂变能利用与核电站

裂变反应堆

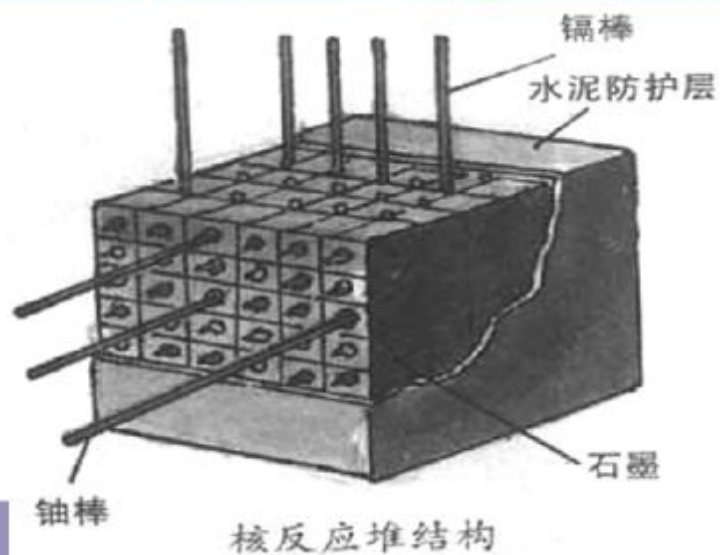
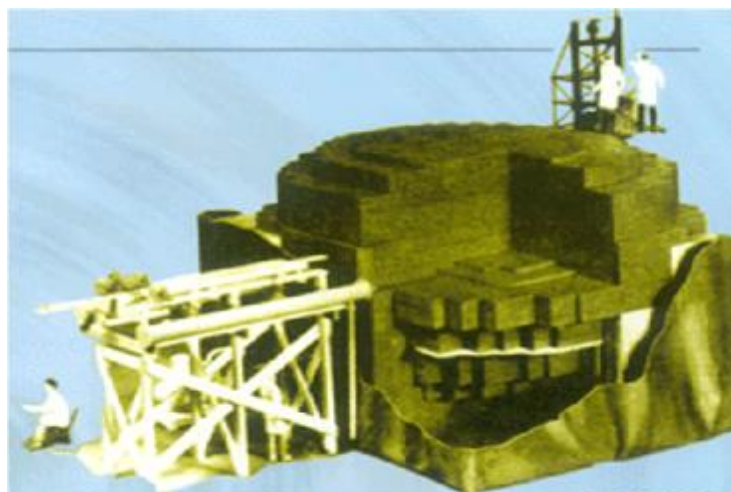
裂变堆的发展历史

- 1938年，德国化学家哈恩和斯特拉斯曼发现U原子的裂变现象，而且一个U原子裂变放出的能量（200MeV）比一个C原子氧化放出的能量（4.1eV）大 5×10^7 倍，如此巨大的能量如何利用呢？
- 1942年12月，意大利物理学家费米等在美国芝加哥大学建造了世界第一座人工裂变反应堆。美国又利用U-238转化成Pu-239原子弹装料，制造了钚原子弹，又利用反应堆作动力建造了核潜艇。
- 20世纪40-50年代，裂变反应堆主要用于军事目的。
- 50年代中期，世界上大量建造研究堆，同时用以发电。
- 60年代中期起，许多国家大力发展核电站或核动力。



第二节 裂变能利用与核电站

费米研制的第一座裂变堆





第二节 裂变能利用与核电站

裂变反应堆的组成

反应堆是一个能维持和控制核裂变链式反应，从而实现核能—热能转换的装置。

核反应堆是核电厂的心脏，核裂变链式反应在其中进行。

反应堆由堆芯、冷却系统、慢化系统、反射层、控制与保护系统、屏蔽系统、辐射监测系统等组成。



第二节 裂变能利用与核电站

堆芯中的燃料

反应堆的燃料，不是煤、石油，而是可裂变材料。



鈾是一種重金屬元素，天然鈾由三種同位素組成。

鈾-235：含量 0.71%

鈾-238：含量 99.28%

鈾-234：含量 0.0058%

鈾-235 是自然界存在的易於發生裂變的唯一核素，鈾-239、鈾-233 等也易於裂變，但自然界中不存在，需人工生產。



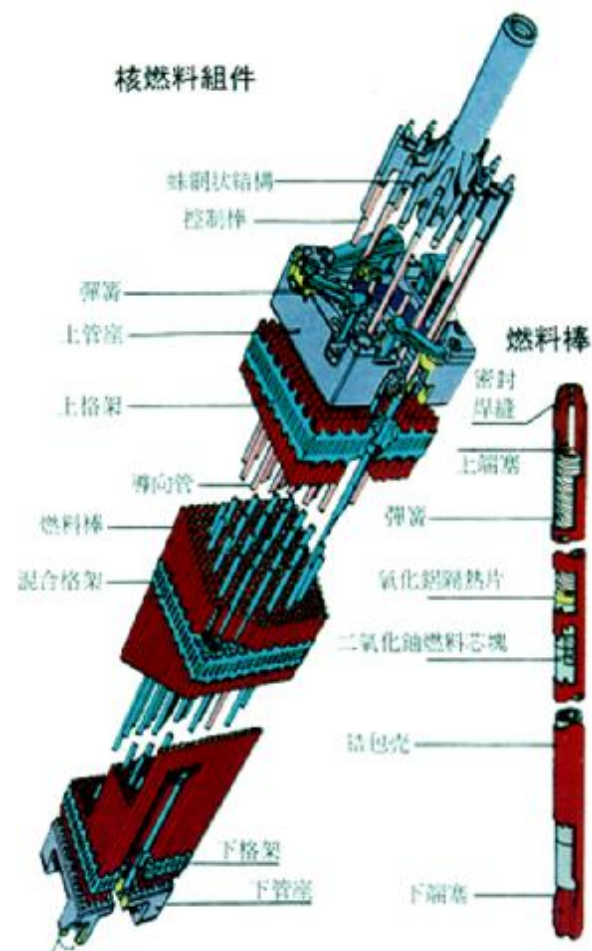
第二节 裂变能利用与核电站

燃料包壳

为了防止裂变产物逸出，一般燃料都需用包壳包起来，包壳材料有铝、锆合金和不锈钢等。

控制与保护系统中的控制棒和安全棒

为了控制链式反应的速率在一个预定的水平上，需用吸收中子的材料做成吸收棒，称之为控制棒和安全棒。控制棒用来补偿燃料消耗和调节反应速率；安全棒用来快速停止链式反应。吸收体材料一般是硼、碳化硼、镉、银铟镉等。





第二节 裂变能利用与核电站

冷却系统中的冷却剂：为了将裂变的热导出来，反应堆必须有冷却剂，常用的冷却剂有轻水、重水、氦和液态金属钠等。

慢化系统中的慢化剂：由于慢速中子更易引起铀-235裂变，而中子裂变出来则是快速中子，所以有些反应堆中要放入能使中子速度减慢的材料，就叫慢化剂，一般慢化剂有水、重水、石墨等。

反射层：反射层设在活性区四周，它可以是重水、轻水、铍、石墨或其它材料。它能把活性区内逃出的中子反射回去，减少中子的泄漏量。

屏蔽系统：反应堆周围设屏蔽层，减弱中子及 γ 剂量。

辐射监测系统：该系统能监测并及早发现放射性泄漏情况。



第二节 裂变能利用与核电站

反应堆的结构形式是千姿百态的，它根据燃料形式、冷却剂种类、中子能量分布形式、特殊的设计需要等因素可建造成各类型结构形式的反应堆。目前世界上有大小反应堆上千座，其分类也是多种多样。

按能谱分有：由热能中子和快速中子引起裂变的热堆和快堆；

按冷却剂分有：轻水堆，即普通水堆（又分为压水堆和沸水堆）、重水堆、气冷堆和钠冷堆。

按用途分有：（1）研究试验堆：是用来研究中子特性，利用中子对物理学、生物学、辐照防护学以及材料学等方面进行研究；（2）生产堆，主要是生产新的易裂变的材料铀-233、钷-239；（3）动力堆，利用核裂变所产生的热能广泛用于舰船的推进动力和核能发电。



第二节 裂变能利用与核电站

2

什么是核电站

核电站就是利用一座或若干座动力反应堆所产生的热能来发电或发电兼供热的动力设施。

反应堆是核电站的关键设备，链式裂变反应就在其中进行。



第二节 裂变能利用与核电站

能量转换“四步曲”

- 1 **反应堆**：将核能转变为热能（高温高压水）
- 2 **蒸汽发生器**：将一回路高温高压水中的热量传递给二回路的水，使其变为饱和蒸汽。
- 3 **汽轮机**：将饱和蒸汽的热能转变为高速旋转的机械能；
- 4 **发电机**：将汽轮机传来的机械能转变为电能。



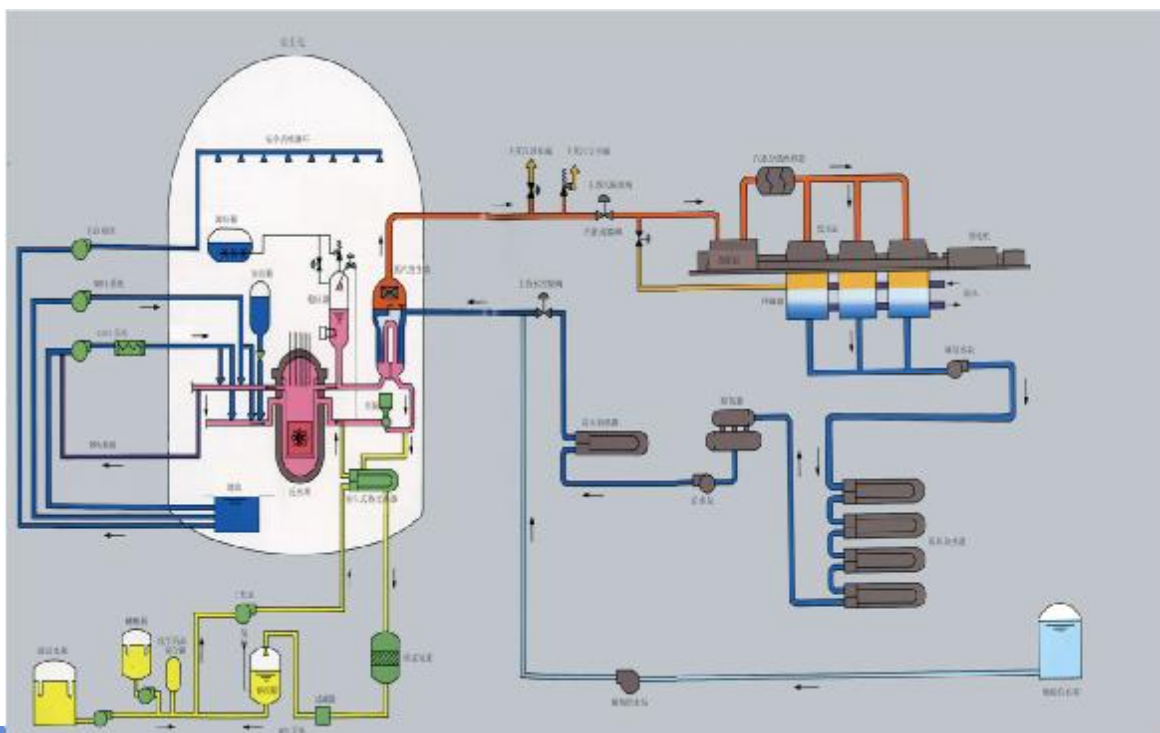


第二节 裂变能利用与核电站

3

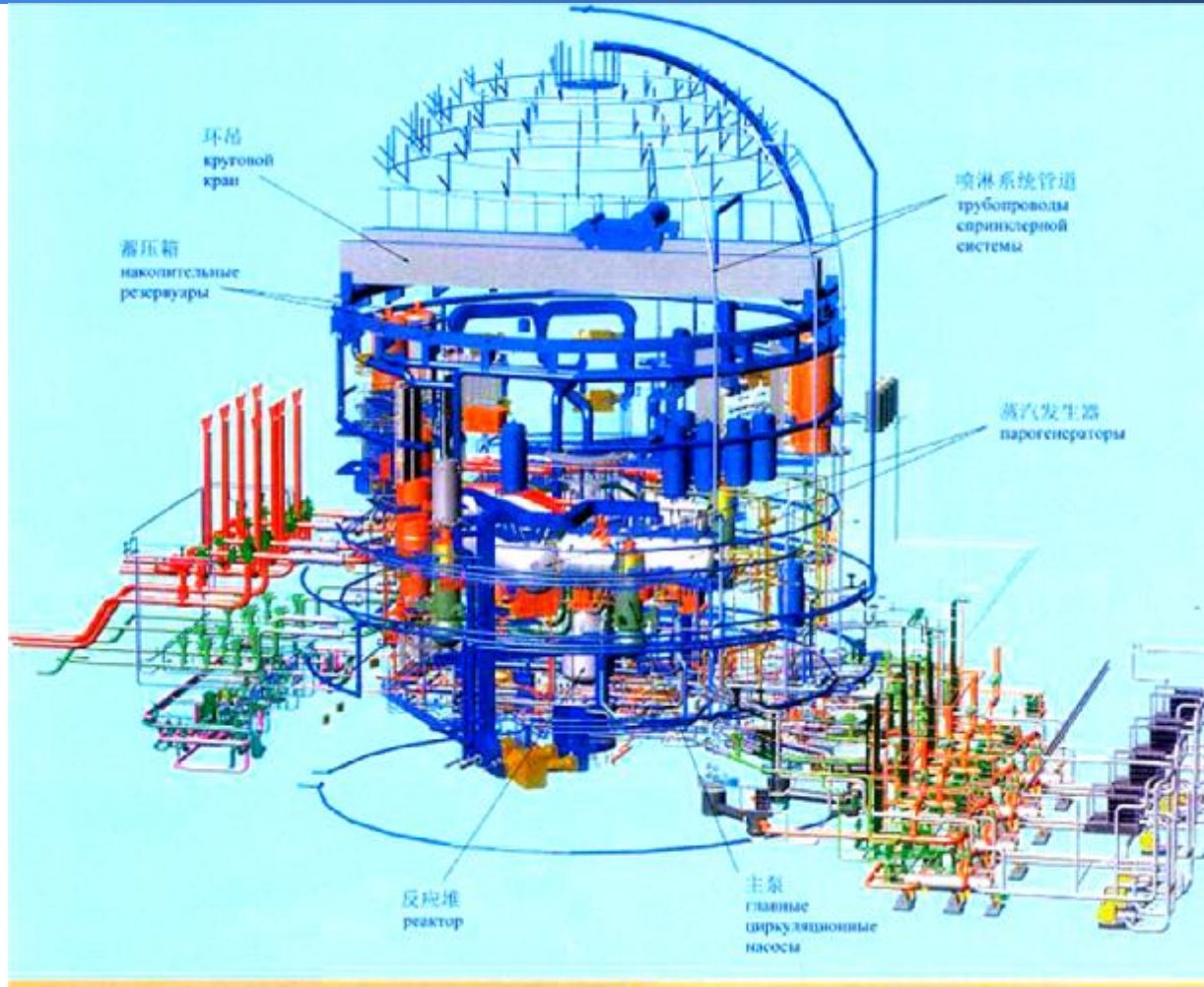
压水堆核电站

压水堆核电站流程示意图





第二节 裂变能利用与核电站





第二节 裂变能利用与核电站

一回路系统

一回路冷却剂的循环:

主泵→反应堆堆芯→蒸汽发生器倒U型管一次侧→主泵

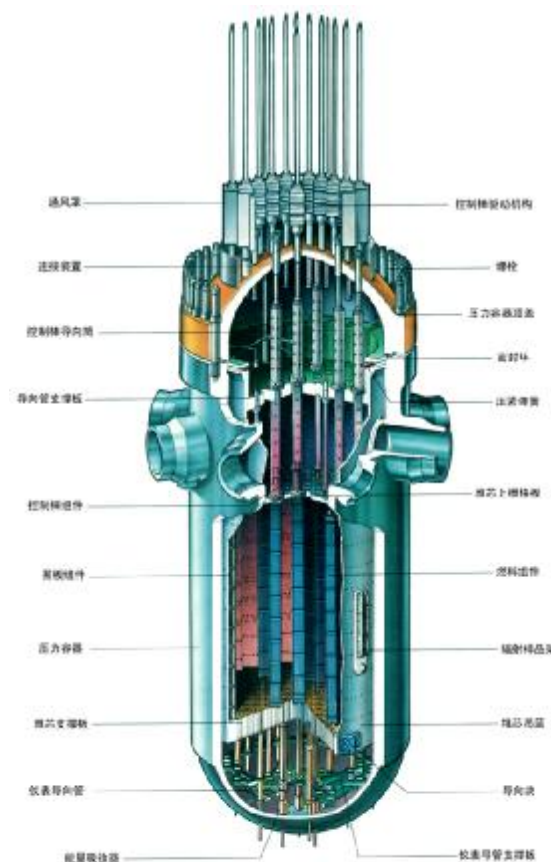


第二节 裂变能利用与核电站

反应堆结构

作用：

- 1、链式反应维持；
- 2、热量导出；
- 3、反应堆安全性。





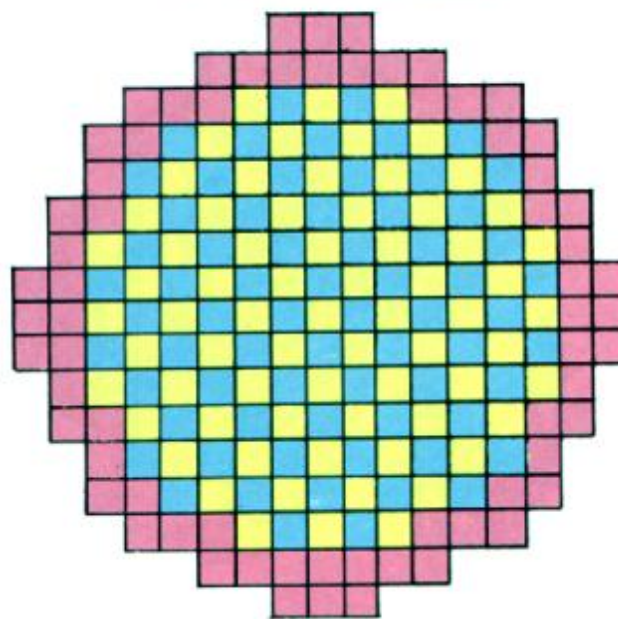
第二节 裂变能利用与核电站

堆芯布置

分区装载、定期倒换

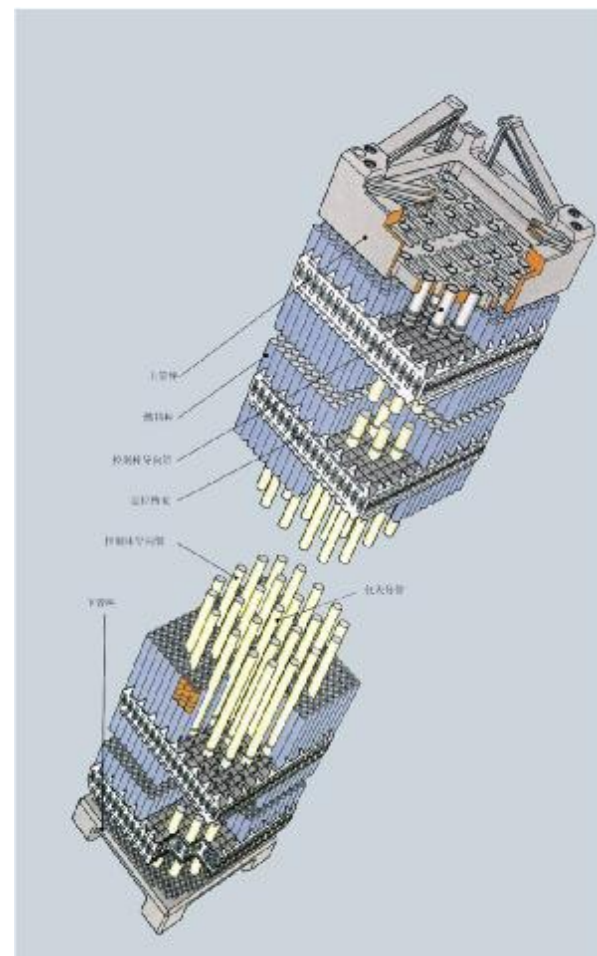
900 兆瓦压水堆堆芯一般装载 157 个燃料组件，约合 80 吨二氧化铀，第一次装料元件分三种浓度，即含铀-235 的 1.8~2.1%、2.4~2.6% 及 2.9~3.2% 各占约 $\frac{1}{3}$ 。每年换料约 $\frac{1}{3}$ 。换入浓度为 3.1~3.4% 的元件。

堆芯佈置示意圖





燃料组件





第二节 裂变能利用与核电站

主泵

作用:

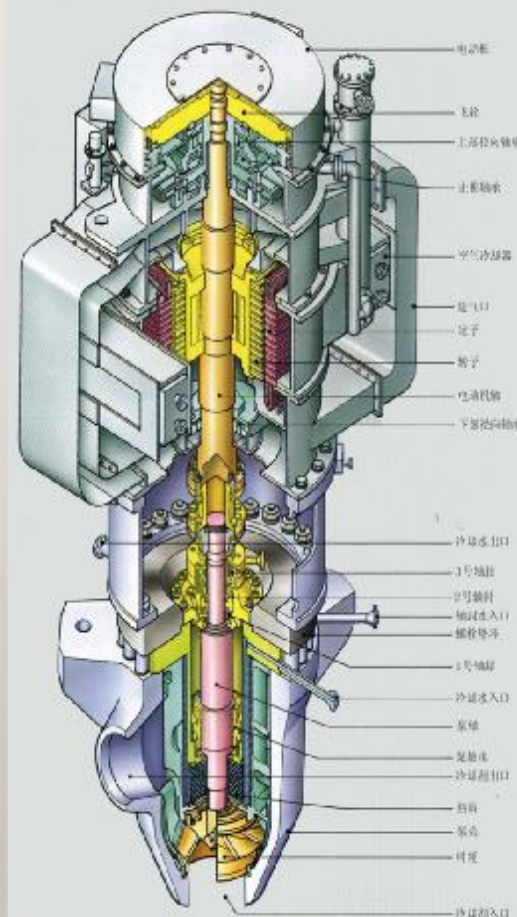
唧送冷却剂，强迫循环
流动

流量:

15000—20000m³/h



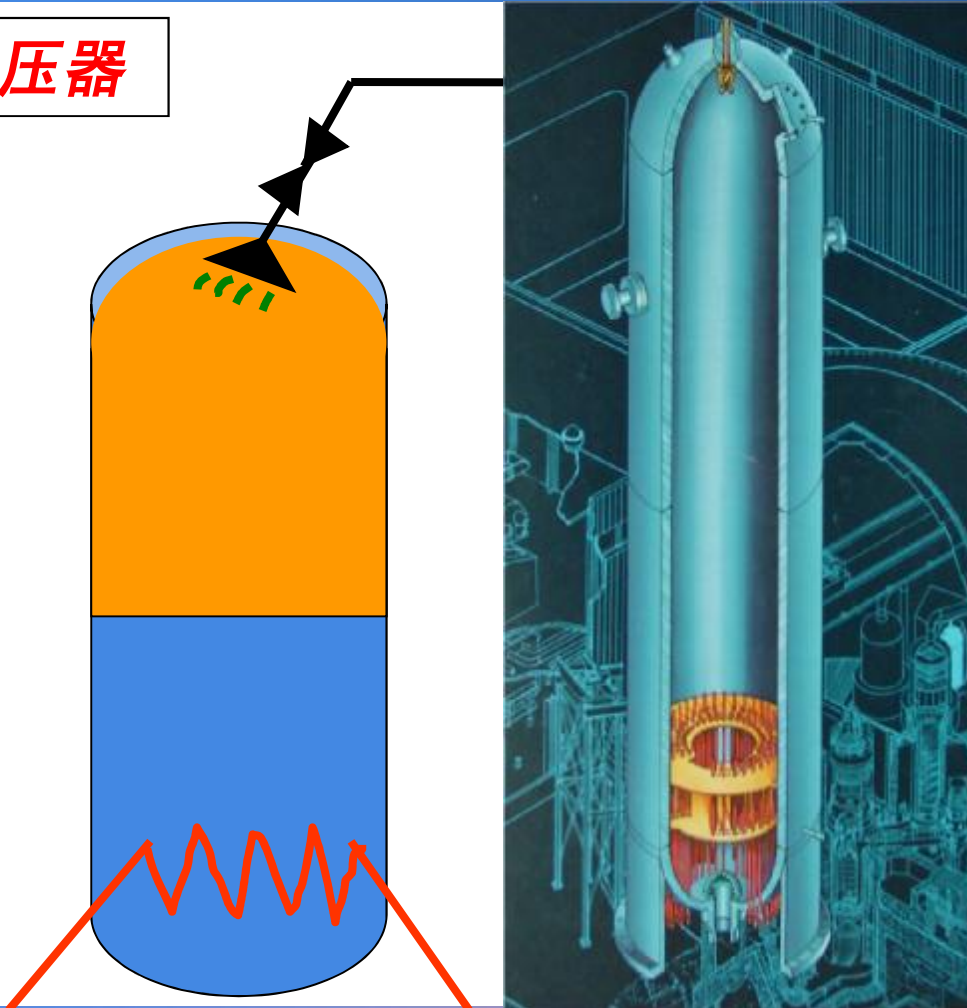
24. 压水堆冷却剂泵外观





第二节 裂变能利用与核电站

稳压器



功能:

- 1、压力控制
- 2、超压保护

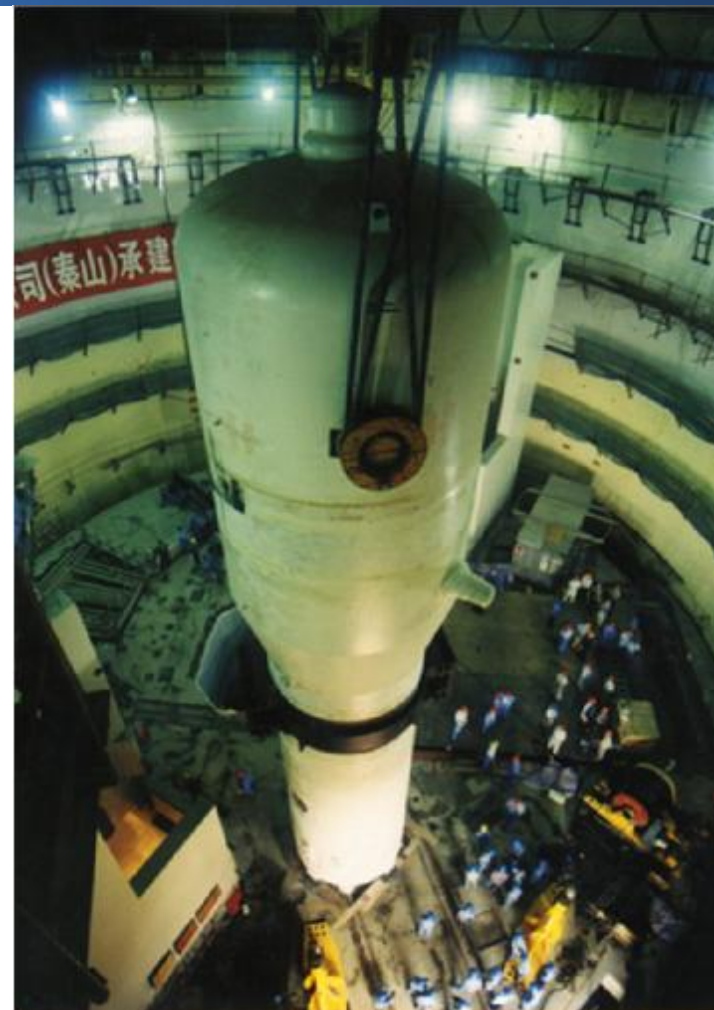
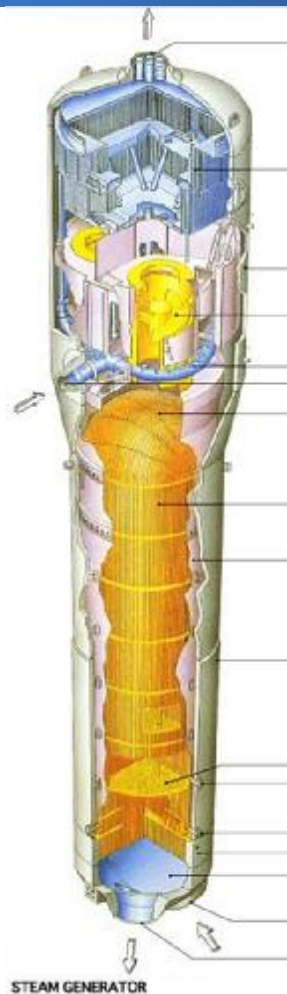


第二节 裂变能利用与核电站

蒸汽发生器

作用:

- 1、作为热交换设备，产生蒸汽；
- 2、作为连接设备，隔离一、二回路





第二节 裂变能利用与核电站

二回路系统

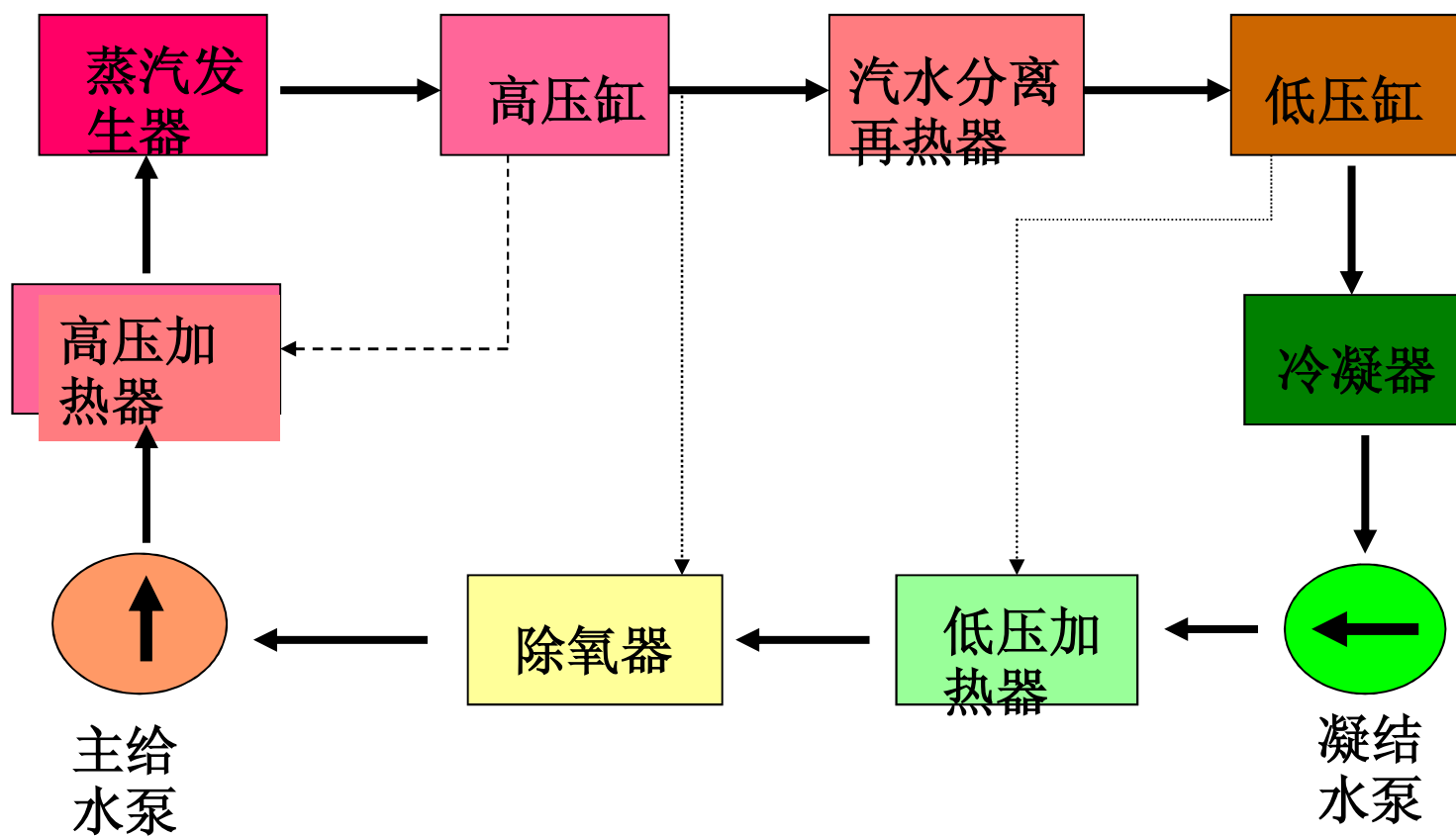
功能:

将一回路提供的热能（高温高压蒸汽）转变为汽轮机高速旋转的机械能，带动发电机发电；

在停机或事故工况下，保证一回路的冷却。



第二节 裂变能利用与核电站





School of Nuclear Science & Technology USC



第二节 裂变能利用与核电站



大亚湾核电站汽轮发电机组



School of Nuclear Science & Technology USC



第二节 裂变能利用与核电站



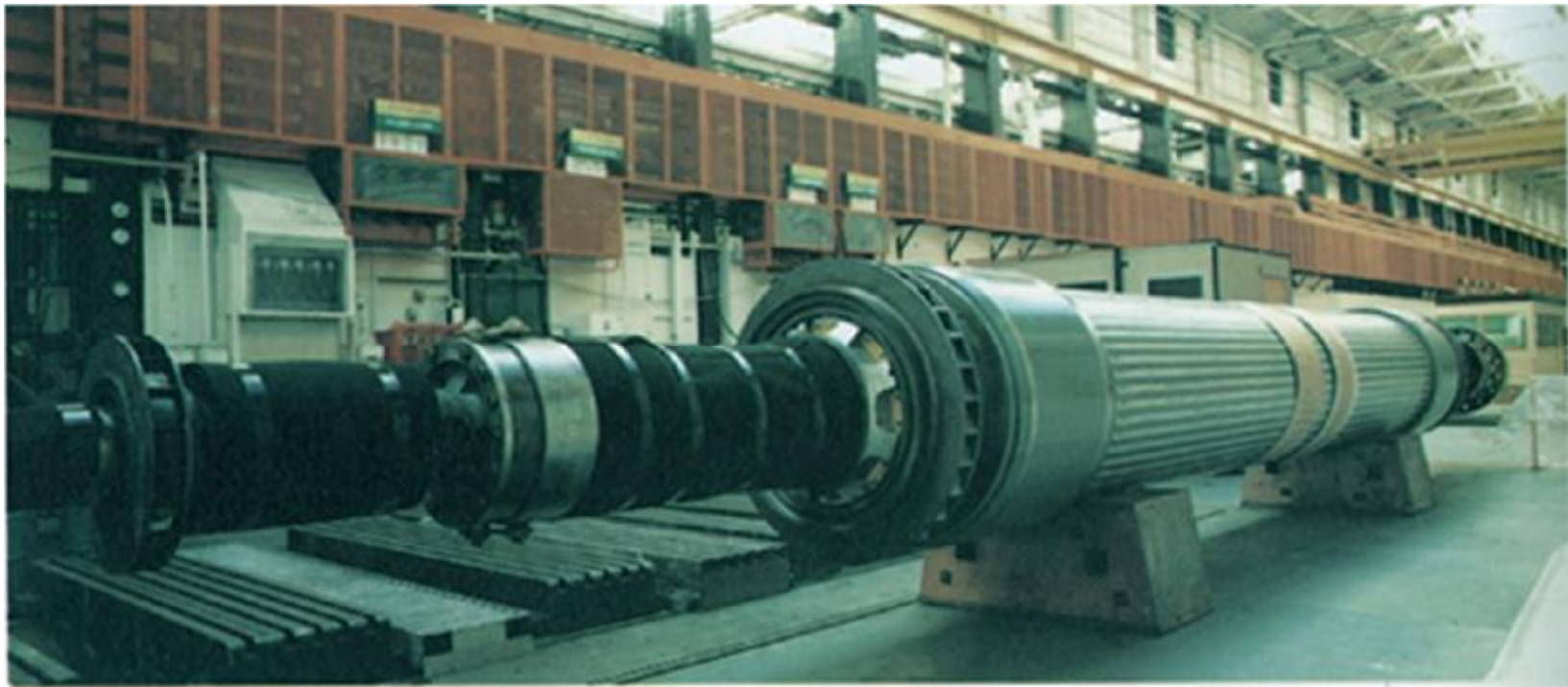
除氧器水箱外型



School of Nuclear Science & Technology USC



第二节 裂变能利用与核电站



发电机转子



School of Nuclear Science & Technology USC



第二节 裂变能利用与核电站



发电机内定子



School of Nuclear Science & Technology USC



第二节 裂变能利用与核电站



发电机外定子



School of Nuclear Science & Technology USC



第二节 裂变能利用与核电站



输电塔



第二节 裂变能利用与核电站

4

其他类型核电站

人们根据核电站使用冷却剂的不同将核电站分成不同的类型：

- 1、目前，热中子堆中的大多数是用轻水慢化和冷却的所谓轻水堆。轻水堆又分为压水堆和沸水堆。

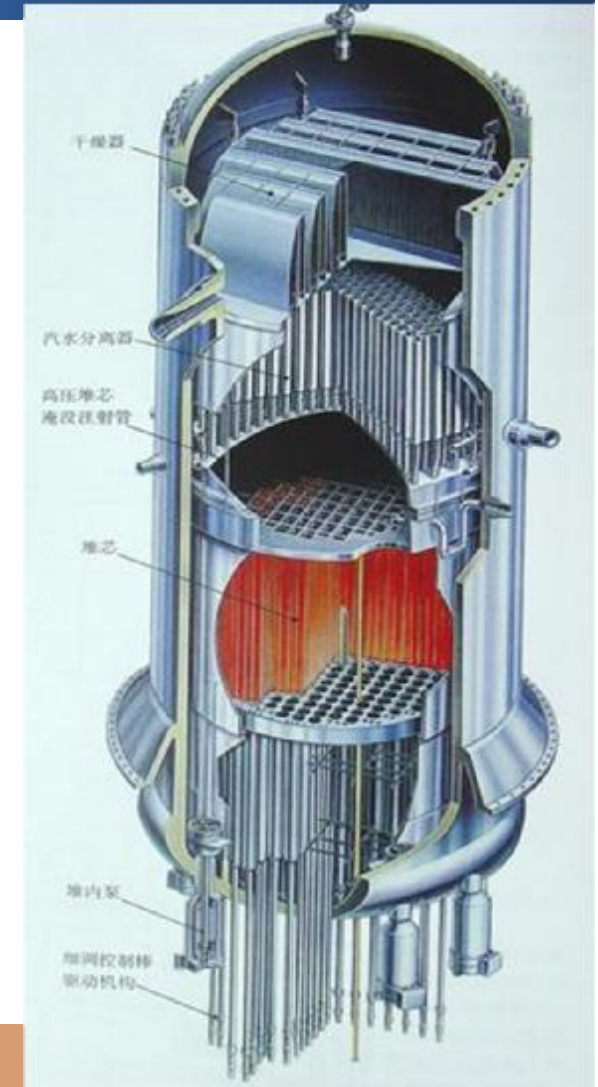
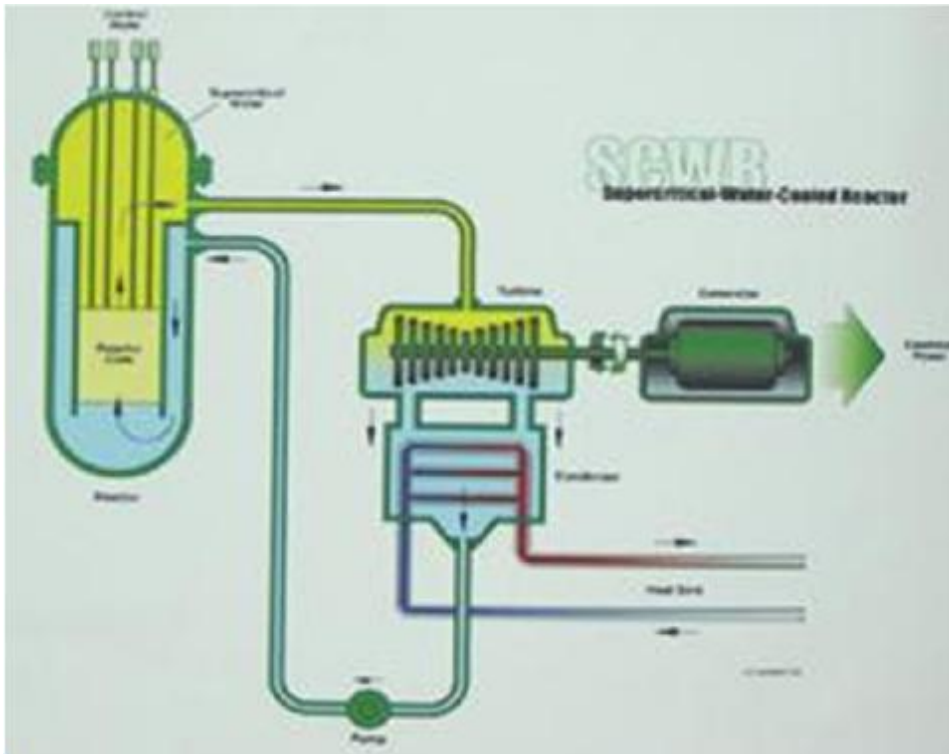


School of Nuclear Science & Technology USC



第二节 裂变能利用与核电站

沸水反应堆核电站





第二节 裂变能利用与核电站

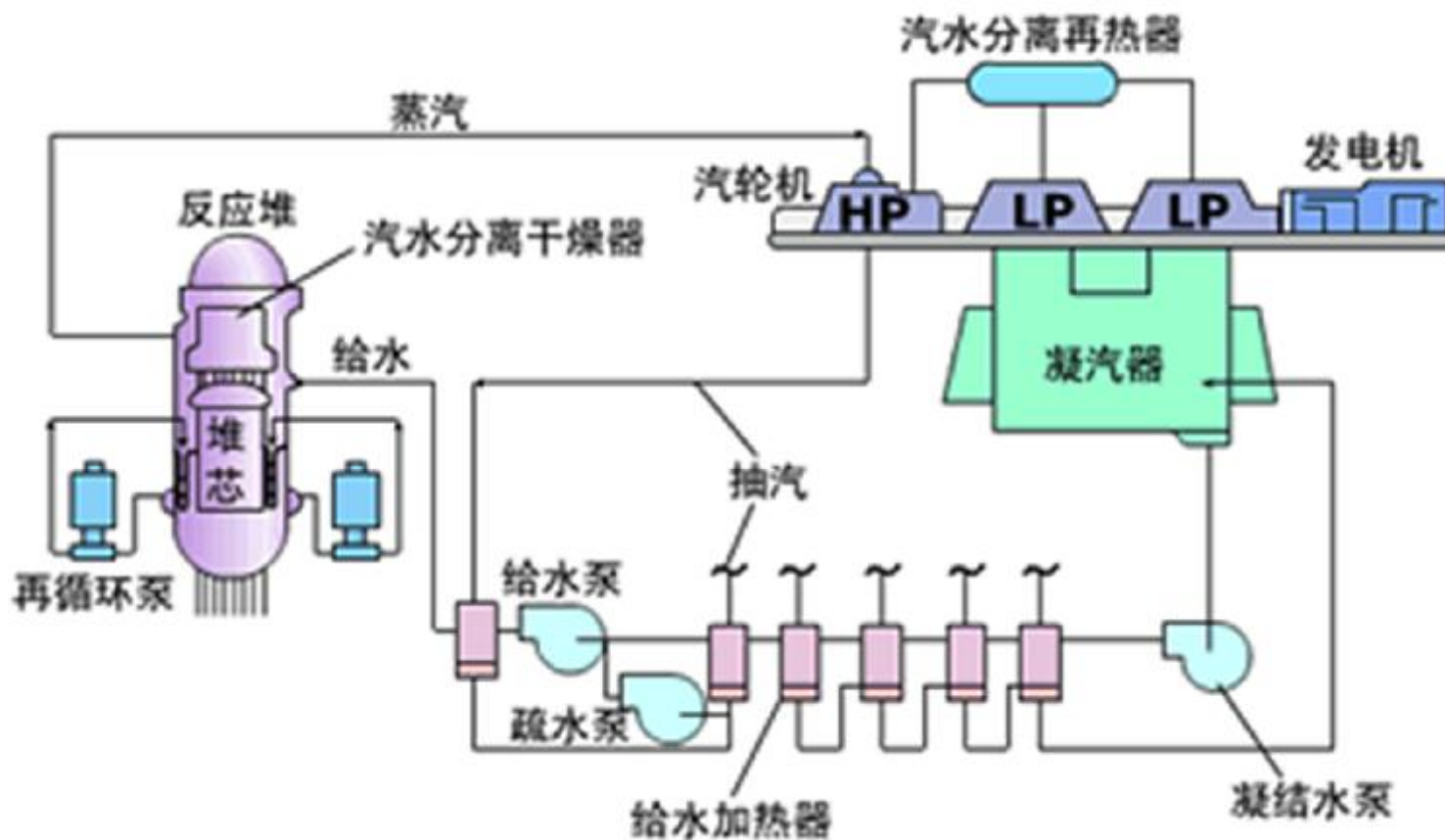


图2.3 沸水堆核电站原理流程图



第二节 裂变能利用与核电站

工作原理:

- 核燃料 3.5%低浓度铀 (U-235)
- 冷却剂 H_2O (压力7MPa, 温度200~300℃)
- 慢化剂 H_2O (压力7MPa, 温度200~300℃)

优点:

- 设备简单省去一个二回路
- 压力容器要求相对较低
- 通过使水汽化(潜热), 通过堆塔冷却剂流量小

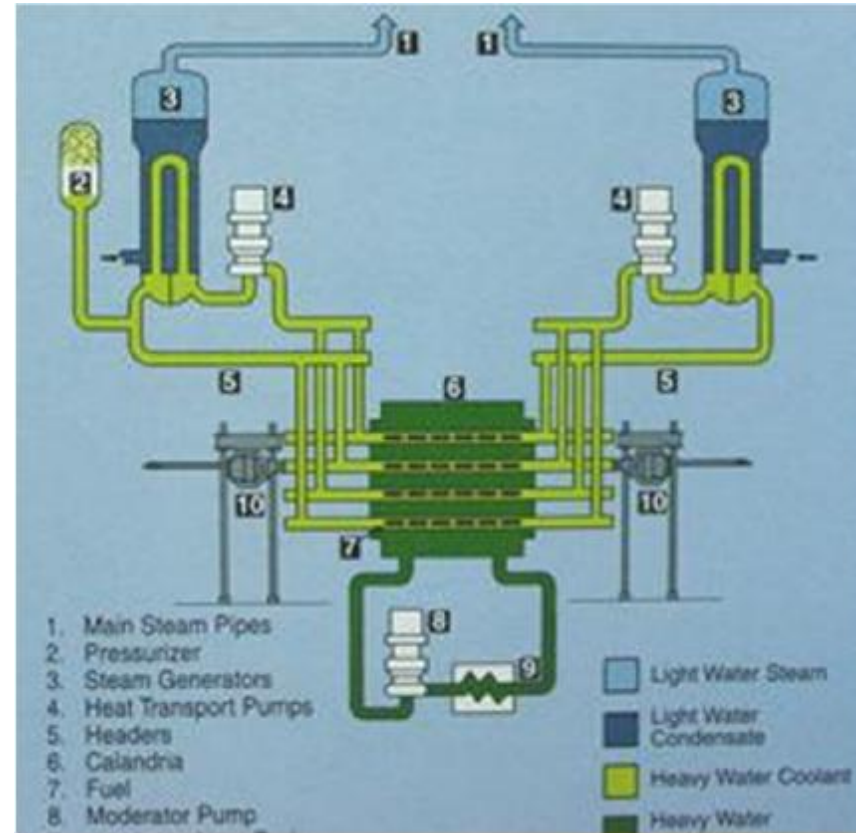
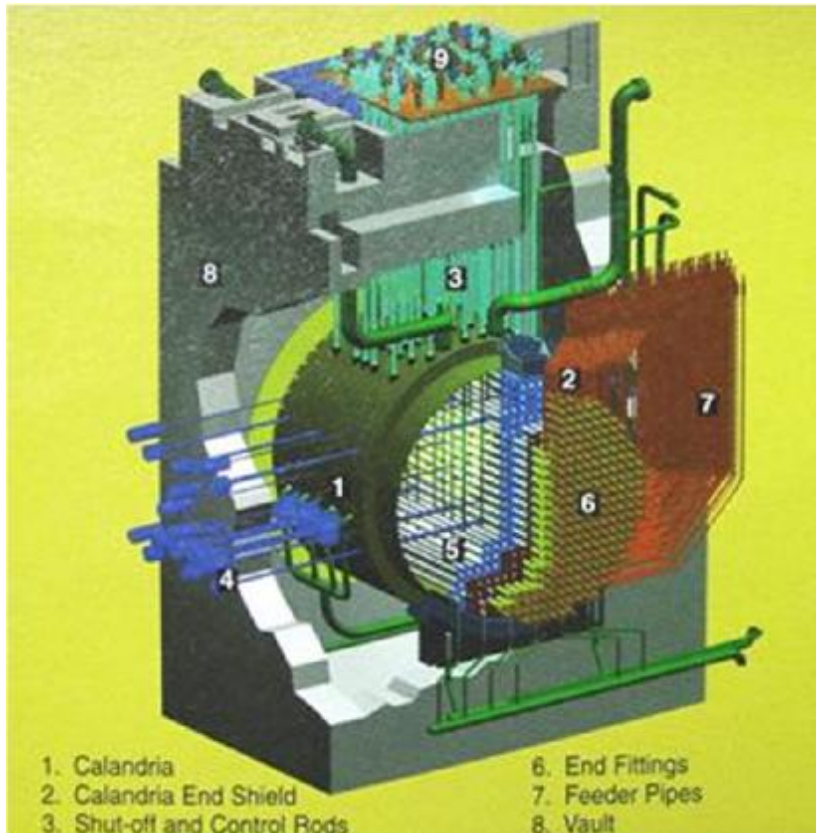
缺点:

- 沸腾的水相对中子慢化能力低
- 蒸汽温度不高热效率低
- 带有放射性的饱和蒸汽与气轮机接触, 增加放射性防护难度



第二节 裂变能利用与核电站

重水反应堆核电站





第二节 裂变能利用与核电站

工作原理:

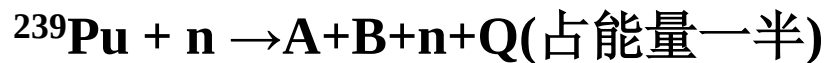
- 核燃料 天然铀 ($99.25\% {}^{238}\text{U} + 0.75\% {}^{235}\text{U}$)
- 慢化剂 D_2O
- 冷却剂 D_2O (压力容器式) 或 H_2O (压力管式)



第二节 裂变能利用与核电站

优点:

- 中子利用率高（主要由于D吸收中子截面远低于H）
- 废料中含 ^{235}U 极低，废料易处理
- 可将 ^{238}U 转换成易裂变材料



缺点:

- 重水初装量大，价格昂贵
- 燃耗线（8000~10000兆瓦日 / T（铀）为压水堆1/3）
- 为减少一回路泄漏（因补 D_2O 昂贵）对一回路设备要求高

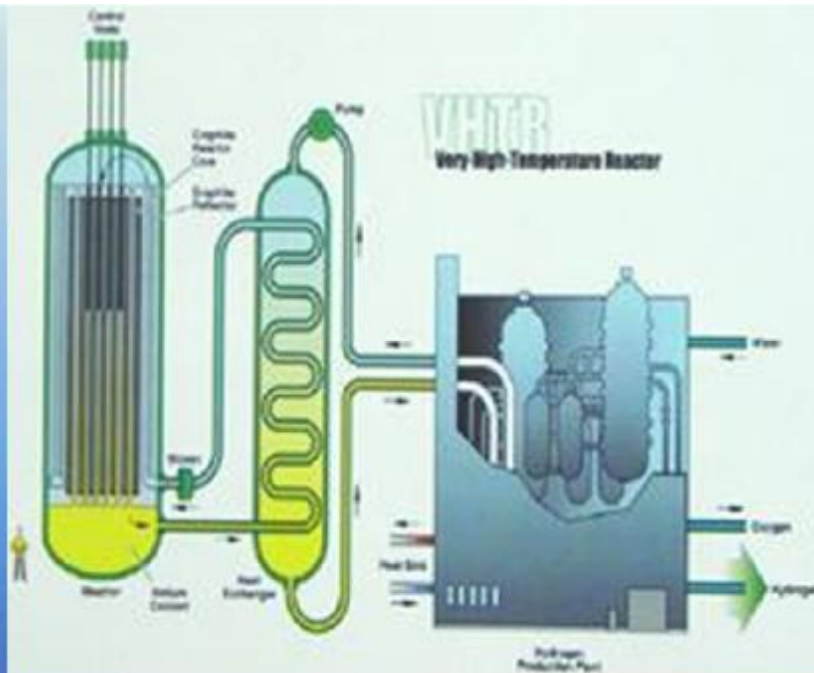
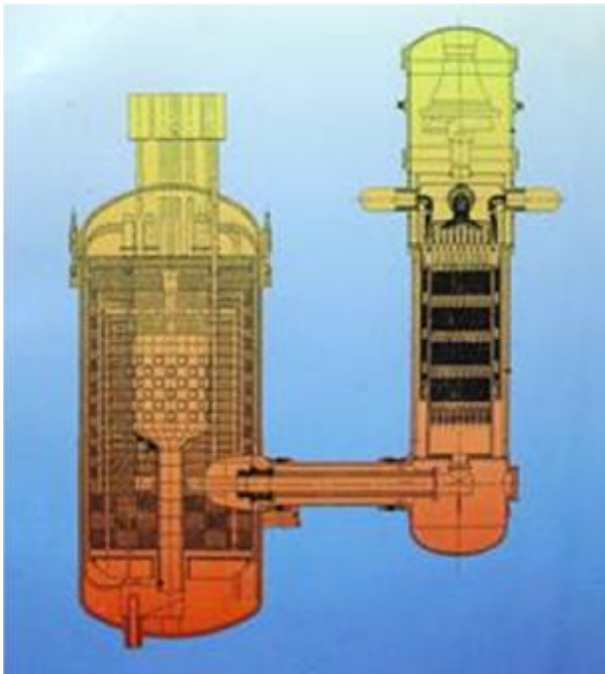


School of Nuclear Science & Technology USC



第二节 裂变能利用与核电站

高温气冷反应堆





第二节 裂变能利用与核电站

工作原理:

- 核燃料 2~5% ^{235}U (形状为直径几百微米的陶瓷颗粒，外面涂敷三层或四层热解碳或碳化硅保护核燃料及其裂变产物不外泄漏)
- 冷却剂 氦气 (加热到750~850℃送进气轮机或通入二回路水，使水变成水蒸汽送入气轮机)
- 慢化剂 石墨 (C)



第二节 裂变能利用与核电站

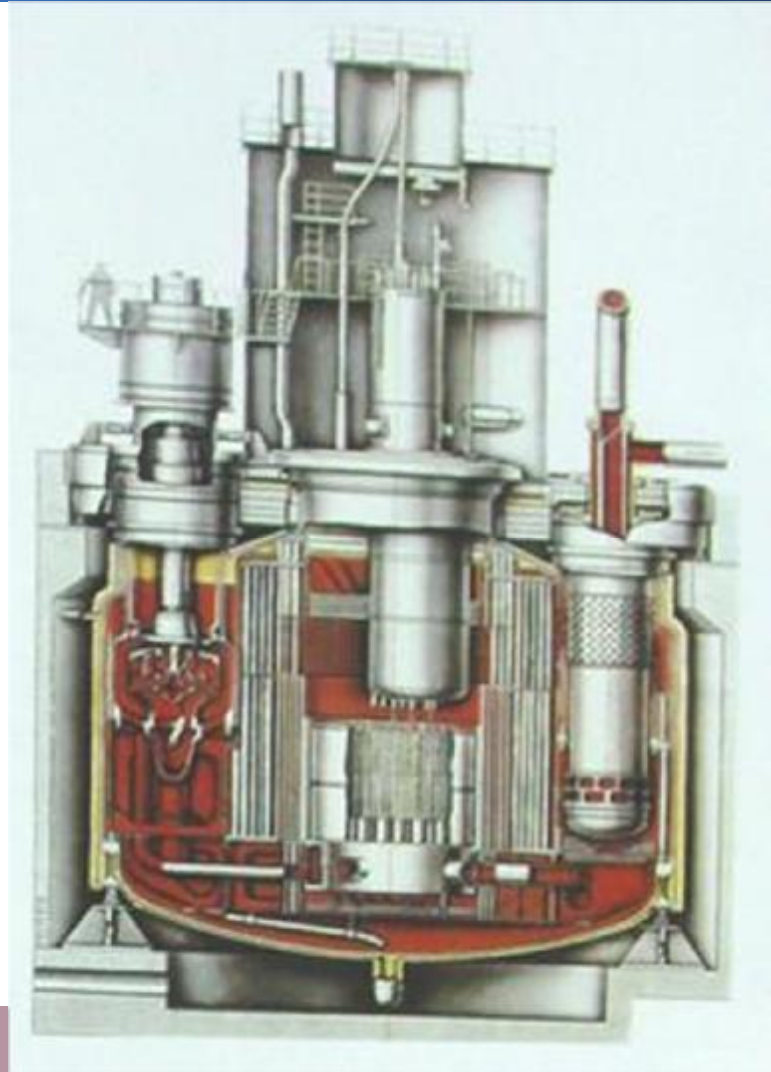
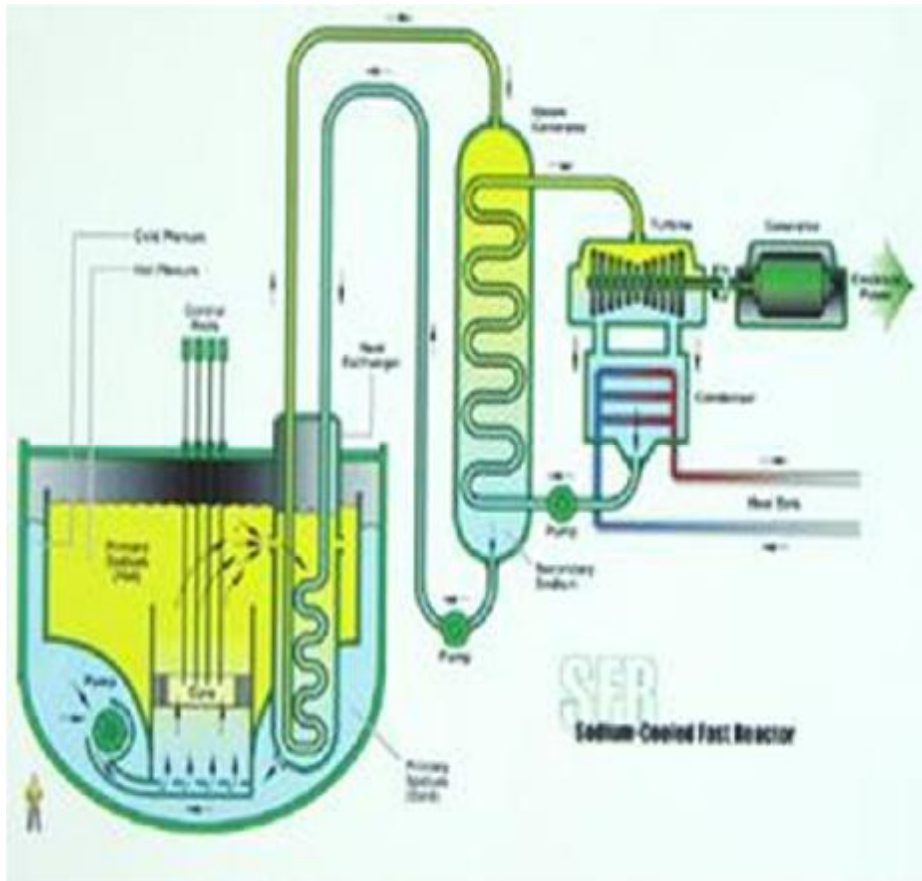
优点:

- 高温，高效率（ $750\sim 850^{\circ}\text{C}$ ，热效率40%）
- 高转换比，高热耗值（由于堆芯中没有金属结构材料只有核燃料和石墨，而石墨吸收中子截面小。转换比0.85， 燃耗10万兆瓦日/T（铀））
- 安全性高（反应堆负温度系数大，堆芯热容量大，温度上升缓慢，采取安全措施裕量大）
- 环境污染小（采用氦气作冷却剂，一回路放射性剂量较低，由于热效率率高排出废热少）
- 有综合利用的广阔前景（如果进一步提高氦气温度 $\sim 900^{\circ}\text{C}$ 时可直接推动气轮机； $\sim 1000^{\circ}\text{C}$ 时可直接推动气轮机热效率大于50%； $\sim 1000-1200^{\circ}\text{C}$ 时可直接用于炼铁、化工及煤的气化）
- 高温氦气技术可为将来发展气冷堆和聚变堆创造条件



第二节 裂变能利用与核电站

快中子增殖反应堆





第二节 裂变能利用与核电站

工作原理:

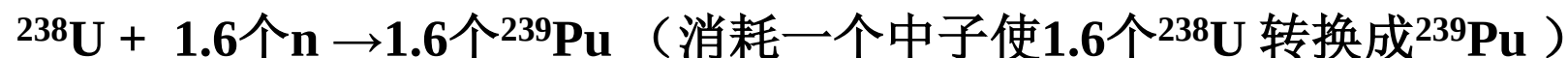
- 核燃料 ($^{238}\text{U}+33\% \text{ } ^{239}\text{U}$ 或 $^{238}\text{U}+33\% \text{ } ^{235}\text{U}$)
- 慢化剂 金属钠 (液态)
- 冷却剂 无



第二节 裂变能利用与核电站

优点:

- 充分利用铀资源



- 堆芯无慢化材料、结构材料，冷却剂用量少
- 液态金属钠沸点为895℃堆出口温度可高于560℃

缺点:

- 快中子裂变截面小，需用高浓铀（达~33%）
- 对冷却剂要求苛刻，既要传热好又不能慢化中子，Na是首选材料，Na是活泼

金属，遇水会发生剧烈化学反应，因此需要加隔水回路



School of Nuclear Science & Technology USC



第二节 裂变能利用与核电站

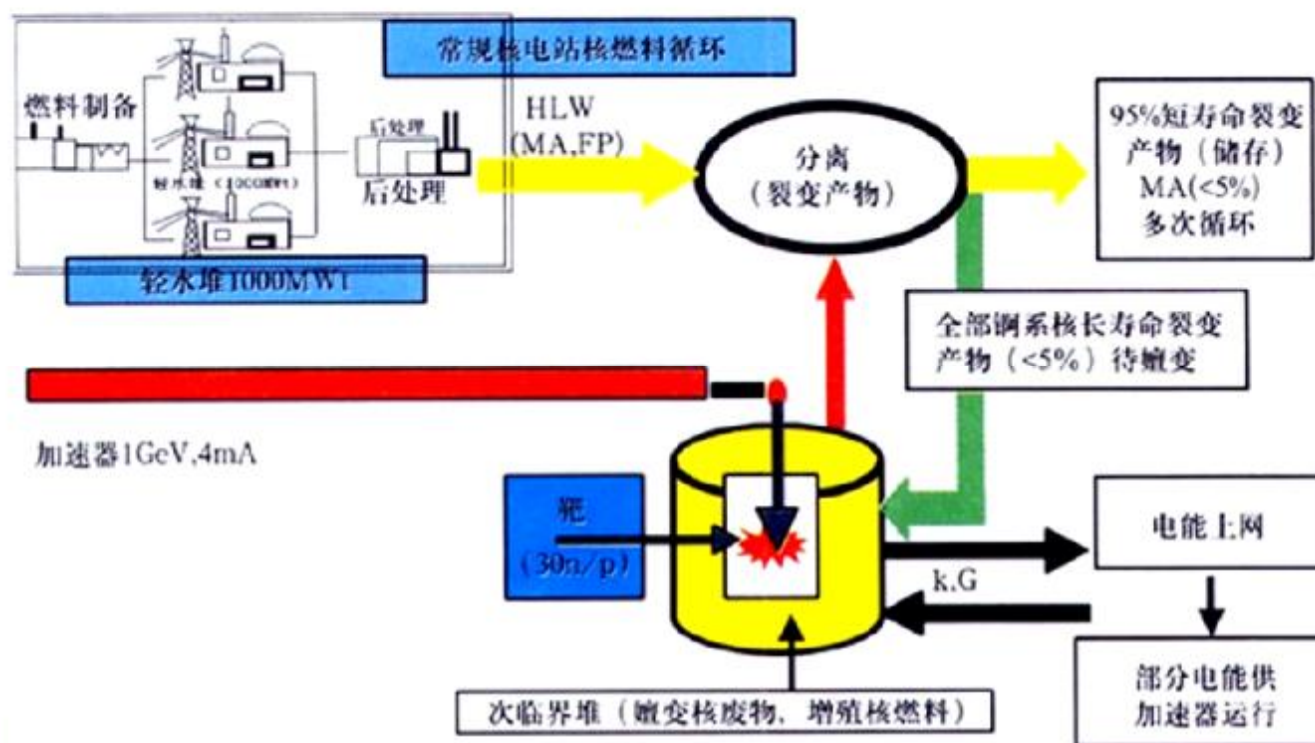




第二节 裂变能利用与核电站

加速器驱动洁净核能系统

(ADS: Accelerator-Driven Systems)





School of Nuclear Science & Technology USC



第二节 裂变能利用与核电站

聚变堆





第二节 裂变能利用与核电站



5 反应堆安全

白酒与啤酒

核电站不会像原子弹爆炸，核燃料中的有效成分是铀-235，铀-235同样也是原子弹中的核炸药，那么核电站会不会像原子弹那样爆炸呢？不必担心，绝没有这种可能性！核燃料中铀-235的含量约为3%，而核炸药中铀-235含量高达90%以上。核燃料引不起核爆炸，正像啤酒和白酒都含有酒精，白酒因酒精含量高可以点燃，而啤酒则因酒精含量低却不能点燃一样。





第二节 裂变能利用与核电站

核电站与原子弹

原子弹是由高浓度的（大于93%）裂变物质铀-235或钚-239和复杂而精密的引爆系统所组成的。通过引爆系统把裂变物质压紧在一起，达到超临界体积，于是瞬时形成剧烈的不受控制的链式裂变反应，在极短时间内，释放出巨大的核能，产生了核爆炸。而反应堆的结构和特性与原子弹完全不同，反应堆大都采用低浓度裂变物质作燃料，而且这些燃料都分散布置在反应堆内，在任何情况下，都不会像原子弹那样将燃料压紧在一起而发生核爆炸。而且，反应堆有各种安全控制手段，以实现受控的链式裂变反应。



第二节 裂变能利用与核电站

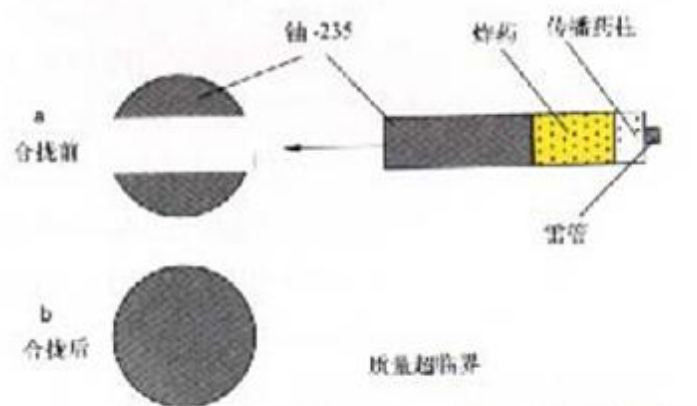


图 2.10 “枪法”原子弹原理示意图

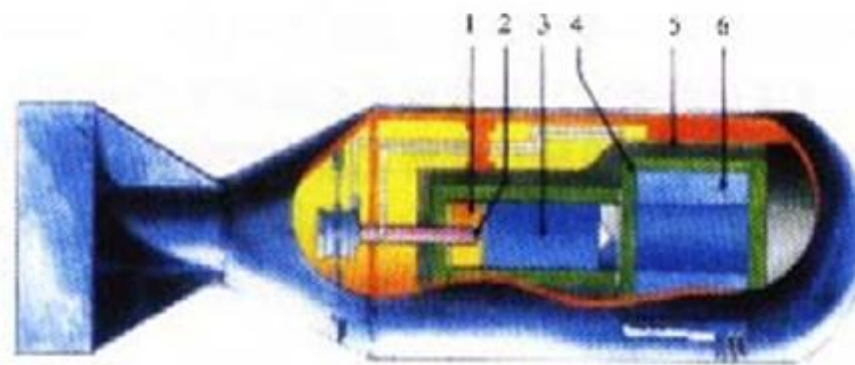


图 2.11 美国“小男孩”原子弹结构示意图
1. 炸药包; 2. 起爆头; 3, 6. 钚-235 部件;
4. 中子反射层; 5. 铸造的弹壳

【枪法原子弹】



第二节 裂变能利用与核电站

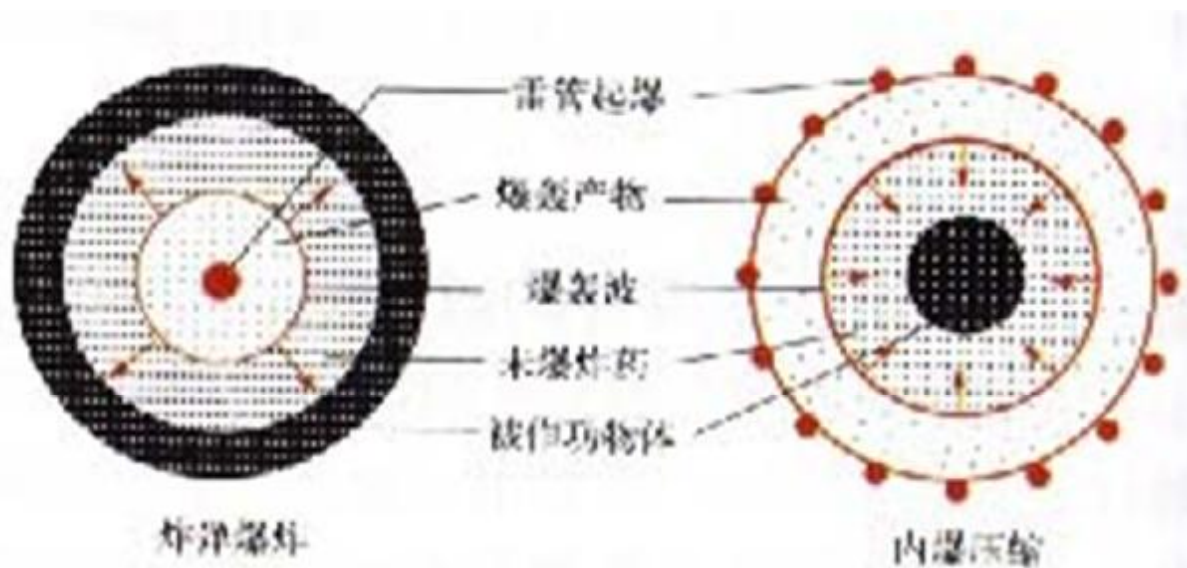


图 2.12 普通炸弹散心爆轰波与内爆法原子弹的聚心爆轰波压缩比较

【内爆法原子弹】



第二节 裂变能利用与核电站

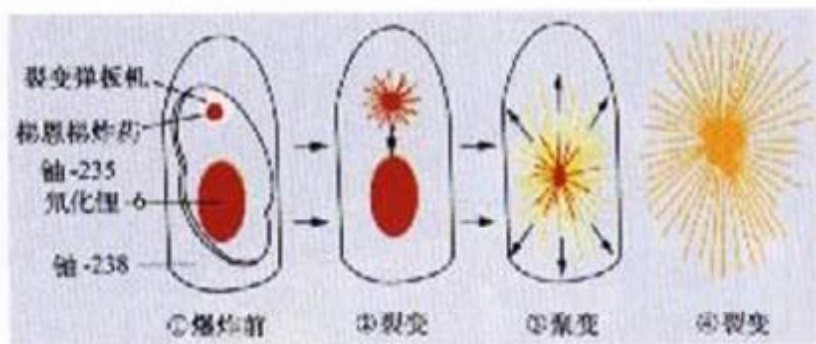
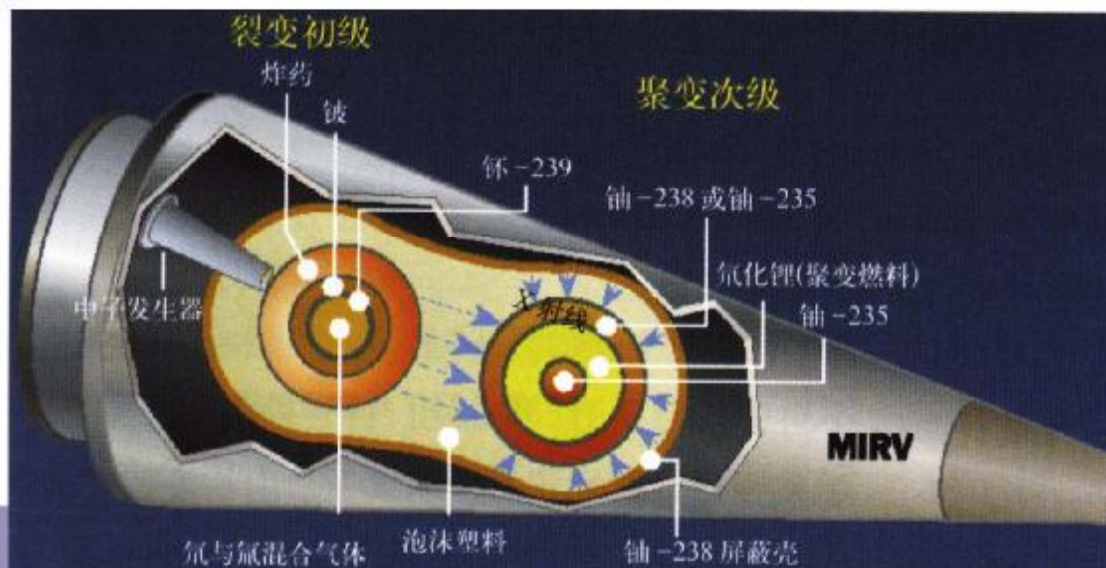


图 2.23 特勒描述的氢弹爆炸过程图

【氢弹】





第二节 裂变能利用与核电站

核电站安全目标

将危险性降到可以接受的水平

核电站最大危险

放射性释放

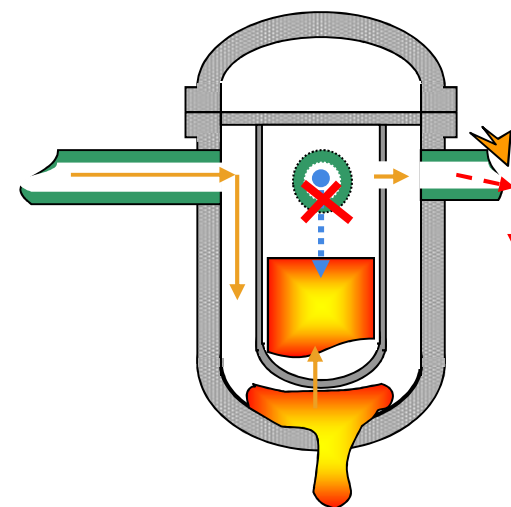


安全壳破损

堆芯熔化

冷却能力丧失

- 美国三里岛核电站事故 (1979)
- 苏联切尔诺贝里核电站事故 (1986)



堆芯熔化

- 冷却剂流失 —— 破口
- 流动丧失 —— 停泵
- 核功率增加 —— 控制棒失效



第二节 裂变能利用与核电站

核安全定义及三要素

核安全：保护核电厂工作人员、公众和环境免受反应堆裂变产物可能造成的放射性危害。



保证核安全的三要素：

- (1) 反应性控制
- (2) 堆芯冷却
- (3) 放射性产物的包容



第二节 裂变能利用与核电站

6

核电是安全经济的能源

各种能源危险性比较

究竟哪一种能源系统对人类的健康造成的危险性更大呢？

回答这一问题不能只从其大小和外观来看，必须用单位能量所造成的危险——即对人类健康造成的总危险除以该能源系统产生的净能量来衡量，同时还要考虑到全部能量的循环，如果仅仅计算和比较部分系统造成的危险性是不能说明问题的。





第二节 裂变能利用与核电站

表1. 各种能源系统每产生单位能量造成的劳动日损失

能源种类	职业危险性	公众危险性
煤	73	2010
石油	18	1920
核电站	8.7	1.4
天然气	5.9	
海洋热	30	1.4
风能	282	539
太阳能空间加热	103	9.5
太阳能热电式	103	510
太阳能光电池	188	511
木醇	1270	0.4



第二节 裂变能利用与核电站

核电是洁净的能源

除了经济效益以外，核电站还有多方面的社会效益。核电站在环境保护方面的贡献，其效应十分巨大。

从放射性排放及对公众健康的影响看，一座百万千瓦级压水堆核电站排放的放射性物质造成公众人均有效剂量约为0.018mSv/a，不到同样规模的燃煤电站0.048mSv/a的40%。

如果综合考虑电厂的化学和放射性污染物所产生的影响，以致癌危险率表示的话，则核电站正常运行工况下的排放的致癌危险率只有 $3.4 \times 10^{-8}/(\text{人} \cdot \text{年})$

在我国，由于严重的环境污染和酸雨造成的经济损失平均每年占GDP的5%，

比同等规模火
电厂的影响低
100倍



第二节 裂变能利用与核电站

表2. 核电和火电（100万千瓦）对环境的影响比较

环境影响 厂别	居民受到的 辐照剂量（毫 雷姆）		氧化硫 （SO ₂ ） 排放量吨 / 年	氧化氮 （NO _x ） 排放量吨 / 年	烟灰 和特 殊 物质 吨 / 年	采矿面 积 亩 / 年	危害健康 的 相对指数
	每 年	每千瓦时					
燃煤发 电厂	4.7 5	3.52×10^{-12}	46000~127 500	26250~3 0000	3500	1210	SO ₂ — 32000 NO _x — 4530 烟灰— 1100
压水堆 核电站	1.8	1.20×10^{-12}	0	0	0	30~42	氦—1 碘—20



第二节 裂变能利用与核电站

核电是经济的能源

相同功率火电厂的
1.3 ~ 1.5倍

核电站单位造价成本高的原因，主要是核电站本身特点造成的安全成本和质量成本高，

核电站运行成本低的主要原因，是核电发电总成本中的燃料和运行检修费用则明显地低于常规燃煤燃油电厂。

发电成本却只有火电厂的三分之二到三分之一



第二节 裂变能利用与核电站

四国核电、煤电、气电贴现成本

发电厂每度电的成本是由建造折旧费、燃料费和运行费三部分组成，从国外一些国家的资料可以看出，核电的发电成本一般要比煤电低15—30%。



四国核电、煤电、气电贴现成本

平均贴现发电成本 0.01ECU/KW h (基本方案)	核 电				煤 电				气 电	
	加拿大	法国	日本	西德	加拿大	法国	日本	西德	加拿大	法国
投资成本	1.63	1.28	1.94	2.49	1.23	1.22	1.46	1.79	0.88	0.68
运行成本	0.55	0.58	0.98	1.21	0.53	0.58	0.99	1.26	0.35	0.33
燃料成本	0.27	0.85	1.21	1.25	1.36	2.10	4.02	2.06	3.37	3.61
发电成本	2.45	2.71	4.13	4.95	3.18	3.90	6.47	5.11	4.60	4.62



第二节 裂变能利用与核电站

关于放射性

燃料燃烧时那样对环境造成污染。核电站的三废原则上是回收处理储存，不往环境排放。排放的只是回收处理后的一点残余的尾水尾气，数量甚微。核电站运行表明，每发**1000**亿度电，排放的放射性为**1.2uSv**；而燃烧煤每发**1000**亿度电，燃烧后的灰渣中也含有**1.2uSv**的放射性物质。



第二节 裂变能利用与核电站

一个人每年从食品、水、空气、宇宙射线、地壳、住宅建筑以及看电视、带夜光表、吸烟、x光检查等天然辐射源和人工辐射源获得的个人辐照剂量当量总共约为**2.3mSv**左右，而核电站厂区内每年提供的个人辐照剂量当量只有**0.01~0.05mSv**，距离厂区**1.5**公里处只有**0.007mSv**，距离**10**公里处则只有**0.001mSv**。



School of Nuclear Science & Technology USC



第二节 裂变能利用与核电站



火电站污染严重



School of Nuclear Science & Technology USC



第二节 裂变能利用与核电站



核电是清洁能源



第三节 核电的第一、二、三、四代

- 1 世界与我国核电发展概况
- 2 核电发展简史
- 3 第四代核电站开发目的
- 4 第四代核电站的类型
- 5 第三代核电技术是当今国际上核电发展的主流



第三节 核电的第一、二、三、四代

1

世界与我国核电发展概况

世界核电发展概况

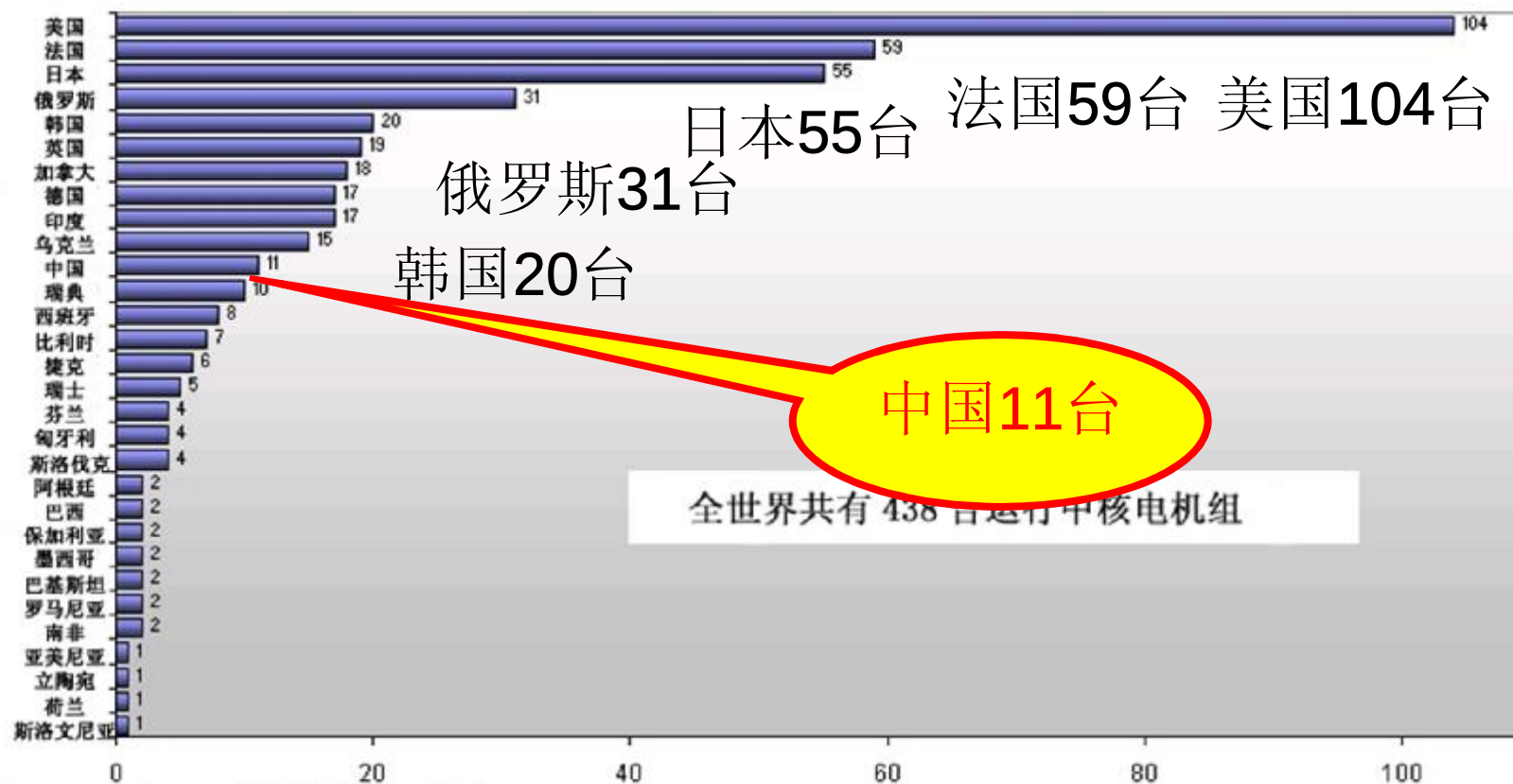
截止**2009年1月底**，全世界共有**438**台运行中的核电机组（另有**5**台长期关闭），总装机容量达**3.7**亿千瓦，有**44**台建设中的核电机组。

美国有运行核电机组**104**座、总装机容量**1**亿千瓦；法国有运行核电机组**59**座、总装机容量**6326**万千瓦；日本有运行核电机组**55**座、总装机容量**4759**万千瓦。



第三节 核电的第一、二、三、四代

世界上运行中的核电机组数量



中国11台

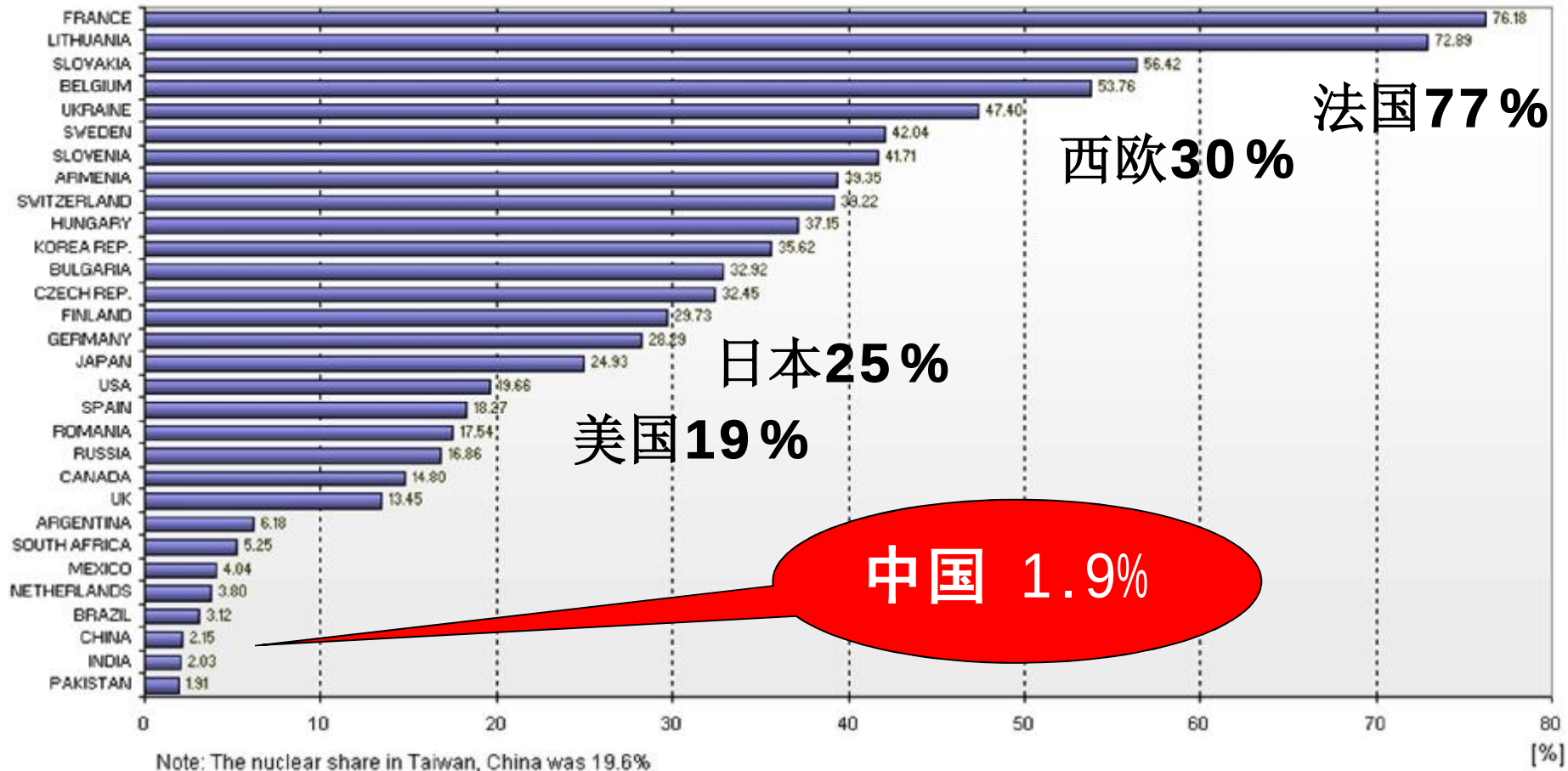
全世界共有 438 台运行中核电机组

注：1. 不包括长期关闭的 5 台机组
2. 全世界总机组数中包括我国台湾省的 6 台机组



第三节 核电的第一、二、三、四代

Nuclear Share in Electricity Generation in 2008





第三节 核电的第一、二、三、四代

中国核电发展概况

自从我国首座自主设计建造的秦山核电站于**1991年12月15日**实现首次并网发电以来，目前我国大陆已有**11台运行中的核电机组**，总装机容量**912万千瓦**，**在建核电机组11台**，总装机容量**1110万千瓦**。

我国核电发展已从起步阶段进入发展阶段，从建设第二代核电站发展到建设第三代核电站，从建设沿海核电站发展到考虑建设内陆核电站。



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代



大亚湾核电站 秦山核电



田湾核电站



第三节 核电的第一、二、三、四代

表3. 我国在建及运行核电

	项目名称	台数	装机容量（万千瓦）
运行机组	秦山一期	1	31
	秦山二期	2	130
	秦山三期	2	144
	大亚湾	2	197
	岭澳一期	2	198
	江苏田湾	2	212
合计		11	912



第三节 核电的第一、二、三、四代

	项目名称	台数	装机容量（万千瓦）
在建二代改进型机组	秦山二期扩建	2	130
	岭澳二期	2	216
	红沿河一期	3	336
	福建宁德	2	216
	浙江方家山	2	216
	福建福清	2	216
	广东阳江	1	108
三代核电机组	浙江三门	1	125
合计		15	1563



第三节 核电的第一、二、三、四代

	项目名称	台数	装机容量（万千瓦）
拟建的三代核电机组	浙江三门	2	250
	山东海阳	2	250
	广东台山	2	340
合计		6	840



第三节 核电的第一、二、三、四代

2

核电发展简史

自1954年，前苏联建成电功率为5兆瓦的实验性核电站以来，核电技术的发展可以划分为第一、二、三、四代。



第三节 核电的第一、二、三、四代





第三节 核电的第一、二、三、四代





第三节 核电的第一、二、三、四代

2.1 第一代核电站证明了技术上的可行性

第一代核电站是指各国在五十年代开发建设的实验性原型核电站，证明了：利用核能发电的技术是可行的，第一代核电站主要有：

1954年，前苏联建成电功率为5MW的奥布涅斯克实验性核电站

1956年，英国建成卡德豪尔石墨气冷堆原型核电站

1957年，美国建成希平港压水堆原型核电站

1960年，美国建成德累斯顿沸水堆原型核电站

1962年，加拿大建成重水堆原型核电站



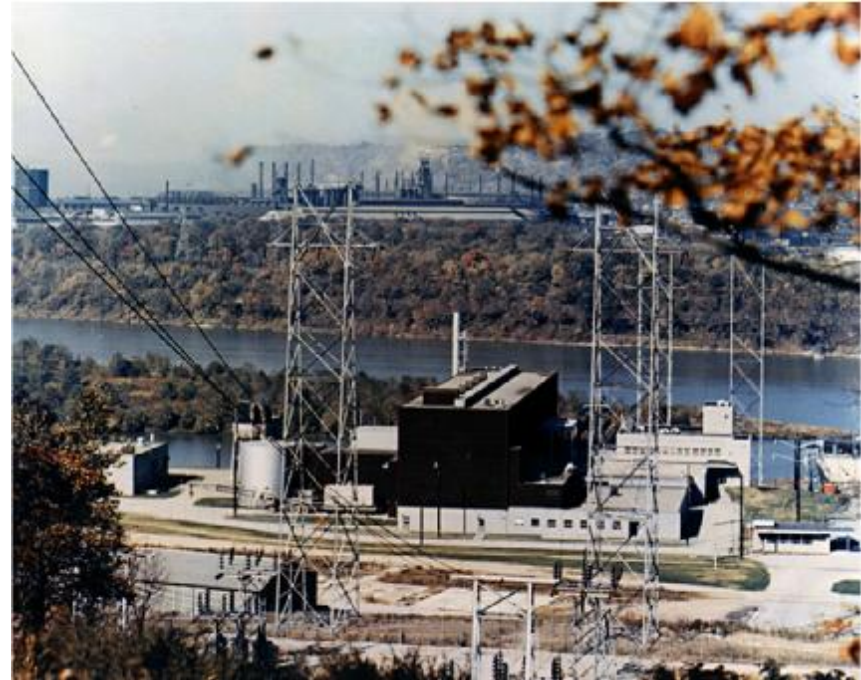
School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代



奥布涅斯克实验性核电站



希平港核电站



第三节 核电的第一、二、三、四代

2.2 第二代核电站证明了经济上的可行性

第二代核电站是指上世纪七十年代至现在正在运行的大部分商业核电站，这证明了发展核电在经济上是可行的。20世纪70年代，因石油涨价引发的能源危机促进了核电的发展，各国先后建成了400多台压水堆、沸水堆或重水堆第二代核电站，其中压水堆占60%以上。

但是前苏联切尔诺贝利核电站严重事故和美国三哩岛核电站严重事故的发生，说明了第二代核电站在设计上对发生严重事故的可能性认识不足。这两起事故引起了公众对核电的安全性的疑虑，不少国家的核电发展因此停滞。



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代



大亚湾核电站



第三节 核电的第一、二、三、四代

2.3 吸取第二代核电在安全上的教训对核电规模发展提出的新要求:

《美国用户要求文件（URD）》介绍

针对公众对核电安全性、经济性的疑虑，美国电力研究院在美国能源部和核管会的支持下，对进一步大力发展核电的可行性进行了研究，认为从已有的经验和技术的来说美国能够开发出新一代的核电站，其安全性和经济性可以被公众接受；

根据其研究成果制定出了《美国用户要求文件（URD）》，对新建核电站的安全性、经济性和先进性提出了要求。随后，欧洲也出台了《欧洲用户要求文件（EUR）》，表达了与URD文件相同和相似的要求。



第三节 核电的第一、二、三、四代

URD对新建核电站的主要要求:

- √ 更大的功率（**100~150**万千瓦）
- √ 更高的安全性（向外放射性大量释放概率小于 10^{-6} / 堆年）
- √ 更长的寿命（由**40**年延长至**60**年）
- √ 更短的建设周期（**48~52**个月）
- √ 更好的经济性（批量化之后大幅度降低造价）



第三节 核电的第一、二、三、四代

2.4 第三代核电站的优越性

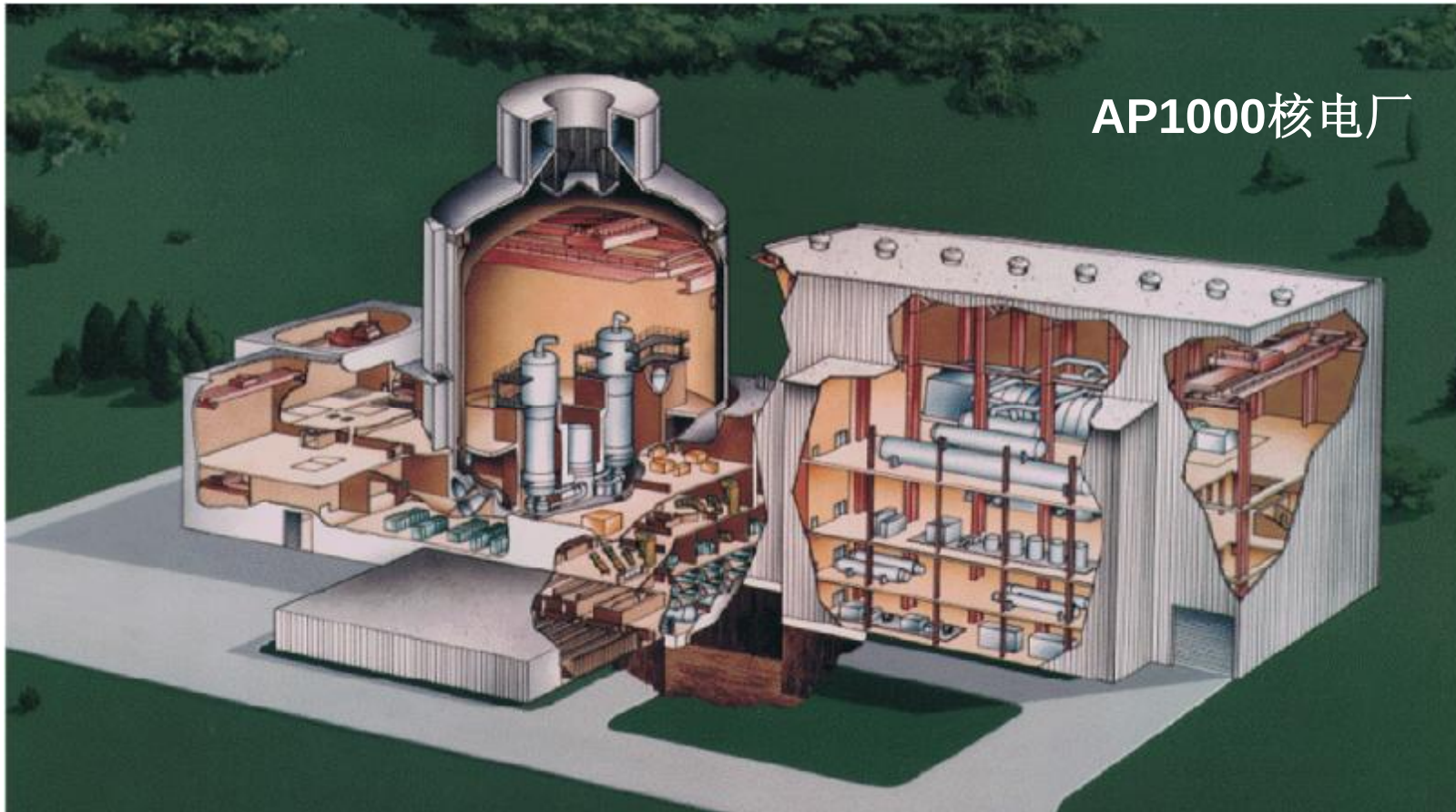
第三代核电技术是指满足《美国用户要求文件（**URD**）》或《欧洲用户要求文件（**EUR**）》，具有更高安全性的新一代先进核电站技术。它在设计上必须具有预防和缓解严重事故的设施，在经济上能与天然气机组相竞争，并且能在近期（**2010年前**）进行商用建造。三代核电技术在能源转换系统方面大量采用了二代的成熟技术，但是在安全性方面大大提高。



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代





第三节 核电的第一、二、三、四代

2.5 第四代核电站着眼于核能更长远发展

第四代核电技术是指目前正进行概念设计和研究开发的，在反应堆和燃料循环方面有重大创新的核电站，其安全性和经济性更加优越、废物量极少、无需厂外应急、具有防核扩散能力。**第四代核电技术最快也只能在2030年以后才能开始商业应用。**

国际上一些工业发达国家已组成第四代核能国家论坛（**GIF**）进行第四代核能利用系统的研究和开发，我国也已参加。**GIF**初步确定了六种候选堆型，包括：钠冷快堆、气冷快堆、铅冷快堆、超高温气冷堆、熔盐堆和超临界水堆。



第三节 核电的第一、二、三、四代

3

第四代核电站开发目的

可持续发展

1. 可持续发电、满足洁净空气、长期可行和有效利用燃料的目的
2. 最少废物量、减轻长期管理的责任、改进公众健康和环境的保护；



第三节 核电的第一、二、三、四代

安全可靠

- 3. 最佳安全和可靠性;
- 4. 反应堆活性区损坏可能性很低;
- 5. 免除对场外应急响应的要求;



第三节 核电的第一、二、三、四代

经济性

- 6. 与其它能源相比有清晰的寿期比投资优势;
- 7. 与其它的能源相比有很小的财务风险;

防扩散和实体保卫

- 8. 在防止武器用材料的偷盗或转移方面，加强对恐怖分子的实体保卫方面的优势;



第三节 核电的第一、二、三、四代

4

第四代核电站的类型

热堆:

超临界水冷反应堆	SCWR	加拿大
超高温气冷反应堆	VHTR	法国
熔盐反应堆	MSR	未定

快堆:

钠冷快中子谱反应堆	SFR	日本
铅-铋冷却快中子谱反应堆	LFR	瑞士
气冷快中子谱反应堆	GFR	美国



第三节 核电的第一、二、三、四代

4.1 超临界水冷堆 (SCWR)

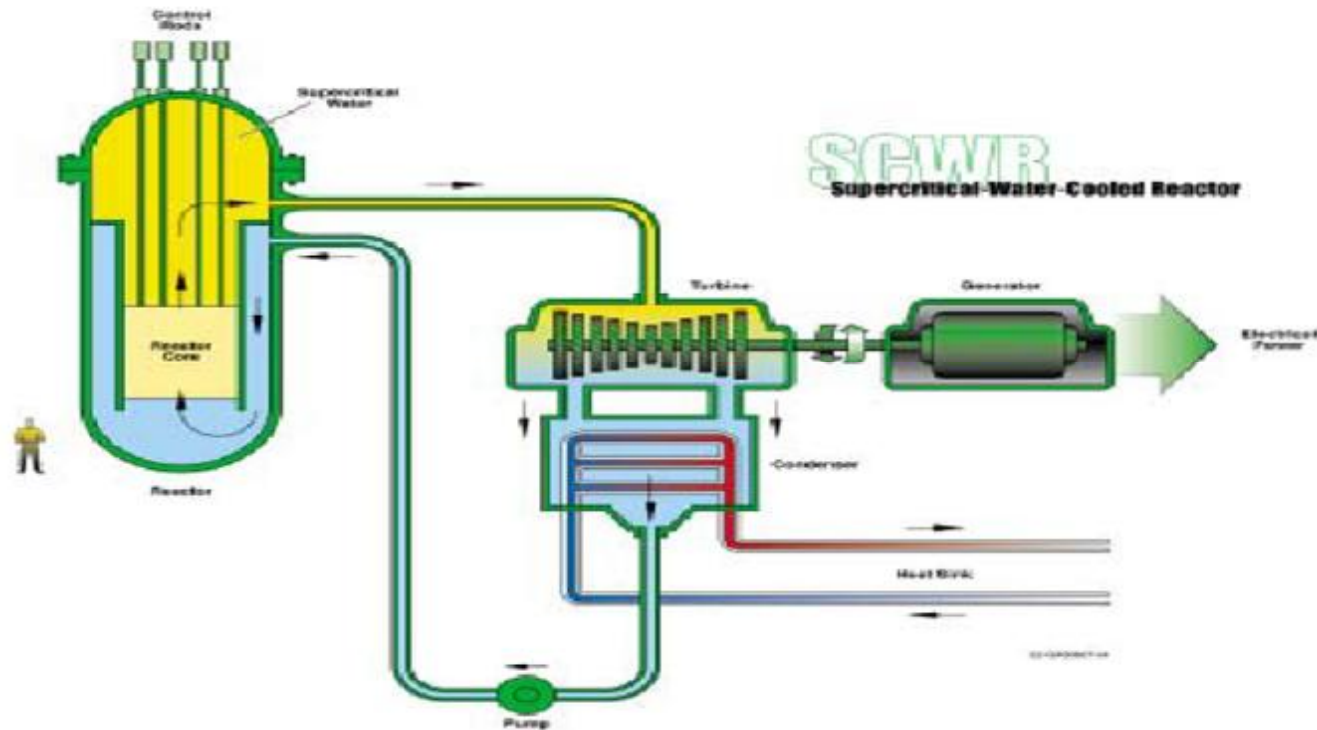
SCWR是一种高温高压的水冷反应堆，工作介质水在高于水的热力学临界点（22.1MPa，374°C）的工况下运行。可采用直接循环方式，热效率高。

国产60万大型火电超临界机组的参数为：压力24.2MPa、温度538/566°C



第三节 核电的第一、二、三、四代

4.1 超临界水冷堆 (SCWR)





第三节 核电的第一、二、三、四代

4.1 超临界水冷堆 (SCWR)

超临界水冷堆的技术特性:

- (1) 热效率高: 目前轻水堆的热效率为33%-36%, SCWR的热效率可达44%-45%。
- (2) 系统简化: 超临界压力水无相变, 采用直接循环。与传统压水堆相比取消了蒸汽发生器、稳压器及相关二回路系统, 与沸水堆相比取消了汽水分离器、干燥器和再循环泵, 流程简单、系统简化。



第三节 核电的第一、二、三、四代

4.1 超临界水冷堆 (SCWR)

(3) 装置尺寸小：由于超临界压力水具有高比焓，所需冷却剂流量较低，约为压水堆的1/10，反应堆和安全壳比较紧凑。一回路泵、一回路管道、压力容器、安全壳尺寸都相对较小。

(4) 安全性好：由于超临界压力水无相变，不会发生燃料元件表面膜态沸腾而引起元件包壳烧毁现象，加上非能动安全系统的采用，安全性较好。



第三节 核电的第一、二、三、四代

4.1 超临界水冷堆 (SCWR)

(5) 良好的经济性：由于系统简化、设备减少、热效率高、单堆功率大等特点，使造价和发电成本大大降低，可实现每千瓦造价约900美元、每千瓦时电价约2.9美分的经济目标。

(6) 有利于核燃料的利用：通过改变堆芯燃料组件设计，可设计成热中子谱反应堆或快中子谱反应堆



第三节 核电的第一、二、三、四代

4.1 超临界水冷堆 (SCWR)

SCWR的优越性:

- 可大量利用压水堆和沸水堆的技术储备
- 可利用超临界火电站的技术

SCWR的主要技术难点:

- 新堆芯设计, 如何避免反应性正温度系数
- 新材料, 耐高温、耐腐蚀、吸收中子少
- 专设安全系统的可行性研究
- 运行的稳定性、可靠性



第三节 核电的第一、二、三、四代

4.2 超高温气冷堆 (VHTR)

在高温气冷堆的基础上开发用氦气作冷却剂，石墨作慢化剂，包覆颗粒燃料，全陶瓷材料堆芯，堆芯出口温度达到950-1000℃。发电效率可达50%。

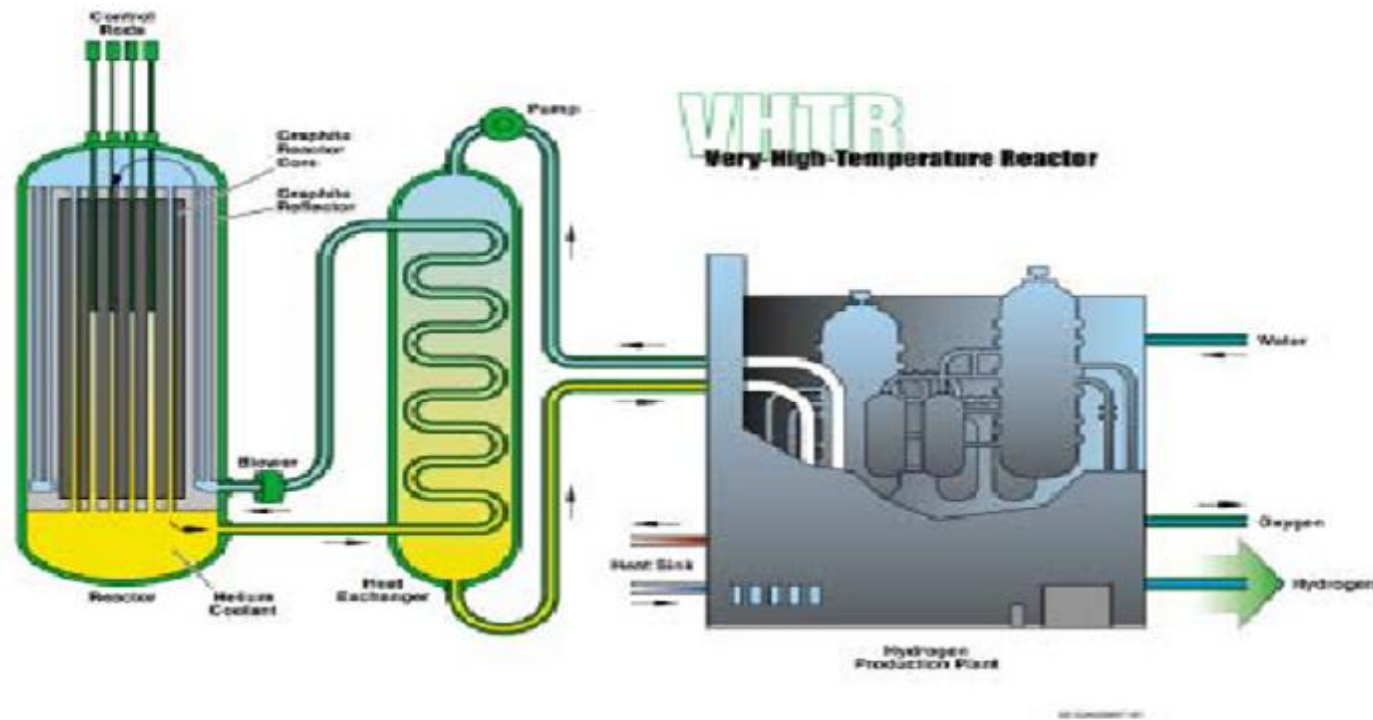
技术难点：

耐温1800 ℃ 的包覆颗粒燃料
氦气透平



第三节 核电的第一、二、三、四代

4.2 超高温气冷堆 (VHTR)





第三节 核电的第一、二、三、四代

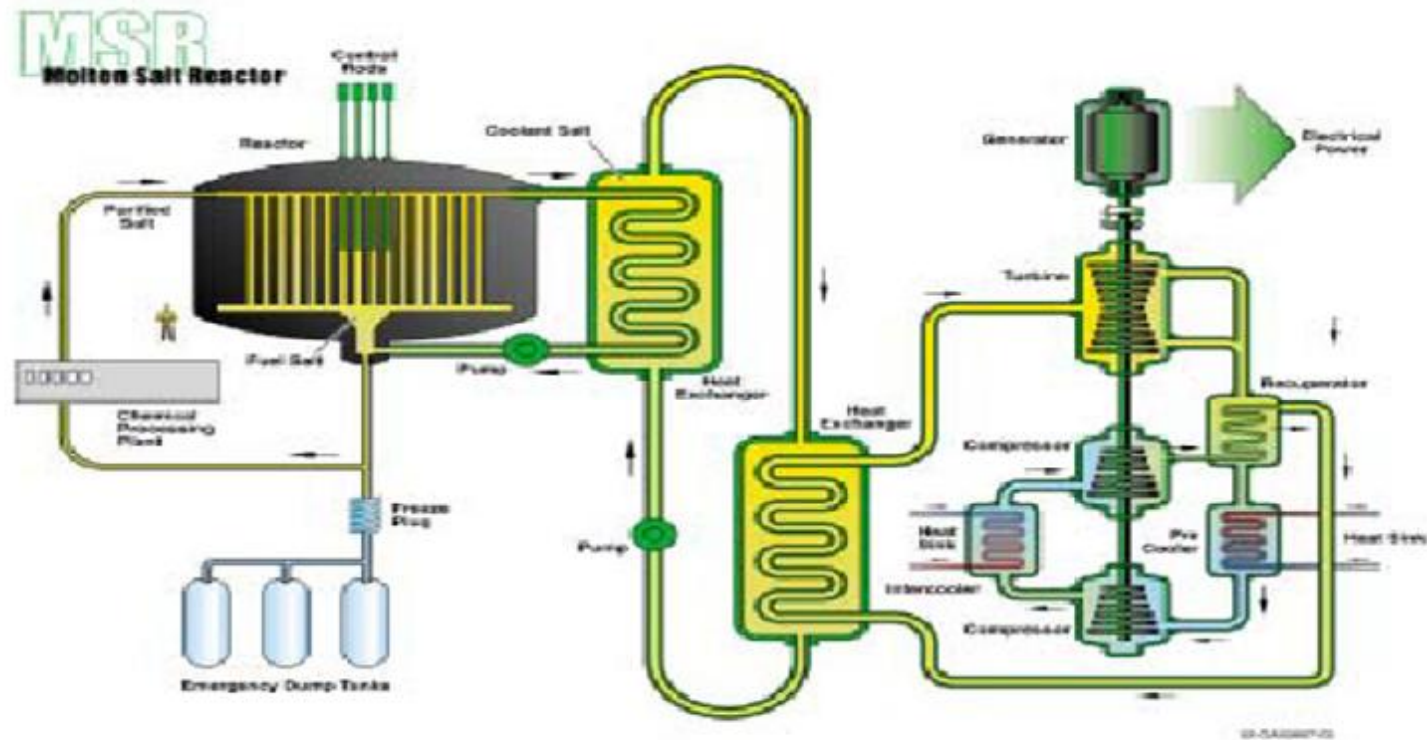
4.3 熔盐堆 (MSR)

用铀、钍、钠、锆的氟化盐在高温熔融的液态下既做核燃料，又做载热剂，当熔盐核燃料流入堆芯时产生裂变反应释热，流出堆芯时载热出堆，经过热交换器传出使用，故不需要专门制作燃料组件。



第三节 核电的第一、二、三、四代

4.3 熔盐堆 (MSR)





第三节 核电的第一、二、三、四代

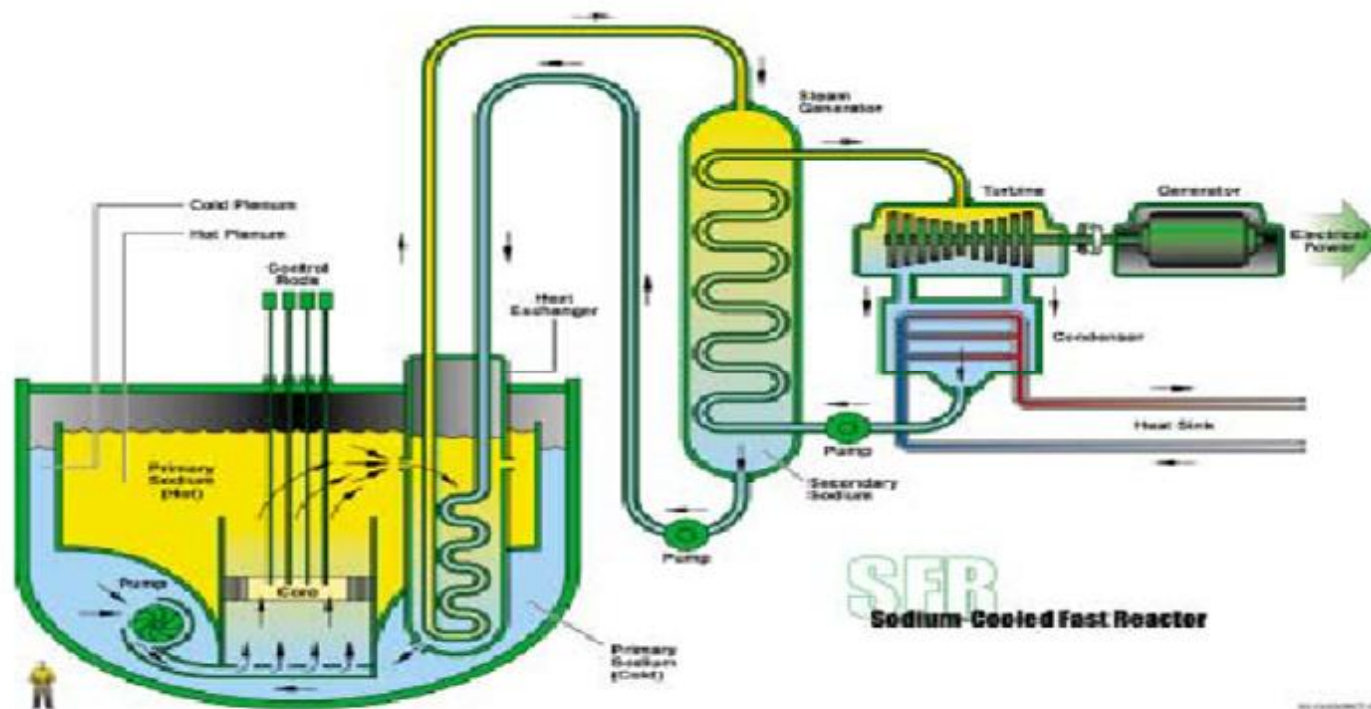
4.4. 钠冷快中子堆系统 (SFR)

利用现有的钠冷却快中子堆技术，一回路钠的出口温度为530-550℃。技术较成熟，但发电经济性不能与轻水堆相竞争。



第三节 核电的第一、二、三、四代

4.4. 钠冷快中子堆系统 (SFR)





第三节 核电的第一、二、三、四代

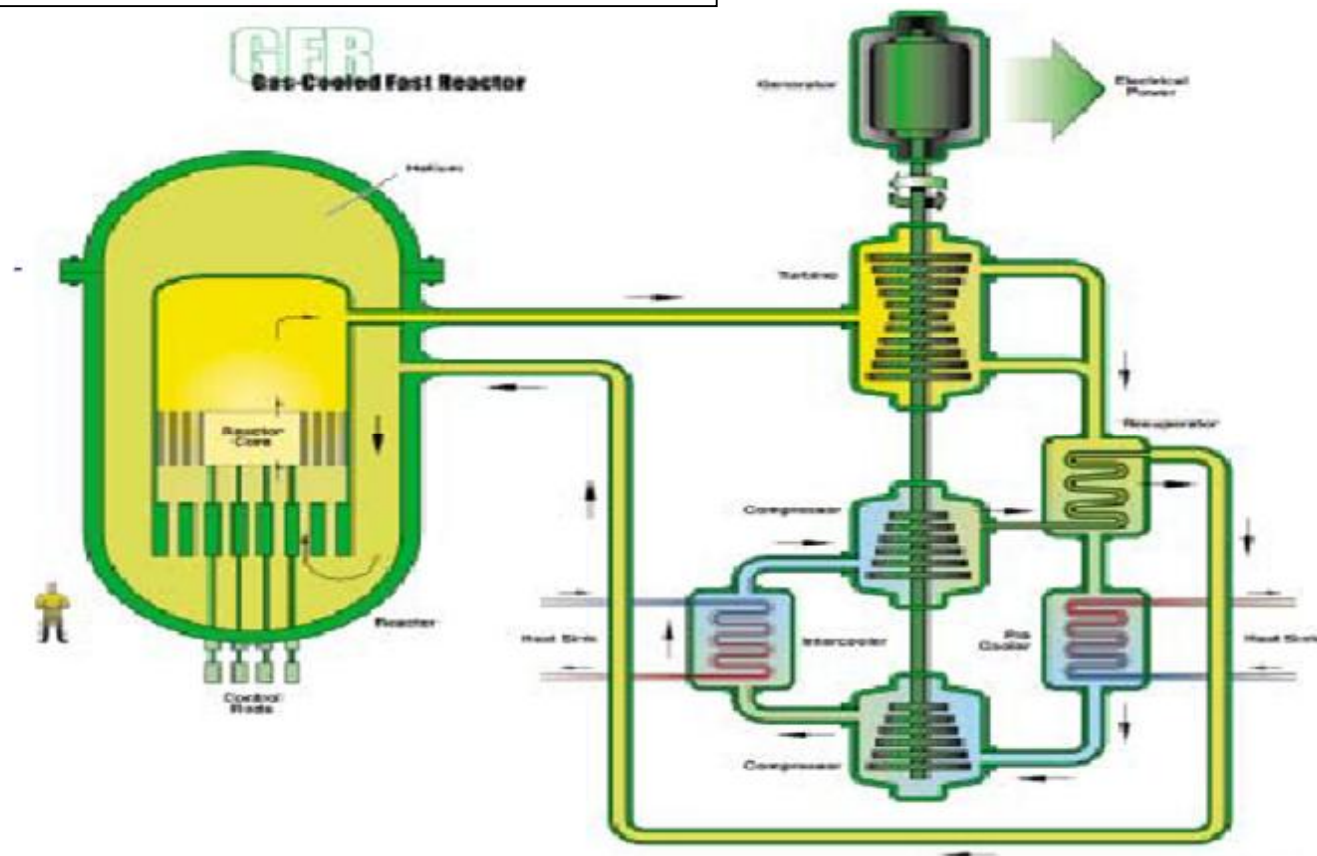
4.5 气冷快中子堆系统 (GFR)

GFR是以氦气作为冷却剂，具有快中子谱的反应堆。可以消除钠的可燃性所带来的安全性问题以及钠系统的复杂性。



第三节 核电的第一、二、三、四代

4.5 气冷快中子堆系统 (GFR)





第三节 核电的第一、二、三、四代

4.6 铅冷快中子堆系统 (LFR)

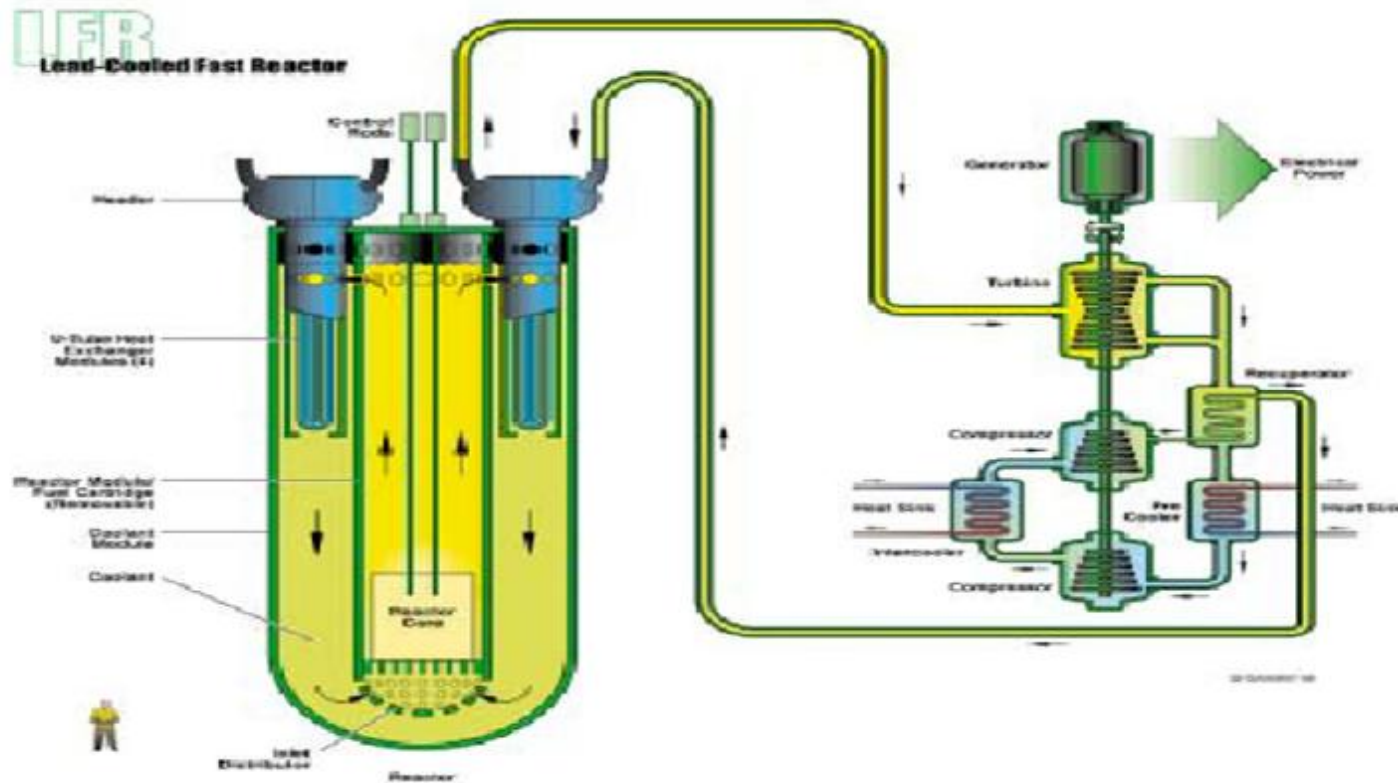
用液态金属铅或铅铋合金作为冷却剂的快中子堆。

采用金属燃料或氮化物燃料，燃料中含增殖材料和超铀元素，增殖的裂变燃料可以支持15-20年的换料期。



第三节 核电的第一、二、三、四代

4.6 铅冷快中子堆系统 (LFR)





第三节 核电的第一、二、三、四代

第四代核能系统主要以美国政府支持为主，美国、英国、法国、加拿大、日本、韩国、南非、瑞士、阿根廷和巴西等10国参加工作。



第三节 核电的第一、二、三、四代

执行三步走发展路线：

热中子反应堆

快中子反应堆

受控核聚变堆



第三节 核电的第一、二、三、四代

5

第三代核电技术是当今国际上核电发展的主流

5.1 第二代核电技术在安全上的教训

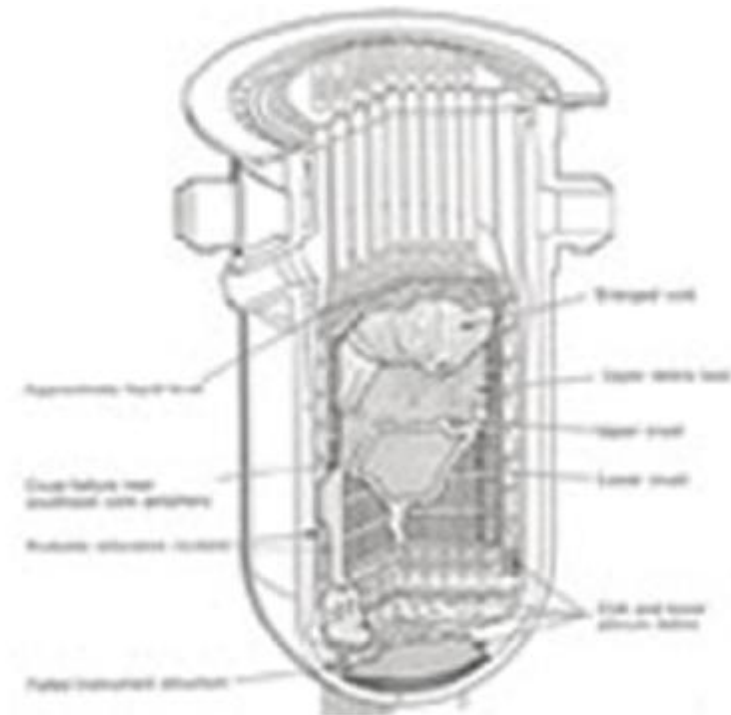
由于第二代核电的设计没有把预防和缓解严重事故作为必须要求有的措施，世界上核电站运行**50**多年以来发生过两次严重事故：**1979**年的美国三哩岛核电站的堆芯熔化事故和**1986**年的前苏联的切尔诺贝利核电站的大量放射性释放到环境的事故。

两次事故说明：第二代核电的设计低估了发生严重事故的可能性。因此，第三代核电把设置预防和缓解严重事故作为设计上必须要满足的要求。这是第三代与第二代在安全要求上的根本差别。



第三节 核电的第一、二、三、四代

5.1 第二代核电技术在安全上的教训



三哩岛核电站2号机组及堆芯熔化示意图



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代

5.1 第二代核电技术在安全上的教训



事故后的切尔诺贝利核电站



第三节 核电的第一、二、三、四代

5.2 第三代核电设计的关注点

为了防止类似三哩岛和切尔诺贝利核电站严重事故的再次发生，以及促进核电的进一步发展，第三代核电在安全性、经济性方面有了更多的关注，主要有：

- (1) 进一步降低堆芯熔化和放射性向环境大量释放的风险，使发生严重事故的概率减小到极至，以消除社会公众的顾虑；**
- (2) 进一步减少核废料(特别是强放射性和长寿命核废料)的产量，寻求更佳的核废料处理方案，减少对人员和环境的剂量影响；**
- (3) 降低核电站每单位千瓦的造价和缩短建设周期，提高机组热效率和可利用率，提高寿期，以进一步改善其经济性。**



第三节 核电的第一、二、三、四代

5.3 第三代核电的设计目标

第三代核电机组有更高安全目标

堆芯热工安全裕量 $>15\%$

堆芯损坏概率 $<10^{-5}/\text{堆}\cdot\text{年}$

大量放射性外泄 $<10^{-6}/\text{堆}\cdot\text{年}$

第三代核电机组有更好的经济性,能与联合循环的天然气电厂相竞争

机组额定功率 $100\text{—}150\text{万KWe}$

可利用因子 $>87\%$

换料周期 $18\text{--}24\text{月}$

电站寿命 60年

建设周期 $48\text{--}52\text{月}$



第三节 核电的第一、二、三、四代

5.4 国际上第三代核电机组的主要机型

目前，具有代表性的第三代核电技术有如下6种堆型：

已经通过核安全当局审查，已建或正在建设中的有

AP1000 先进非能动压水堆（美国西屋公司）

EPR 欧洲压水堆（法国阿海珐公司）

ABWR 先进沸水堆（美国通用电气公司）

核安全当局正在审查的有

APWR 先进压水堆（日本三菱公司）

APR1400 韩国先进压水堆（韩国电力工程公司）

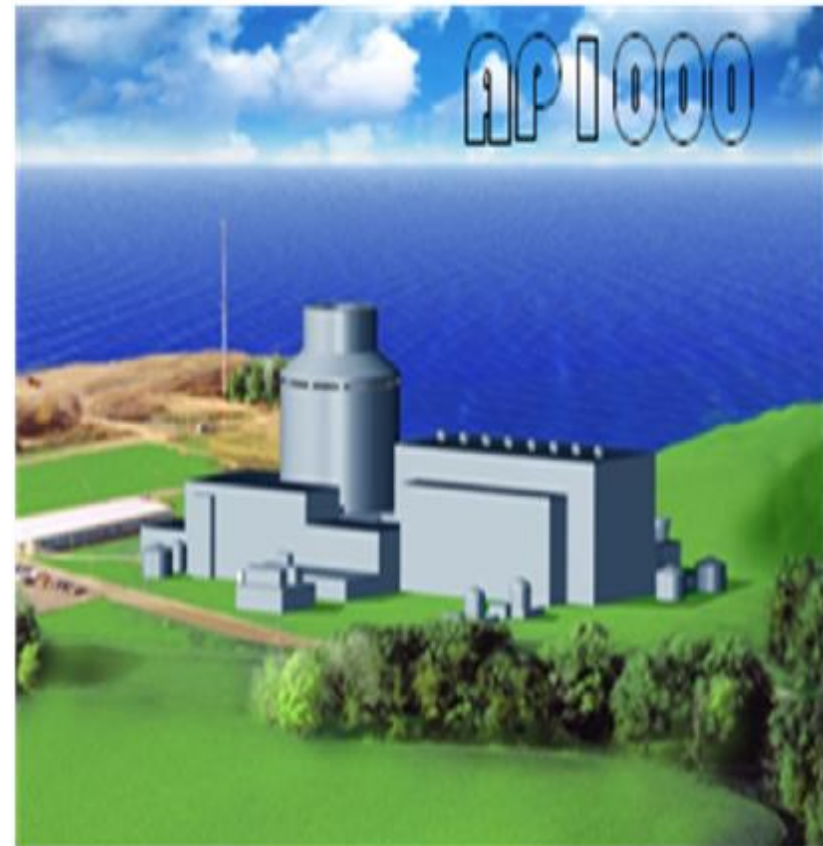
ESBWR 经济简化型沸水堆（美国通用电气公司）



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代





第三节 核电的第一、二、三、四代

5.5.1 欧洲压水堆 EPR 简介

First reactors

Reactors in operation

Advanced reactors

Future reactors



1950

1970

1990

2010

2030

2050

2070

2090

Generation I

UNGG
CHOOZ

Generation II

REP 900
REP 1300
N4

Generation III

EPR

Generation IV

?



第三节 核电的第一、二、三、四代

5.5.1 欧洲压水堆 EPR 简介

法德安全当局的推荐意见:

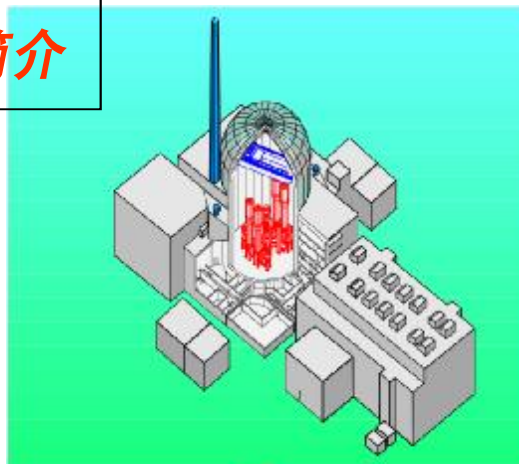
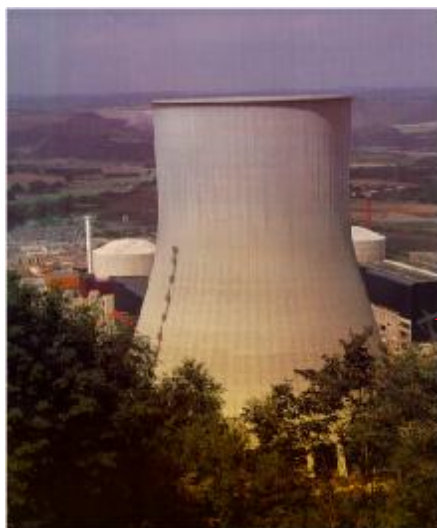
1. 是改进型设计、而不是革命性设计
2. 采取重要的安全改进: 降低堆芯熔化概率, 加大安全壳能力 (严重事故)
3. 改进运行条件
辐射防护、废物管理、维修改进、降低人为错误风险



第三节 核电的第一、二、三、四代

5.5.1 欧洲压水堆 EPR 简介

N4



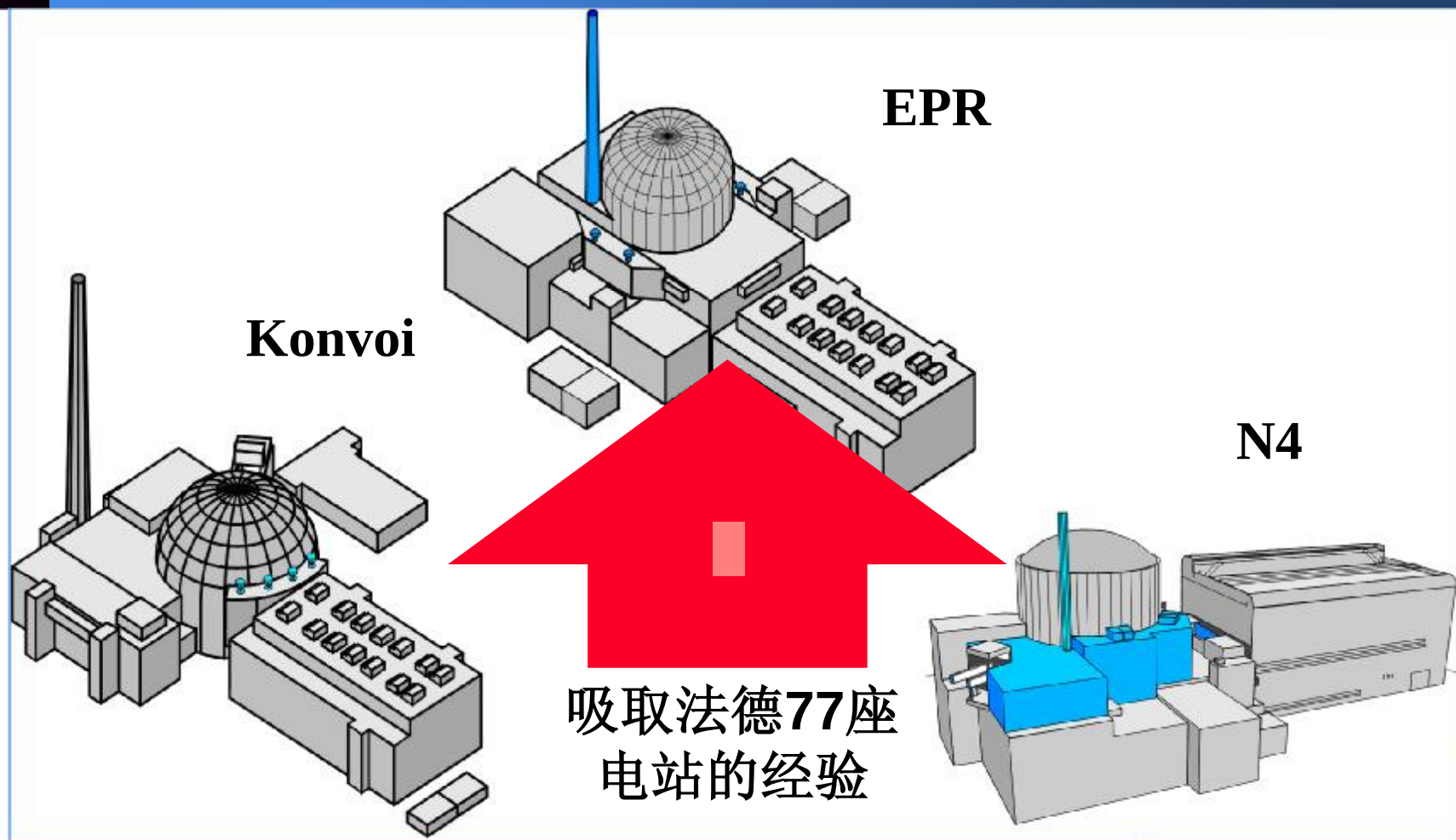
KONVOI



吸取法德77座
电站的经验



第三节 核电的第一、二、三、四代





第三节 核电的第一、二、三、四代

堆型	N4	EPR	KONVOI
热功率 MWth	4250	4250	3850
电功率 MWe	1475	1550	1400
环路数	4	4	4
燃料组件数	205	241	193
燃料组件型式	17 × 17	17 × 17	18 × 18
活性区高度	427	420	390
燃料组件总高	480	480	483
线性比功率 W/cm	179	155	163
控制棒数	73	89	61
总流量 kg/s	19714	22135	18800
反应堆出口温度 °C	329.1	329.7	324.5
反应堆入口温度 °C	292.1	297.4	292.5
蒸发器热交换面积	7308	7960	5400
主蒸汽压力 bar	72.5	78	64.5



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代



在堆芯燃料元件中，由压力容器内的冷却剂将堆芯的热量带出，在反应堆压力容器出口处，冷却剂的温度升高，在反应堆压力容器出口处，冷却剂的温度升高，在反应堆压力容器出口处，冷却剂的温度升高。



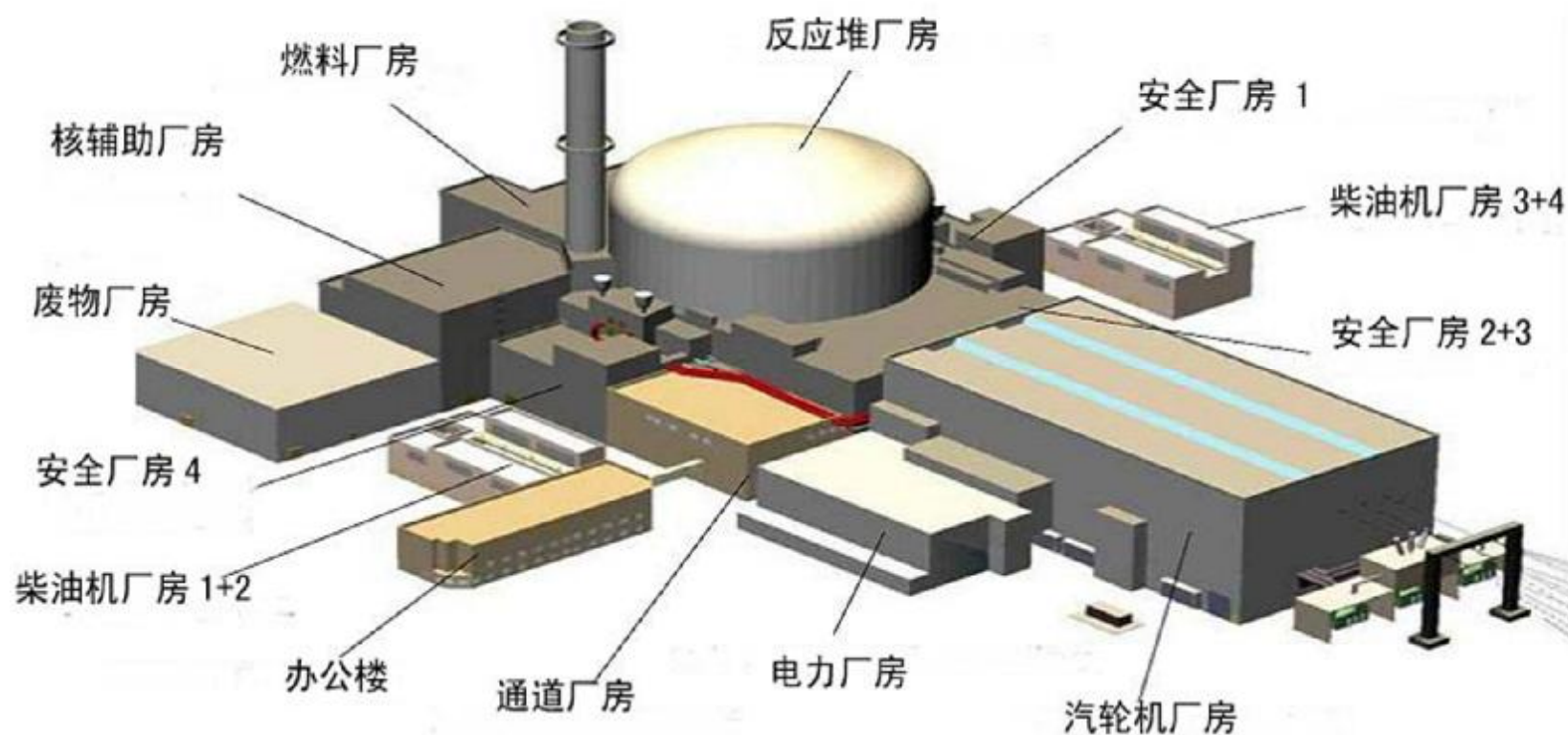
第三节 核电的第一、二、三、四代

5.5.2 EPR的“加法”设计思路

EPR采取了“增加专设安全系统”的思路，即在第二代的基础上再增加和强化专设安全系统。例如，安全注射、堆芯余热排出、应急安全电源等系统都由二系列增加为四系列，同时增设堆芯熔融物捕集和冷却系统以防止安全壳熔穿等。这样，安全性是提高了、但核电站系统比第二代更复杂，设备更多，造价也相应提高。



第三节 核电的第一、二、三、四代



EPR的加法思路



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代



芬兰压水堆EPR



第三节 核电的第一、二、三、四代

5.5.3 AP1000 简介

先进非能动压水堆核电站 AP-1000

非能动安全概念是在20世纪80年代提出来的一种旨在提高核电站安全性和可靠性的新概念，强调最大限度地利用自然驱动力-压缩空气、重力流和自然循环等，而不依赖于能动部件-泵、风机和柴油发电机等。



第三节 核电的第一、二、三、四代

5.5.3 AP1000 简介

其工作原理仍然采用现有压水堆核电站的主要工艺技术，但在安全系统的设计上发生了根本的变化。大量采用了非能动的安全措施，即利用流体被加热或蒸发、冷却或冷凝而产生的密度差形成驱动压头或位差形成的重力压头，无需任何外部动力，在事故工况下，实现应急堆芯冷却和安全冷却，以导出堆芯和安全壳内的热量，确保安全壳的完整性。这种非能动安全系统不仅简化了专设安全措施，而且可减少人员干预而可能产生的误动作，可改善人机关系及提高核电站的固有安全性。



第三节 核电的第一、二、三、四代

5.5.3 AP1000 简介

蒸汽发生器

燃料组件





第三节 核电的第一、二、三、四代

5.5.3 AP1000 简介

AP1000的设计特点

- ①简化电站：较少的设备、较少的结构材料、较小的厂房；
 - 用非能动安全系统（依靠重力、自然循环、蒸发冷却等）代替能动安全系统（利用泵、电机、伐门等）；
 - 电站模块化：缩短建造进度；
- ②增加安全性：非能动安全系统的可靠性结合正常的非安全系统，多重通道；
- ③较低的运行和维修成本：较少的运行人员，简化维修。



第三节 核电的第一、二、三、四代

5.5.3 AP1000 简介

AP1000的主要安全改进

- ①不依赖于交流电源；
- ②不必依靠操纵员的操作来保证安全；
- ③不必依靠能动部件来保证核电站的长期安全（仅靠自然循环）；
- ④在假想设计基准事件下安全壳不破坏；
- ⑤严重事故下，压力容器的冷却将活性区保持在压力容器内；
- ⑥较大的安全限值裕度；
- ⑦纵深防御-利用能动系统提供附加的第一道防御。



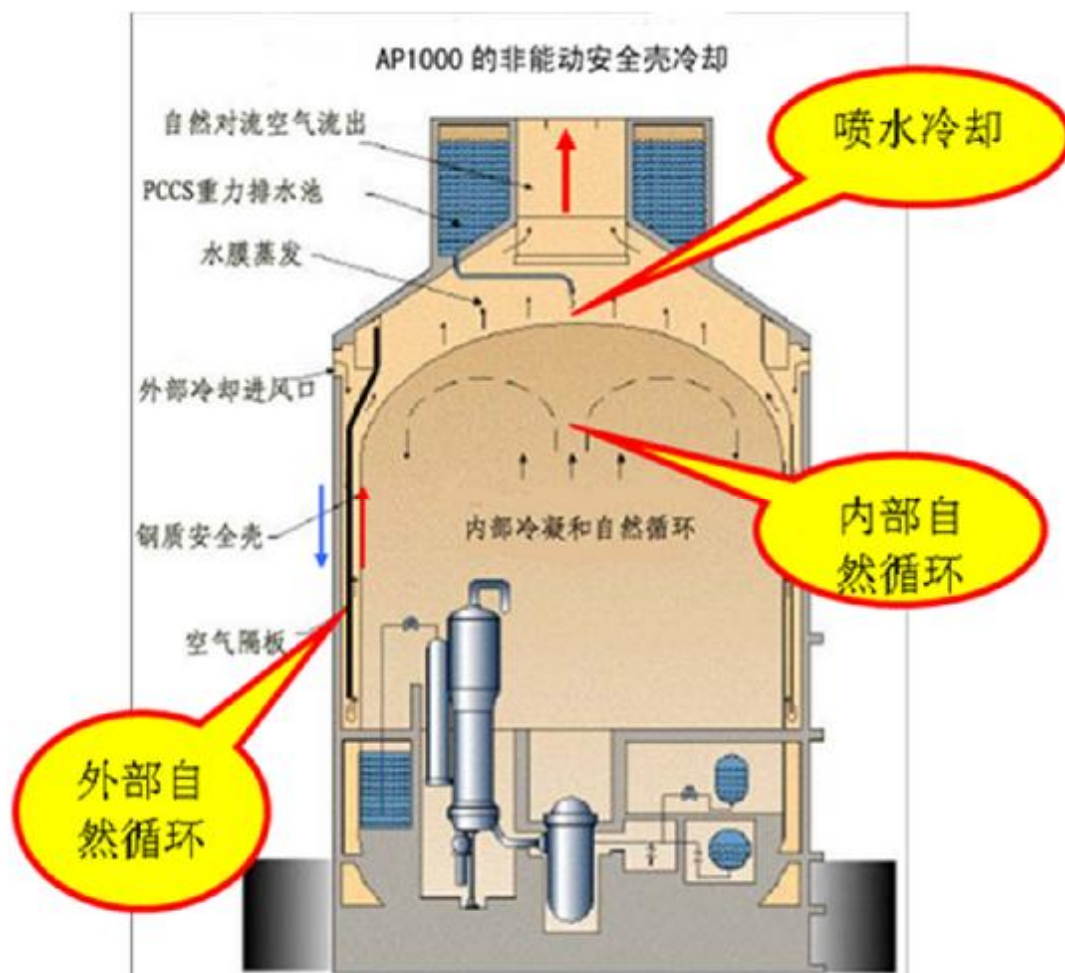
第三节 核电的第一、二、三、四代

5.5.4 AP1000“减法”设计思路

AP1000采用“非能动技术”的路线，即从根本上革新，利用自然界物质固有的规律来保障安全：利用物质的重力，流体的自然对流、扩散、蒸发、冷凝等原理来在事故应急时冷却反应堆厂房（安全壳）和带走堆芯余热，这就是AP1000所采用的“非能动”安全系统的设计思路。这种思路，既简化了系统、减少了设备和部件，又大大提高了安全性。



第三节 核电的第一、二、三、四代



采用非能动技术后，简化了系统，例如以**6**个水箱代替了大量能动安全系统。

又例如安全壳非能动冷却方法：采用安全壳内部自然循环、安全壳外部自然循环、必要时可以通过重力驱动的安全壳顶部水箱实施安全壳外部喷淋，顶部水箱可以维持**3**天运行，并可以重新充水。



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代



浙江省三门和山东省海阳的**AP1000**电厂，单机电功率可达**125**万千瓦，设计寿命**60**年



第三节 核电的第一、二、三、四代

5.6 AP1000特点

5.6.1非能动安全性

在万一发生事故后的三天（72小时）内，可完全依靠自动投入的非能动安全系统保障核电厂的安全，而不需要操纵员干预；非能动安全系统的投入和运行不需要任何交流电源。



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代





第三节 核电的第一、二、三、四代

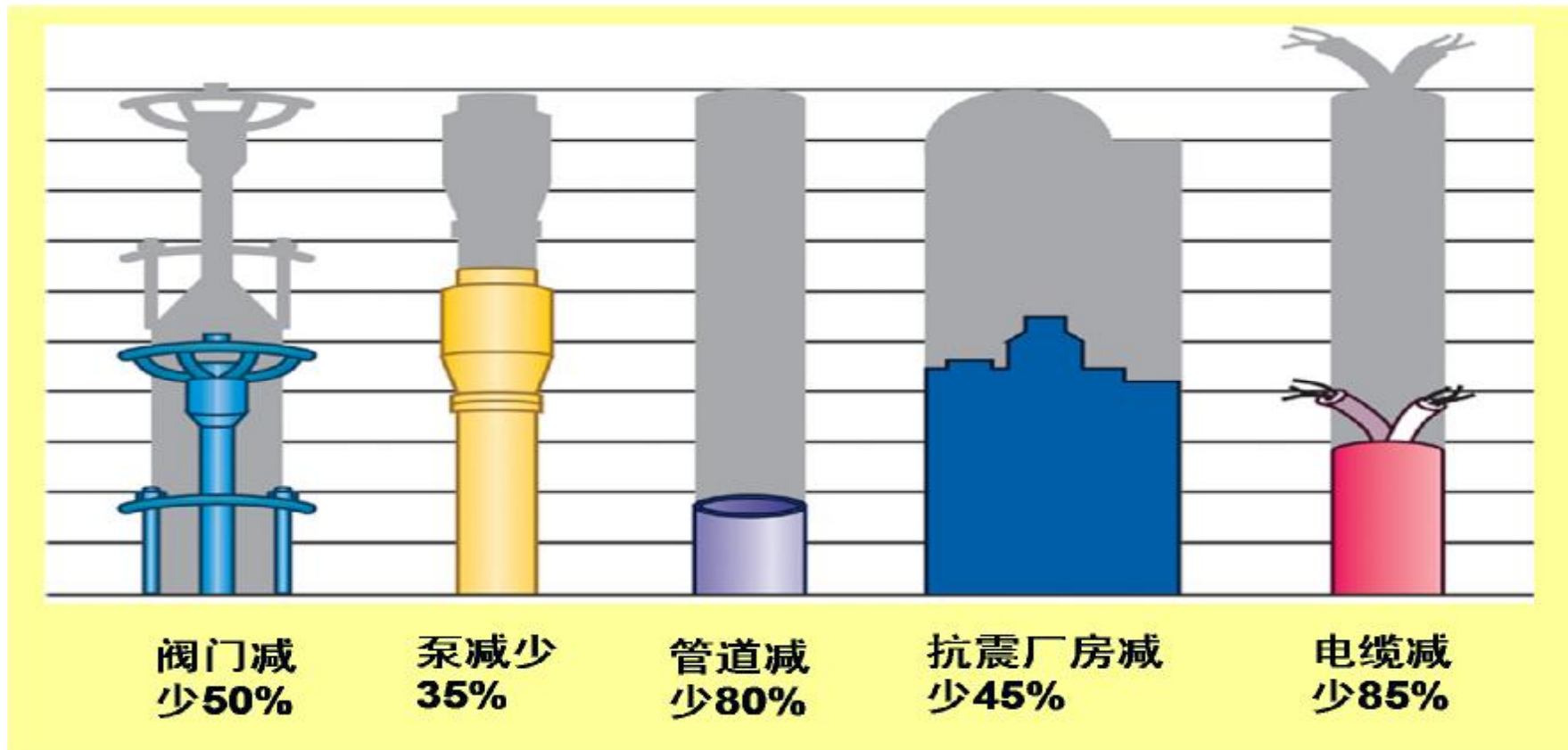
5.6 AP1000特点

5.6.2 采用简化型设计，俗称“减法”

与第二代、二代改进型和能动型的第三代核电站相比系统简化、设备明显减少，有利于降低建造成本和运行维护成本。



第三节 核电的第一、二、三、四代



第三代核电AP1000与英国二代改进型Sizewell B核电厂比较



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代



英国二代改进型Sizewell B核电厂



第三节 核电的第一、二、三、四代

5.6 AP1000特点

5.6.3 采用模块化的设计与建造技术，俗称“搭积木”

有利于缩短建造周期；

改变了先造房子后安装设备，即先土建后安装的传统施工方法，将施工现场的“串联”作业改变为工厂预制、现场吊装的“并联”作业。



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代

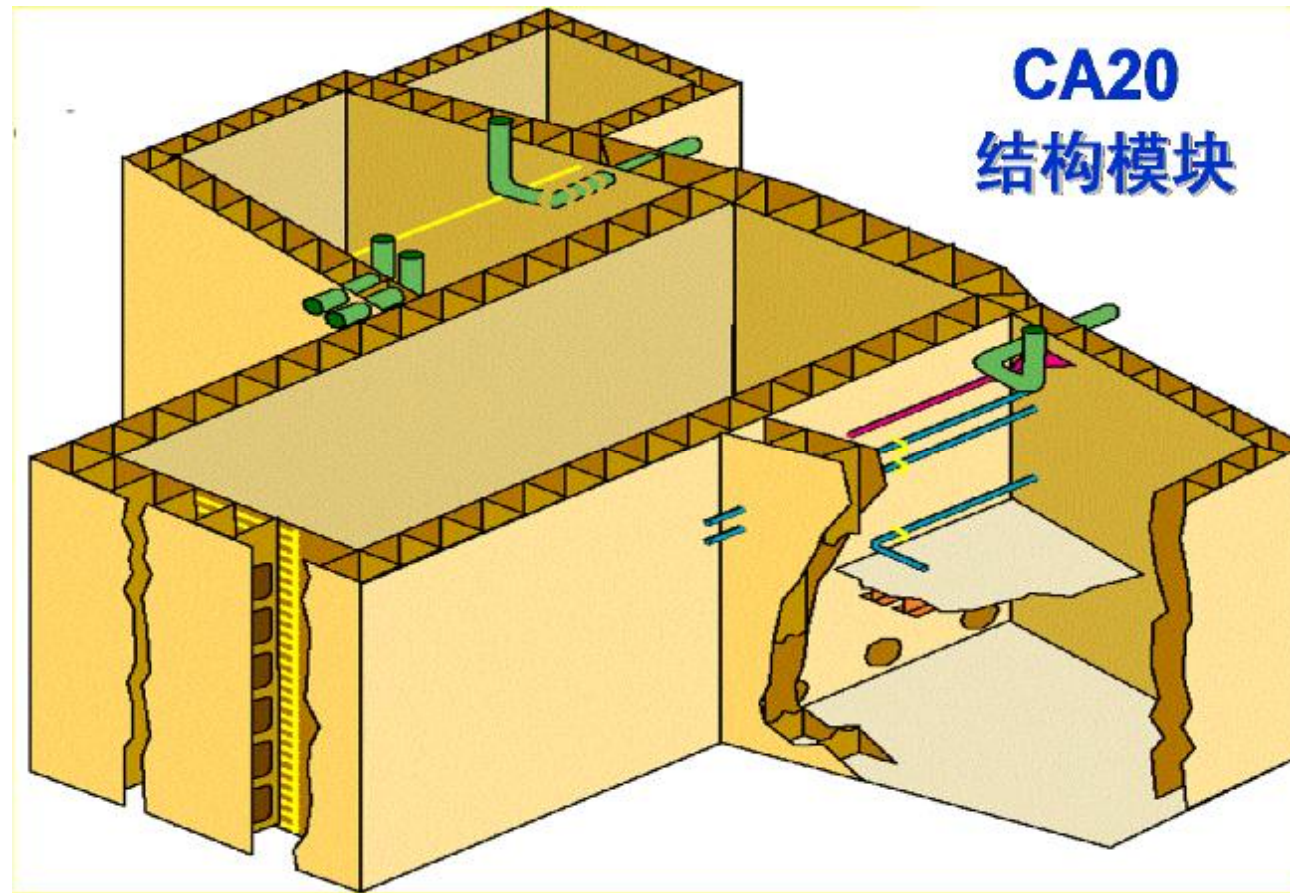
AP1000核电厂模块化建造流程示意图



School of Nuclear Science & Technology USC



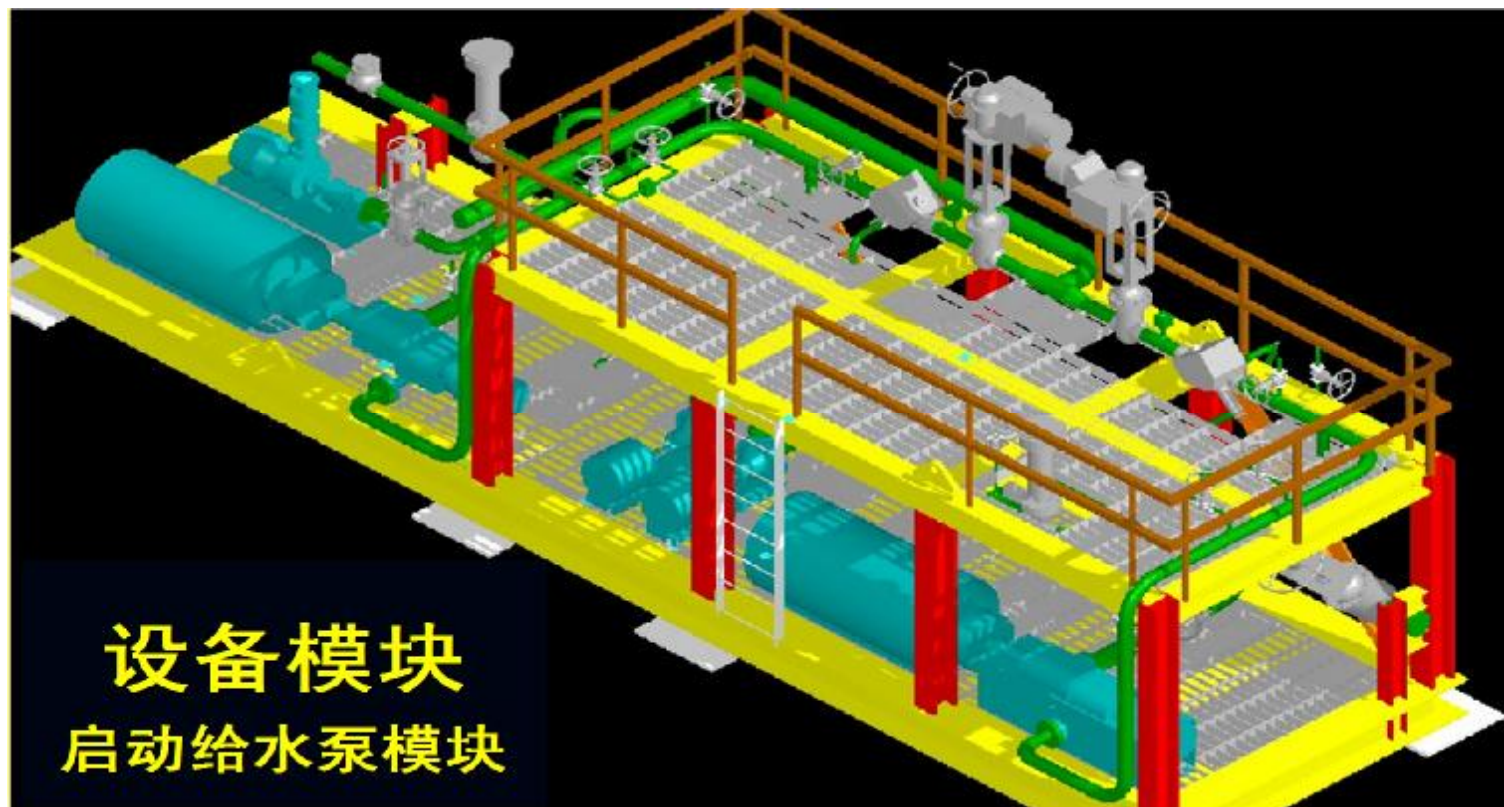
第三节 核电的第一、二、三、四代





第三节 核电的第一、二、三、四代

AP1000核电厂在工厂预制的
核岛模块（结构模块和设备模块）



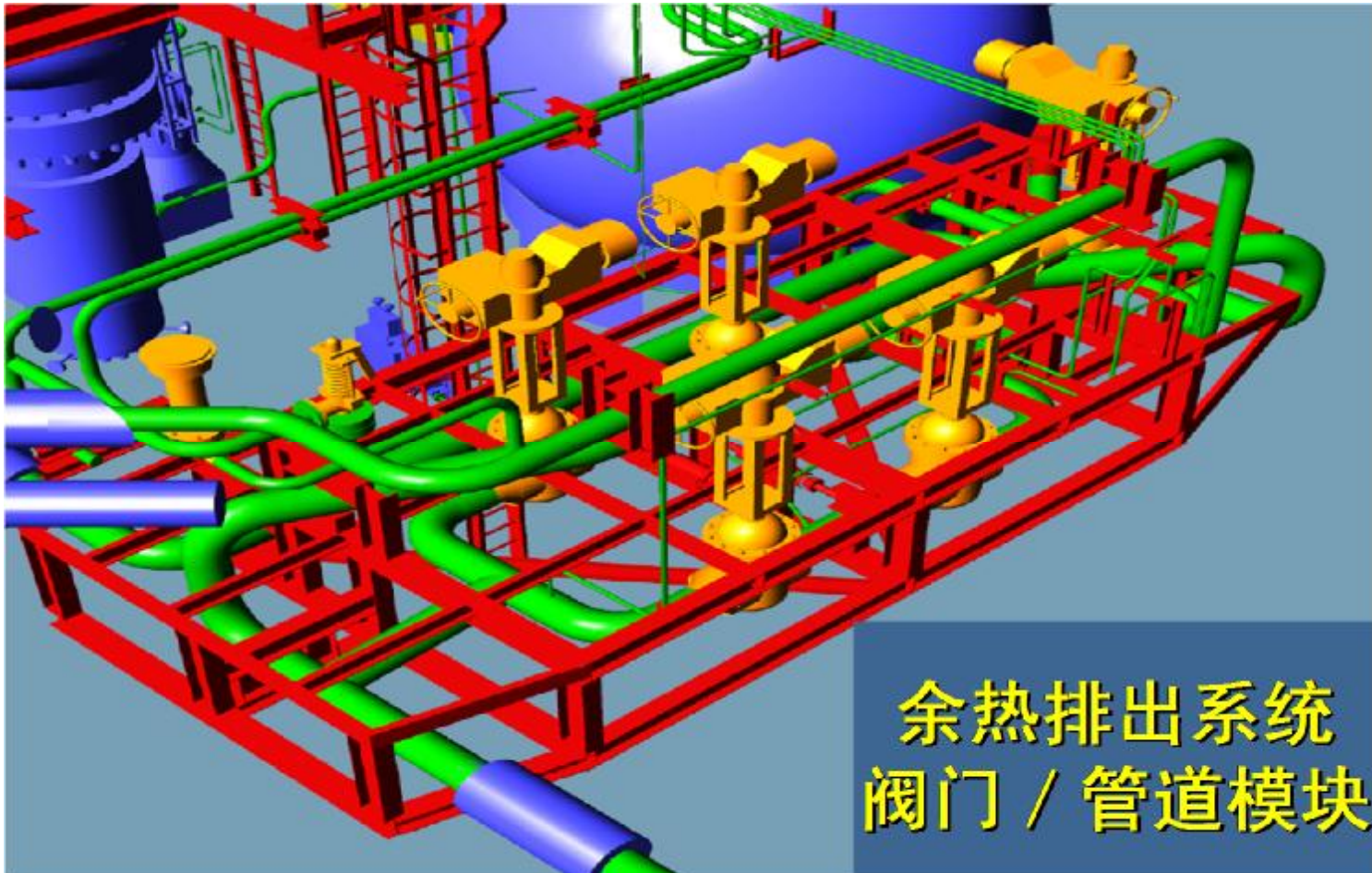
设备模块
启动给水泵模块



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代



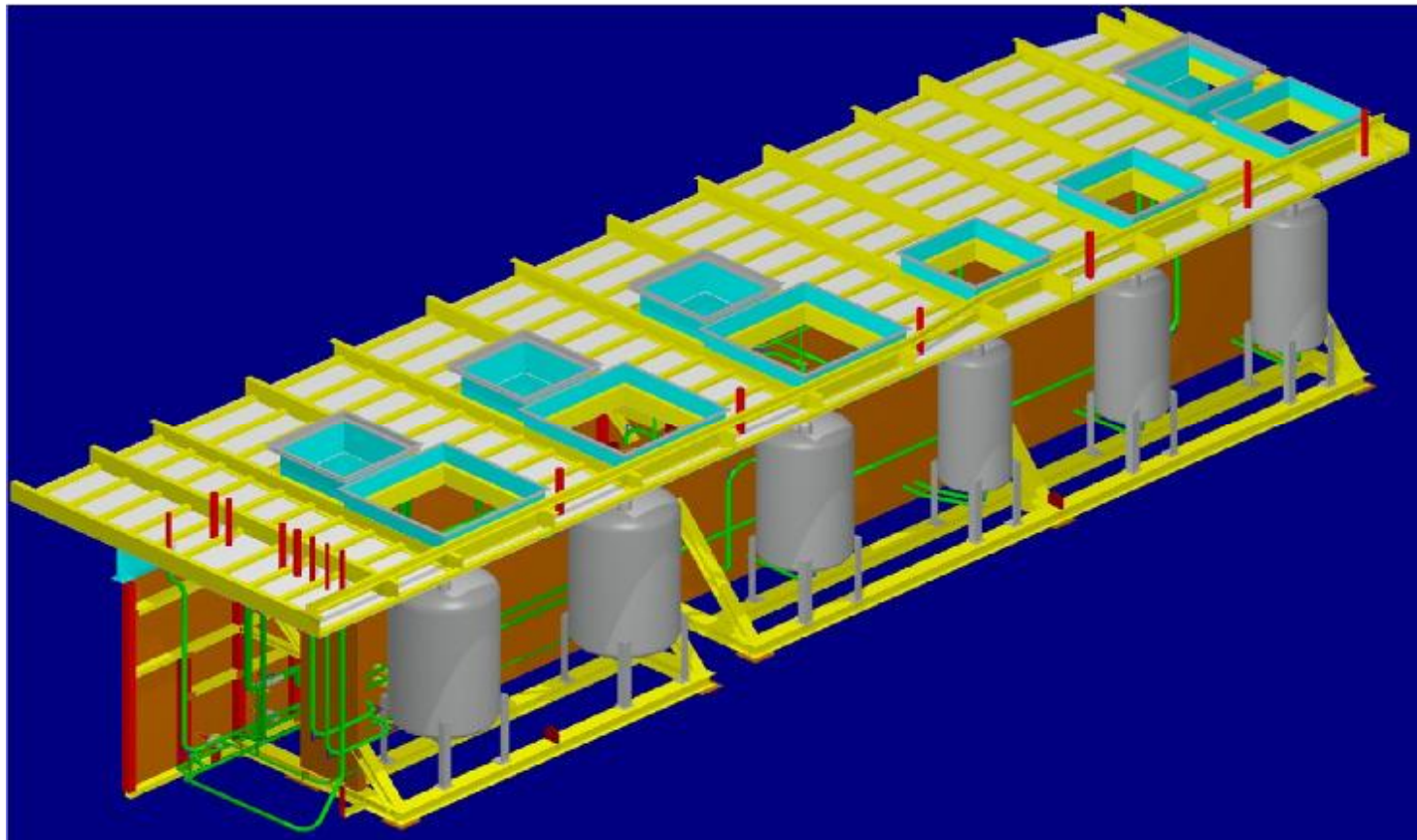


School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代

三废模块



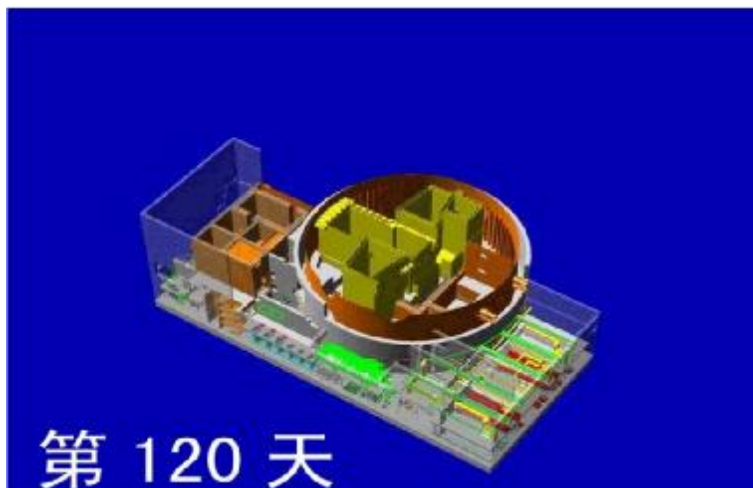
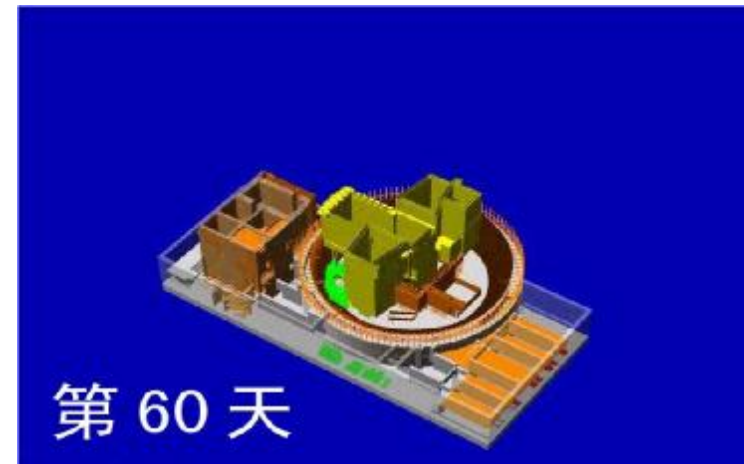
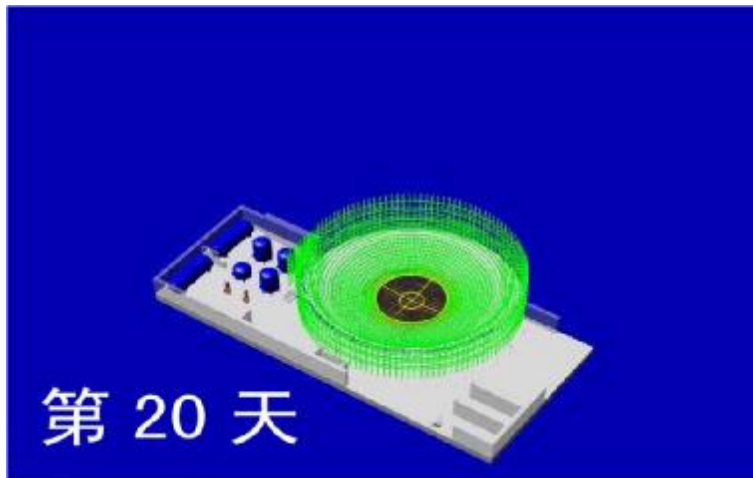


第三节 核电的第一、二、三、四代

模块类型	安全壳厂房	辅助厂房	汽机厂房	附属厂房	总数
结构模块	41	42	29	10	122
机械设备模块	20	34	45	-	99
管道模块	12	29	14	-	55
总计	73	105	88	10	276



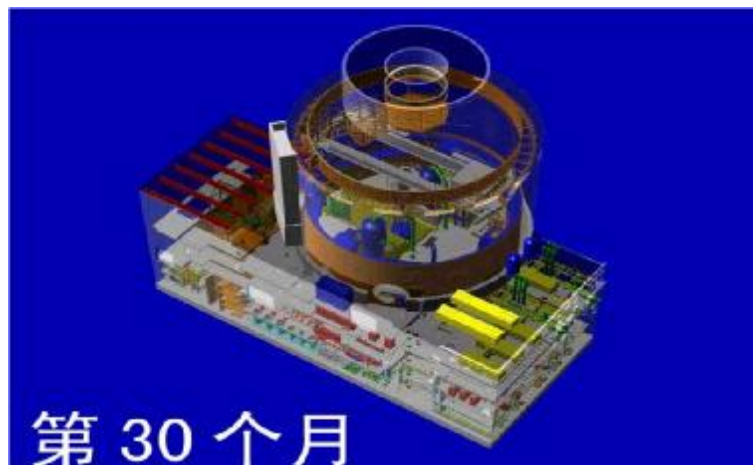
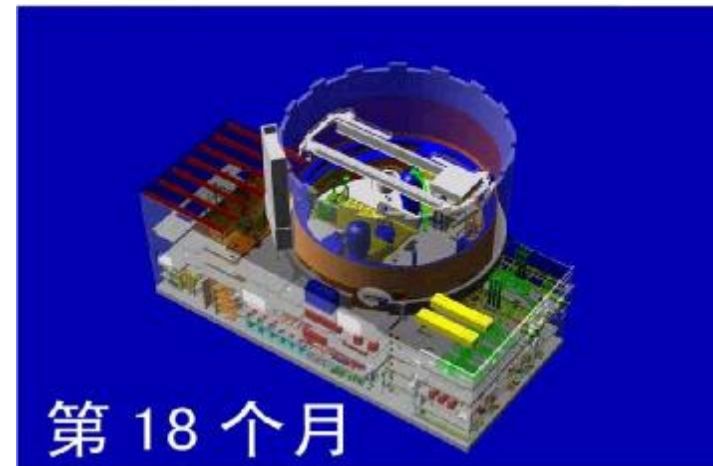
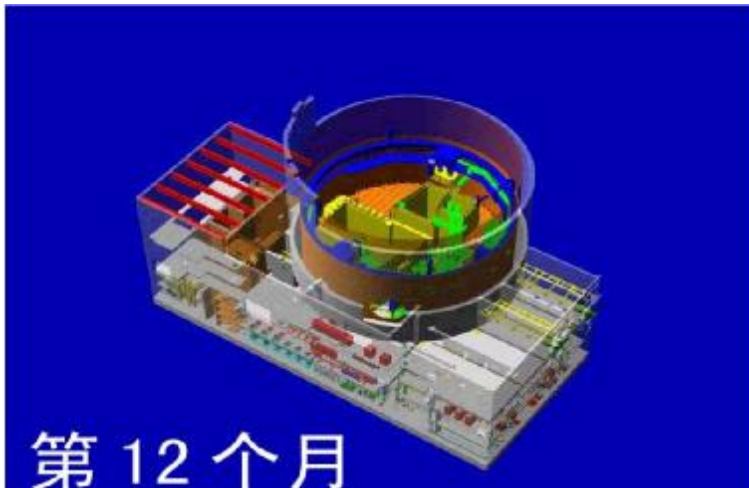
第三节 核电的第一、二、三、四代



AP1000核电厂核岛模块化现场
建造示意图



第三节 核电的第一、二、三、四代



AP1000核电厂核岛模块化现场
建造示意图



第三节 核电的第一、二、三、四代



三门核电**CA20**模块的堆放区场平压实工作完成，组装平台已完工，具备模块放置和开始拼装的条件



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代

CA20模块现场拼装场地





School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代



三门核电站一号机组CA20模块从模块拼装场启运



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代



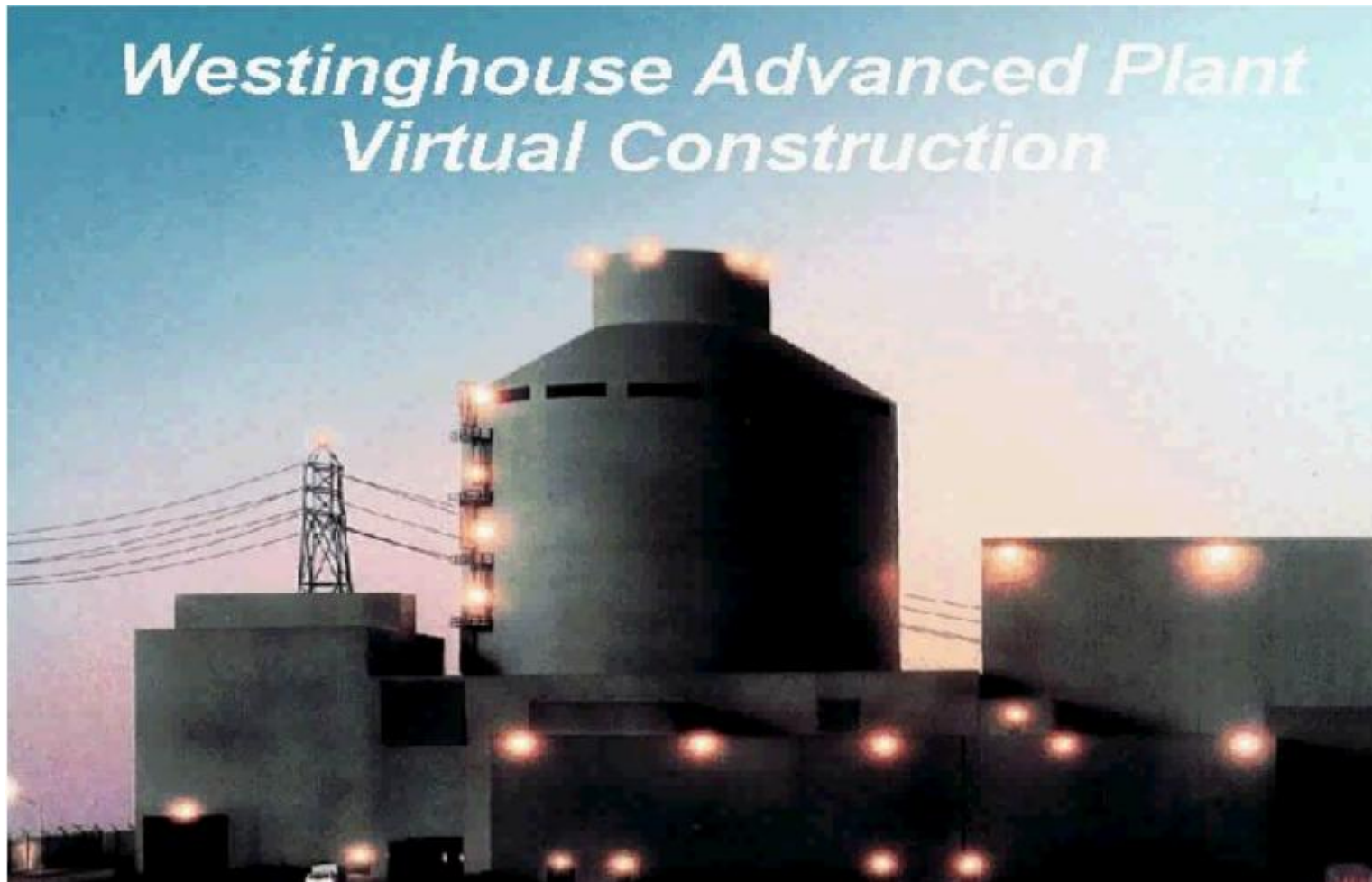
三门核电站一号机组CA20模块运往1号核岛指定起吊位置



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代





School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代



产业化批量建设AP1000核电机组效果图



School of Nuclear Science & Technology USC



第三节 核电的第一、二、三、四代





Thank You !