

第1章 反应堆理论

1.1 原子核

1.1.1 原子核

一切物质都能分解成某一种或几种元素，各种元素由叫做原子的单位构成。而各个原子由一个原子核和围绕着原子核运动的若干个电子组成。而原子核由质子和中子组成，原子核内的质子数就等于该元素的原子序数 Z 。质子和中子具有如表1所示、大致相等的质量，质子带有正电荷，而中子不带电荷。把质子数 Z 和中子数 N 之和叫做原子核的质量数。质子与电子的质量之比大约为1840，因此，原子的质量几乎全部集中在原子核上。位于核外的电子数也是 Z 个，因此，原子是电中性的。把那种只由原子序数 Z 和质量数 A 确定的原子核叫做核素，记作 A_Z （元素符号）。往往略去 Z 。原子的质量以 ^{12}C 原子质量的十二分之一作为原子质量单位来度量，把它叫做原子量。原子量可近似地取各个原子的原子核的质量数之值，它并不恰好为整数。表1给出各种核常数⁽¹⁾。

1.1.2 同位素

在同一种元素的原子核内，都包含有等于原子序数的 Z 个质子，可是和质子结合在一起而组成稳定的原子核的中子数目却不止一种。所以存在着原子序数相同而质量数不同的原子核，这些元素彼此间叫做同位素。自然界中的元素有92种，而各种各样成为同位素的稳定的核素却有250种以上。若再加上以下要介绍的放射性同位素，那么，核素的总数就超过1000。例如就以氢来说，它有：只由一个质子组成的氢核（ ^1H ）；由一个质子和一个中子组成的氘核（ ^2H 或 D ）；由一个质子和两个中子组成的氚核（ ^3H 或 T ）。其中氚核是放射性同位素。自然界中各物质内的同位素的丰度决定于各个元素，例如，氘在全部氢中只占0.0148%。

1.1.3 放射性核素

在原子核中，不仅有稳定的核素，还有不稳定的核素，这种核素由于不稳定自然地进行衰变而转

变成另一种核素。这样的原子核叫做放射性核素或放射性同位素。 ^{235}U 、 ^{238}U 等都是放射性核素，它们有长达 10^9 年的寿命，因此存在于自然界中。现在通过引起核反应人工地制成许多放射性核素。

表1 核常数⁽¹⁾

原子质量单位	$1.660531 \times 10^{-27} \text{ kg}$	
amu	原 子 量	静 止 质 量 kg
电 子	5.485930×10^{-4}	9.109558×10^{-31}
质 子	1.00727661	1.672614×10^{-27}
中 子	1.00866520	1.674920×10^{-27}
氢原子	1.0078252	
氘原子	2.0141022	
质子质量/ 电子质量	1836.109	
能量换算系数	$1 \text{ kg} = 5.609538 \times 10^{29} \text{ MeV}$ $1 \text{ amu} = 931.4812 \text{ MeV}$ 电子质量 = 0.5110041 MeV 质子质量 = 938.2592 MeV 中子质量 = 939.5527 MeV $1 \text{ 电子伏 (eV)} = 1.6021917 \times 10^{-19} \text{ J}$	
光 速 c	$2.9979250 \times 10^8 \text{ m/s}$	
电 子 电 荷 e	$1.6021917 \times 10^{-19} \text{ C}$	
阿佛加德罗常数	$6.022169 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$	
普朗克常数 h	$6.626196 \times 10^{-34} \text{ J}\cdot\text{s}$	
玻尔兹曼常数 k	$1.380622 \times 10^{-23} \text{ J/K}$	

放射性核素的自然衰变方式有：放出 α 粒子（氦原子核）的 α 衰变；放出电子的 β 衰变等。它们衰变后生成的核有时再进行 α 衰变、 β 衰变，或者有时放出 γ 射线而从激发态返回核的基态。对某一种核素来说，引起放射性衰变的几率是一个常数。这个几率用 λ （ s^{-1} ）表示，它表示1秒钟内衰变1个原子核的几率，把 λ 叫做衰变常数。因为 λ 是常数，所以放射性原子核的数目随时间按指数规律减少， $T_{1/2}$ 秒后，放射性原子核的数目减少到初始值的一半， $T_{1/2}$ 叫做半衰期，由下式给出：

$$T_{1/2} = \ln 2 / \lambda = 0.693 / \lambda$$

(1) Rev. Mod. Phys., 41 (1969), 375.

1.1.4 结合能

组成原子核的质子和中子统称为核子。要从稳定的原子核内取出1个核子需要做功。反之，核子结合在一起组成原子核时，要向外放出同样的功，原子核是在能量最低的状态下构成的。把某个原子核全部分解成单个的核子所要做的功除以该原子核的质量数，所得到的数值 ϵ 称为每个核子的结合能，用图1表示。

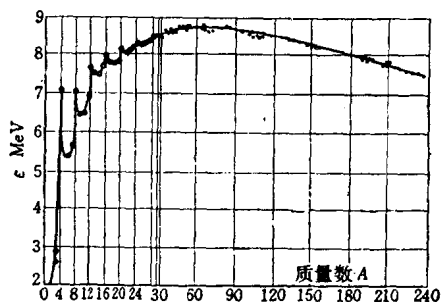


图1 每个核子的结合能

从图上可以看出：在质量数 $A=60$ 附近， ϵ 具有最大值，为8.7 MeV；不论是质量数比60小还是比60大， ϵ 值都将变小。

如以后所述的那样，通过核反应来产生核的转换时，由于反应前后原子核的结合能不同，此反应或放出能量 E 或吸收能量 E 。这种能量变化通过下列爱因斯坦公式与质量变化相联系：

$$E = Mc^2$$

若对核反应前后进行比较，那么，相应于结合能的变化，质量 M 或增大或减小。式中 c 是光在真空中的速度。这样，把与核反应时产生的质量差相当的能取出而加以利用，就是核能的能源。核裂变反应和核聚变反应就是这种核反应中的两个典型。

1.1.5 中子

上面已经提到过，中子比质子稍重些，是电中性的粒子，是一种核子。中子被束缚在原子核里，然而，有时由于核反应，中子会从核逸出。实际上在反应堆堆芯附近就有很多由核裂变反应发射出来的中子，若从堆芯向外开一条束孔，那么，中子就从束孔向外流出。不过从核逸出的中子不能稳定地存在。它以半衰期12.8 min进行 β 衰变而转变成质子。由中子引起的核反应全是在这个半衰期以内进行的。

根据量子力学，中子也具有波动性。它的波长

λ cm 和动能 E eV、速度 v m/s之间有下列关系：

$$\lambda = \frac{2.860 \times 10^{-9}}{E^{1/2}} = \frac{3.956 \times 10^{-5}}{v}$$

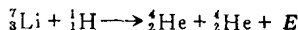
在热中子堆内，在温度为20°C的平衡状态下具有麦克斯韦分布的热中子中，数量最多的热中子的速度为2200 m/s，相应的能量为0.0253 eV，而这种中子具有的波长约为1.8 Å。因为这个波长与物质的原子之间的间距是同一个量级，所以入射到物质上的中子产生所谓中子折射。中子折射被用于研究原子的构造，如研究物质的原子排列等。

1.2 核反应

1.2.1 核反应

原子核带有正电荷，所以核与核之间相互作用着库仑斥力，但是，若核具有足够的动能，一旦相互接近至很短的距离（约 10^{-13} cm）以内，那么，由于作用于核子之间的核力起作用，就产生核反应。核反应由下式表示：

(靶核) + (λ 射粒子) $\longrightarrow$ (余核) + 发射粒子 + 放出能量
例如，



把这个反应简写成 ${}^7\text{Li}(p, \alpha){}^4\text{He}$ ，叫做 ${}^7\text{Li}$ 的 (p, α) 反应。上式中， E 是由核反应生成的能量，它等于：反应前两个原子核的静止质量之和加上入射粒子的动能，减去反应后两个原子核的静止质量之和。一般把忽略入射粒子动能时的 E 值叫做反应的 Q 值。根据反应的性质， Q 值取负值 $\ominus$ 。

中子不带电荷，所以即使动能低也能接近靶核而发生核反应。若对中子引起的核反应进行分类，则可以分成吸收和散射。吸收了能量比较低的中子的原子核，一般形成能级高的激发态的复合核，增高的能级就等于中子的结合能，之后，放出 γ 射线返回基态，发生辐射俘获反应，若用符号表示，记作 (n, γ) 反应。如果原子核是可裂变核时，也发生核裂变反应，即 (n, f) 反应。在散射反应的情况下，若入射中子与核反应后并不改变核的状态而再度被放出来，则发生弹性散射，记作 (n, n) 。若中子的能量增大，也发生吸收后放出其它粒子的 (n, p) 、 (n, α) 、 $(n, 2n)$ 等反应，而且还

$\ominus$ 原文如此。似不确切，因为 Q 可正可负——译者注。

发生散射后靶核仍处于激发态的非弹性散射 (n, n')。

采用截面 σ 来表示引起核反应的几率, 截面的单位是靶 (等于 10^{-24} cm^2), 若令中子密度为 $n \text{ l/cm}^3$ 、中子速度为 $v \text{ cm/s}$, 把 $\phi = nv$ 叫做中子通量。若令与这些中子进行核反应的物质的原子核密度为 $N \text{ l/cm}^3$, 令该反应的截面为 $\sigma \text{ cm}^2$, 则 $\Sigma = N\sigma$ 就叫做宏观截面。而一立方厘米物质内每秒引起的反应数 R 为 $R = \Sigma\phi$ 。

1.2.2 核裂变

考虑这样的反应, 在这种反应中, 质量数 A 、原子序数 Z 的核素分裂为两个质量数、原子序数恰好为 $A/2$ 、 $Z/2$ 的核素, 并计算这种反应的 Q 值。这时最好观察一下反应前后核的质量差, 若原来的核素是重原子核, 例如, 设 $A = 200$, 那么, 分裂成两个核的 A 为 100。于是, 从图 1 的 ϵ 值可以看出, A 为 100 的核的 ϵ 值比 A 为 200 的核的 ϵ 值大。这表示 A 为 100 的核较 A 为 200 的核稳定, 所以, 上述反应的 Q 值为正值, 重的原子核只要稍有一点反应的机会就能顺利地进行裂变。但是, 重的原子核要进行裂变首先必须发生变形。为此, 加入某一大小能量使其产生一定的变形, 之后, 重原子核进一步发生自行变形以致引起裂变。把引起这种变形所必须的能量叫做裂变的临界能。可是, 像 ^{235}U 和 ^{239}Pu 那样具有奇数个中子的原子核, 它吸收一个中子形成中子数为偶数值的复合核, 因为复合核对该中子的结合能高, 所以形成高的激发态, 从而超过裂变的临界能。

从以上原子核的临界能与粒子数偶奇性的关系来确定易于引起裂变的核素。天然铀含有 0.714% 的 ^{235}U 核就相当于这种易于引起裂变的核素, 而 ^{232}Th 和 ^{238}U 吸收中子后, 经过两次 β 衰变而转变成的 ^{233}U 和 ^{239}Pu 等, 它们和 ^{235}U 一起都是吸收热中子就能引起裂变的核素, 把这种核素叫易裂变核素 (fissile nuclide)。然而, ^{232}Th 和 ^{238}U 只有当入射中子的能量在 1 MeV 以上才能引起核裂变, 但是它们能转变成上述那样的易裂变核素, 所以把 ^{232}Th 和 ^{238}U 这样的核素叫做可转换 (为易裂变核素的) 核素 (fertile nuclide)。

一旦引起核裂变, 其结果是, 除了放出 2 个裂变碎片、2 至 3 个快中子以外, 还释放约 200 MeV 的能量, 这个能量相当于原来的复合核和两个裂变

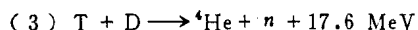
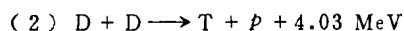
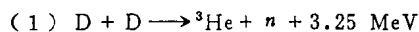
碎片的质量差。假如 1 g ^{235}U 全部发生裂变, 则可以获得大约 1 MWD 的热功率。

裂变碎片的质量数分布在 72 至 161 的范围内, 原子序数分布在 30 (Zn 锌) 至 66 (Dy 镝) 的范围内。分裂成的两个碎片, 其质量数分别在 $A = 85 \sim 105$ 和 $A = 130 \sim 150$ 范围内, 并具有峰值 $\ominus$ 。多数碎片的中子数与质子数之比过大, 所以是不稳定的核素, 它们或进行 β 衰变, 或直接放出中子, 而转变成稳定核素。

把核裂变瞬间发射出来的中子叫做瞬发中子。瞬发中子具有连续的能谱, 它的平均能量约为 2 MeV, 能谱分布的峰值在约 700 keV 处。另一方面, 如上述的那样, 还有很小一部分在裂变碎片 β 衰变期间发射出来的中子 (低于 1%), 把这部分中子叫做缓发中子。从裂变瞬间到放出缓发中子之间的时间, 大约在 0.2 秒到 55 秒的范围内, 一般大致分成六组。缓发中子对反应堆的运行控制起重要的作用。由于每次裂变放出 2 至 3 个中子, 包括瞬发、缓发中子, 所以就有可能获得链式反应, 这是通过核裂变能够释放核能的主要原因之一。

1.2.3 核聚变

观察示于图 1 的每个核子的结合能的曲线, 可以看出, 轻的原子核聚集在一起组成结合能大的原子核时, 就能够和核裂变一样成为核能的能源。例如就氢同位素核引起的反应来说, 反应的 Q 值全是正的, 它们的反应式如下:



把这些反应叫做核聚变反应。(1) 和 (2) 在同一条件下几乎以相同的几率产生。(3) 放出的能量最大, 然而因为氦核在自然界中不存在, 所以需要通过中子和 Li 的核反应来生产氦。

为了产生上述的核聚变反应, 有一种用加速器使氦核加速去轰击另一氦核的方法, 它产生聚变反应的几率小, 从能量平衡的观点来考虑, 这种方法是不实用的。因此, 把氦核或氦核制成气体状态, 封闭在某空间内, 以此来增大相互间碰撞的机会。不过因为这些原子核都带有正电荷, 相互间作用着库仑斥力, 所以只有预先使这些原子核的动能在某一数值以上才能发生碰撞。这就要使气体具有高的

$\ominus$ 指裂变产额最大或接近于最大——译者注。

温度,具有相应于该温度的麦克斯韦分布的核之中,速度比较高的核之间就产生核聚变反应。对于D-T反应,这个温度在几千万度以上,在这样的高温下,原子核周围的电子全部电离,而成所谓等离子状态。不过若把这个温度乘上玻尔兹曼常数,即 kT ,而用电子伏的单位来表示,则它相当于0.1MeV以下的能量,从核反应中所用的能量尺度来看,还是相当低的能量。

由D-T反应产生的能量与氘核和氚核密度的乘积成比例,而且一旦温度升高,因为聚变反应的份额急剧增加,D-T反应产生的能量也就增大。产生的能量与等离子体的韧致辐射等损失相平衡的所谓点火温度就是上述的温度,但脉冲式产生核聚变反应时必须保持在点火温度以上的等离子体的封闭时间 τ 与等离子体密度 n 成反比,所以 $n\tau$ 乘积存在下限值。这样,为使核聚变反应持续进行下去,需要把氘核或氚核加热至点火温度以上,有必要使这样得到的等离子体离开容器壁而保持必要的封闭时间。目前在研究各种利用强磁场产生和封闭等离子体的方式,并为实现这种方式在进行大量的研制工作。

最初预料在要实现的D-T反应堆上,在堆芯等离子体周围设有主要由Li构成的再生区,使核聚变反应产生的快中子慢化来取出能量,并且,利用 ${}^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$ 反应等进行T的再生产,来确保新的燃料,等等;也开始考虑类似于快中子增殖堆过程的核聚变反应堆的设计研究,希望把它作为未来核能的基础。

1.3 反应堆理论

1.3.1 反应堆的结构

反应堆如图2所示,由核燃料(燃料)、慢化剂、冷却剂、控制棒和生物屏蔽等构成。

a. 核燃料 核燃料有易裂变物质和可转换(成易裂变核的)物质。把能够产生核裂变的物质叫做易裂变物质,这种物质有 ${}^{233}\text{U}$ 、 ${}^{235}\text{U}$ 、 ${}^{239}\text{Pu}$ 、 ${}^{241}\text{Pu}$ 。 ${}^{238}\text{U}$ 、 ${}^{232}\text{Th}$ 吸收中子分别转变成 ${}^{239}\text{Pu}$ 、 ${}^{233}\text{U}$,所以被称为可转换(成易裂变核的)物质。

天然铀含有大约0.7%的 ${}^{235}\text{U}$,其余几乎都是 ${}^{238}\text{U}$ 。把 ${}^{235}\text{U}$ 丰度提高了的铀叫做浓缩铀。在反应堆内使用的核燃料,一般被加工成棒状、片板等形式,封入包壳材料内。

b. 慢化剂 作为慢化剂,要求原子核的质量数

小、中子吸收少,H、D(重氢)、Be、C等原子核都适合于作慢化剂。实际上,采用轻水(普通水)、重水、有机材料、石墨、铍等。

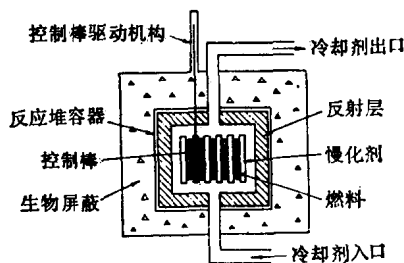


图2 反应堆的结构

c. 冷却剂 对冷却剂的要求是,传热和输热特性要好,中子吸收要小,要耐辐照和耐热,一般采用轻水、重水、有机材料、气体(空气、 CO_2 、He)、液态金属等。

d. 控制材料 一般采用吸收中子强的Cd、B、Gd、Hf等来控制反应堆的反应性,它们往往包以不锈钢,制成棒形来使用,有时也把控制材料混在水中或掺在燃料中。

e. 反射层 它具有使漏出堆芯的中子弹回至堆芯的作用,一般采用和慢化剂相同的物质。

f. 反应堆容器 由Al、不锈钢、碳钢、预应力混凝土等制成。对于发电用反应堆,为了提高冷却剂的压力,往往使整个堆芯加压,所以称之为反应堆压力容器。

g. 生物屏蔽 它是为了保护人体不受 γ 射线和中子等照射而设置的,一般用混凝土、水、铁、铅等。反应堆周围往往用普通的混凝土进行屏蔽。要增加屏蔽效应时就用重混凝土。如果水有几十厘米厚,也有足够的屏蔽作用,所以能够在水中燃料更换等操作。

1.3.2 反应堆理论基础

a. 临界 在反应堆内,由核裂变产生的中子是具有2MeV平均能量的快中子,它与慢化剂原子核进行反复碰撞以后而被慢化,很快就成为热中子(它是与慢化剂原子核的热运动能量达到平衡状态的中子,在20°C时,具有大约0.025eV的能量)。成为热中子以后,在反应堆内进行扩散,不久,为易裂变物质(${}^{235}\text{U}$ 等)所吸收,产生下一次的裂变。把这段时间叫做“中子的一代”,在这段时间内中子数的变化如下(图3):

表2 缓发中子

组	能 量 MeV	^{235}U		^{239}Pu		^{233}U		先 驱 核
		λ s^{-1}	β_i %	λ s^{-1}	β_i %	λ s^{-1}	β_i %	
1	0.250	0.0124	0.021	0.0128	0.007	0.0126	0.022	^{87}Br
2	0.460	0.0305	0.140	0.0301	0.063	0.0337	0.078	$^{88}\text{Br}, ^{137}\text{I}$
3	0.405	0.111	0.125	0.124	0.044	0.139	0.066	^{138}I
4	0.450	0.301	0.253	0.325	0.068	0.325	0.072	^{90}Br
5	0.420	1.14	0.074	1.12	0.018	1.13	0.013	
6		3.01	0.027	2.69	0.009	2.50	0.009	
β			0.64		0.21		0.26	

注：表中 λ —衰变常数， β —所有缓发中子在全中子中所占的比例%， β_i — i 组缓发中子所占的比例%，先驱核是指那些最终可以放出缓发中子的核裂变产物核。

设 k_{ex} 为常数，则

$$n = n_0 e^{k_{ex} t / l} = n_0 e^{t / T} \quad (9)$$

$$T = l / k_{ex} \quad (10)$$

T 叫做反应堆周期，是反应堆功率增长 e 倍所需的时间。

有缓发中子时的解为

$$n = A_0 e^{t / T_0} + A_1 e^{t / T_1} + \dots + A_6 e^{t / T_6} \quad (11)$$

$\rho > 0$ 时， $T_0 > 0$ ， $T_1, T_2, \dots, T_6 < 0$ ； $\rho < 0$ 时， $T_0, T_1, T_2, \dots, T_6 < 0$ 。

$\rho > 0$ 时，经过足够长的时间，式(11)就变成下式：

$$n = A_0 e^{t / T_0} \quad (12)$$

在图4、图5中给出计算的例子。

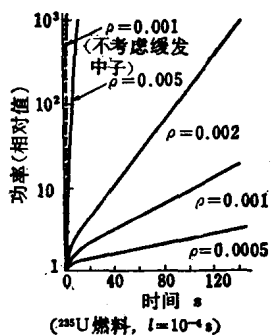


图4 对于正的阶跃反应性外扰动，堆功率的变化

d. 反应性的反馈 对于低功率反应堆，可以不考虑反应性的反馈，然而，一旦反应堆功率变高，就出现各种对反应性的反馈现象。

例如，以温度的反应性反馈现象为例，若用图来表示，则如图6所示。

反应性变化有快速进行的（几秒以下）和缓慢进行的。为了控制快速变化的反应性，一般采用调节反应性用的控制棒（调节棒）；为了控制缓慢变化的反应性，采用补偿棒或硼酸溶液。典型的反应性反馈现象示于表3内。

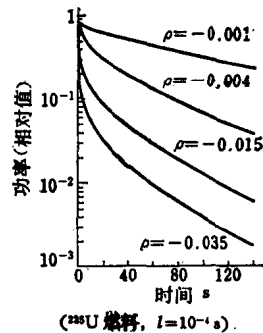


图5 对于负的阶跃反应性外扰动，堆功率的变化

e. 增殖因数随运行时间的变化 增殖因数随运行时间的变化示于图7。起动前，有10~25%的剩余增殖因数，起动后， k_{eff} 因温度上升和产生空泡（气泡）而下降。随着持续进行额定功率运行，由于Xe、Sm等其它裂变产物的积累和 ^{235}U 的损耗， k_{eff} 进一步减少。运行大约1年时间， k_{eff} 下降到可能进行额定功率运行的下限值，这时就进行燃料更换，一俟装入新燃料， k_{eff} 就回升到原先的数值。把这段时间 T 叫做燃料的核寿期，决定燃料寿期（在堆内停留的时间）的因素之一是燃料的冶金寿期。

f. 燃料的燃耗、转换、增殖 随着反应堆的运行，燃料不断地燃耗，把燃耗的程度叫做燃耗深

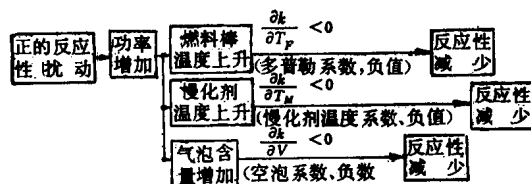
度,用每吨铀发出的热功率(MWD/t)来表示。燃料的核特性 $\ominus$ 和物理特性随着燃料的燃耗而变化,主要的是:(i) ^{235}U 因核裂变而减少,与此同时,核裂变产物积累, k_{eff} 减少;(ii) 有 ^{239}Pu 生成;(iii) 由于气态核裂变产物的积累,燃料棒的内压增加;(iv) 由于发热、辐照和核裂变产物的影响,燃料芯块尺寸(主要是膨胀)和物理性质发生变化;(v) 包壳材料的物理性质因放射线照射(辐照)而变化(强度增加、变脆),等等。

因此,若燃料在堆内的使用超过某一段时间,包壳管就会破损,它里面的放射能(核裂变产物)就会释放出来,所以需要进行换料。实际上,在那段时间以前就进行燃料更换,把这段时间叫做燃料的冶金寿命。

^{238}U 和 ^{232}Th 在反应堆内吸收中子,分别转换成新的易裂变物质 ^{239}Pu 和 ^{233}U 。把这种现象叫做转换。每损失1个易裂变物质原子核通过转换而生成的易裂变物质的原子核数称之为转换比。转换比超过1时,这个过程就叫做增殖,把这个比值叫做增殖比。

表3 各种反应性的反馈现象

反应性的反馈现象	时 间 常 数
压 力	0.01~0.1 s
空泡产生	0.05~10 s
燃料温度	0.1~10 s
慢化剂温度	10~1000 s
Xe、Sm中毒	10 h
其它核裂变产物的中毒	1~10 month
燃料燃耗	1~10 month



慢化剂温度系数和空泡系数通常设计成负值。

图6 温度的反应性反馈效应

现在的热中子反应堆以 ^{235}U 作燃料,而 ^{235}U 在天然铀中只含有0.7%。热中子堆的转换比为0.4~0.8左右,所以反复使用由转换生成的 ^{239}Pu 和 ^{233}U 也只能利用核燃料资源(天然铀和钍)的1~3%左右,因此,在不远的将来就会发生核燃料

资源枯竭的问题。对快中子增殖堆来讲,增殖是可能的,它能够有效地利用大部分核燃料资源。

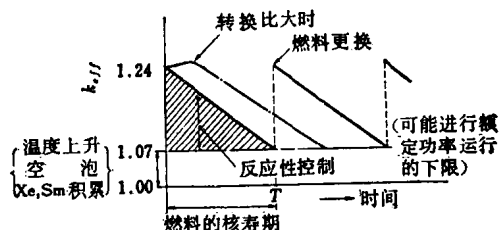


图7 随着反应堆的运行,反应性的长时期变化

1.4 热工水力理论

1.4.1 热的产生

现设每次核裂变产生的能量为200 MeV, 1 cm^3 核燃料内 ^{235}U 的核子数为 N_{25} , ^{235}U 的裂变截面为 σ_{f25} (靶), 热中子通量为 ϕ [$\text{n}/(\text{cm}^2\cdot\text{s})$], 则每 $V\text{ cm}^3$ 内的反应堆功率由下式给出:

$$\begin{aligned} q_{\text{total}} &= 200 N_{25} V \sigma_{f25} \phi \quad \text{MeV/s} \\ &= 3.2 \times 10^{-11} N_{25} V \sigma_{f25} \phi \quad \text{MW} \end{aligned} \quad (13)$$

如果令 ^{235}U 的质量数 $A = 235$, 在堆芯的 $V\text{ cm}^3$ 体积内有 $G(\text{g})$ ^{235}U 核燃料, 则

$$N_{25} V = 0.602 \times 10^{24} \frac{G}{235} \quad (14)$$

现设 ^{235}U 的浓度为 $\xi_{25}(\%)$, 燃料块的密度为 γ_f , 则近似地由下式给出:

$$(G/V_f n_f) = \gamma_{25} = \xi_{25} \gamma_f / 100 \quad (15)$$

可以说, 大约总功率中的90%在燃料内转换成热, 最近, 在轻水慢化冷却型反应堆内, 大约可达到95% (BWR)~97% (PWR)。现假设, 燃料内变成热的功率在总功率中所占的比例用 β_f 来表示, 核燃料的体积为 $V_f\text{ m}^3$, 表面积为 $A_f\text{ m}^2$, 长度为 $L_f\text{ m}$, 燃料的根数为 n_f , 则燃料的热功率密度 q_f'' kcal/($\text{m}^3\cdot\text{h}$)、燃料表面热通量 q_f' kcal/($\text{m}^2\cdot\text{h}$) 和每单位燃料长度上的热功率(线功率密度) q_f' kcal/($\text{m}\cdot\text{h}$) 分别由下式给出:

$$q_f'' = 7.05 \times 10^{10} \beta_f \frac{G}{V_f n_f} \sigma_f \phi \quad (16)$$

$$q_f' = 7.05 \times 10^{10} \beta_f \frac{G}{A_f n_f} \sigma_f \phi \quad (17)$$

$$q_f' = 7.05 \times 10^{10} \beta_f \frac{G}{L_f n_f} \sigma_f \phi \quad (18)$$

$\ominus$ 此处指燃料的同位素成分——译者注。

因此, q_f'' 、 q_f'' 和 q_f' 之间有下列关系:

$$\left. \begin{aligned} q_f'' &= (V_f/A_f) q_f''' \\ q_f' &= (V_f/L_f) q_f''' = (A_f/L_f) q_f'' \end{aligned} \right\} \quad (19)$$

如果燃料块是棒状, 其直径为 D_f m, 则

$$\left. \begin{aligned} q_f'' &= (D_f/4) q_f''' \\ q_f' &= (\pi D_f^2/4) q_f''' = (\pi D_f) q_f'' \end{aligned} \right\} \quad (19a)$$

1.4.2 燃料内的热传导

燃料元件内的温度分布可以通过求解具有热强度为 q'' 的热源的稳态热传导方程来求得⁽²⁾ (其中导热率取平均值)。

a. 平板状燃料元件 (图8)

燃料内: 导热率 λ_f , 热功率密度 $q''' = q_f'''$

$$t = t_f + \frac{q_f'''}{2\lambda_f} (X_f^2 - x^2) \quad (20)$$

中心温度

$$t_0 = t_f + \frac{q_f'''}{2\lambda_f} X_f^2 \quad (21)$$

间隙 (结合层) 内: 导热率 λ_b , $q''' = 0$

温度降

$$t_f - t_b = \frac{q_f''}{\lambda_b} (X_b - X_f) \quad (22)$$

包壳内: 导热率为 λ_c , $q''' = 0$

$$t = t_b - \frac{t_b - t_w}{X_c - X_b} (x - X_b) \quad (23)$$

表面温度

$$t_w = t_b - \frac{q_f''}{\lambda_c} (X_c - X_b) \quad (24)$$

表面热通量

$$q_w'' = q_f'' = q_f''' X_f \quad (25)$$

b. 棒状燃料元件 (图9)

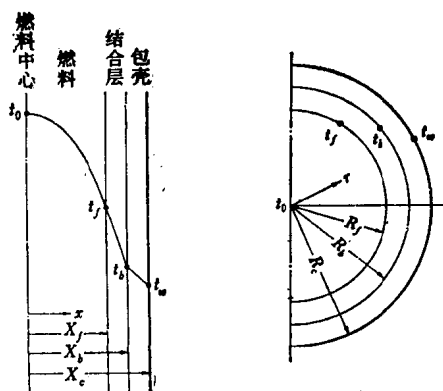


图8 平板状燃料元件

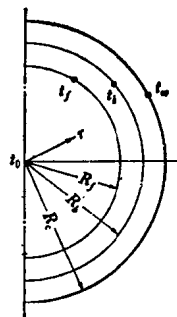


图9 棒状燃料元件

燃料内: 导热率为 λ_f , 热功率密度 $q''' = q_f'''$

$$t = t_f + \frac{q_f'''}{4\lambda_f} (R_f^2 - r^2) \quad (26)$$

中心温度

$$t_0 = t_f + \frac{q_f'''}{4\lambda_f} R_f^2 \quad (27)$$

间隙 (结合层) 内: 导热率为 λ_b , $q''' = 0$

温度降

$$t_f - t_b = \frac{q_f'' R_f^2}{2\lambda_b} \ln \left(\frac{R_b}{R_f} \right) \quad (28)$$

如果结合层是 He 的轻水堆用燃料, 则温度降为

$$t_f - t_b = 1.024 \times 10^{-4} q_f'' \frac{R_f^2}{R_b} \quad (29)$$

包壳内: 导热率为 λ_c , $q''' = 0$

$$t = t_b - \frac{t_b - t_w}{\ln(R_c/R_b)} \ln \left(\frac{r}{R_b} \right) \quad (30)$$

表面温度

$$t_w = t_b - \frac{q_f'' R_f^2}{2\lambda_c} \ln \left(\frac{R_c}{R_b} \right) \quad (31)$$

表面热通量

$$q_w'' = \frac{q_f'' R_f}{2} \left(\frac{R_f}{R_c} \right) \quad (32)$$

c. 燃料块的导热率

金属铀: $\lambda_{f-MU} = 26 \sim 30$ kcal/(m·h·°C)

UO₂ 芯块: $\lambda_{f-UO_2} = 86 k$ kcal/(m·h·°C)

对于 BWR,

$$k = \frac{38.24}{T + 129.4} + 6.13 \times 10^{-13} T^3 \text{ W/(cm·°C)}$$

对于 PWR,

$$k = \frac{40.4}{T + 191} + 1.32 \times 10^{-4} \exp[1.88 \times 10^{-3} (T - 273)] \text{ W/(cm·°C)}$$

1.4.3 反应堆的冷却

如图 10(a) 所示, 当冷却剂沿任意等截面燃料元件流动时, 因为中子通量 ϕ 一般为如图 10(b) 那样的 $\cos$ 分布, 所以 q_f'' 和 q_w'' 与中子通量 ϕ 成比例。现设冷却剂温度为 θ_c , 它的堆芯入口温度、出

(2) 青木成文, 原子炉热工学 (第4版), (昭47), 養賢堂。

口温度分别为 θ_1 、 θ_2 ，令燃料元件表面的传热系数为 α 。

a. 冷却剂的温升 (非沸腾情况) [图 10 c 中实线]

$$\frac{\theta - \theta_1}{\theta_2 - \theta_1} = \frac{1}{2} \left\{ \frac{\sin(b\xi)}{\sin b} + 1 \right\} \quad (33)$$

式中 $b = \pi L / (2L')$ $\xi = Z / (L/2)$

Z ——以堆芯中心为坐标原点时高度方向的位置；

L ——堆芯实际高度；

L' ——堆芯外推高度，它等于堆芯实际高度加上两倍外推距离。

设线功率密度分布为 $q' = q'_{\max} \cos(b\xi) \ominus$ 。

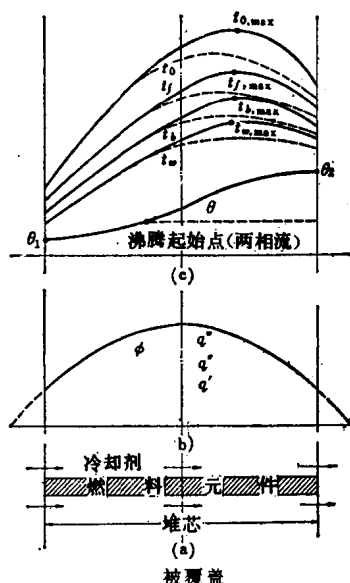


图10 冷却剂、包壳、燃料内的温度分布

b. 冷却剂的温升 (沸腾情况) (图 10 c 虚线)

(i) 沸腾起始点

$$\xi_{\text{sat}} = \frac{1}{b} \sin^{-1} \left\{ \frac{\pi c G}{q'_{\max} L'} \Delta\theta_{\text{sub}} - \sin b \right\} \quad (34)$$

(ii) 非沸腾区的温升

$$\frac{\theta - \theta_1}{\theta_{\text{sat}} - \theta_1} = \frac{\sin(b\xi) + \sin b}{\sin(b\xi_{\text{sat}}) + \sin b} \quad (35)$$

(iii) 沸腾区的蒸汽含汽量分布

$$x = (q'_{\max} / rG) \{ \sin(b\xi) - \sin(b\xi_{\text{sat}}) \} \quad (36)$$

式中 c ——冷却剂比热容；

G ——冷却剂总的质量流量；

θ_{sat} ——冷却剂饱和温度；

$\Delta\theta_{\text{sub}}$ ——冷却剂入口过冷度 ($\theta_{\text{sat}} - \theta_1$)；

r ——冷却剂的蒸发潜热。

c. 壁面的传热系数 $\alpha = Nu\lambda/d$

$$q''_w = \alpha (t_w - \theta) \quad (37)$$

(i) 非沸腾冷却 (加压水、 CO_2 、He)

$$Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^{0.4} \quad (38)$$

(ii) 液态金属 (Na)

$$Nu = 0.625 (Re Pr)^{0.4} \quad (39)$$

(iii) 沸腾冷却剂

$$t_w - \theta_{\text{sat}} = 0.82 (q''_w)^{0.26} e^{-P/86.2} \quad (40)$$

式中 q''_w —— $\text{kcal}/(\text{m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C})$

P —— kg/cm^2

d. 沸腾临界热通量CHF和DNB 燃料元件表面

热通量一旦达到某一数值以上，液态冷却剂即使沸腾，也不能带走热量。相应于这个临界点的热通量叫做临界热通量⁽³⁾。例如，对于沸水反应堆，表示为 q''_{CHF} ，用 Hench-Levy 公式给出。对于压水反应堆，用 q''_{DNB} 表示，由 W-3 关系式给出。

第2章 核反应堆

2.1 核反应堆的种类和实例

核反应堆可按如下分类：(1) 按照构造材料的种类和布置分 (按照燃料、慢化剂、冷却剂等分，或者分均匀堆、非均匀堆)；(2) 按照引起裂变的中子能量分 (热中子堆、超热中子堆、快中子堆)；

(3) 按照核反应堆的用途分，有研究堆 (用于培训、用于试验)，生产堆 (用于生产放射性物质、生

(3) 伝熱工学資料 (第3版)，(昭50)，61，日本機械学会。

⊖ 原文为 $q' = q'_{\max} \cos(b\xi)$ ，有误，已改正——译者注。

产 ^{238}Pu), 动力堆 (用于发电、用于驱动), 工业用堆 (用于加热, 产生水蒸汽), 多用途堆 (综合用于发电、炼铁、化学工业、地区供热等)。

2.1.1 研究堆

研究堆主要用于原子核物理和核反应堆物理学 (例如核反应截面的测定)、固体物理学 (根据中子折射研究晶体结构)、分析化学 (放射化学分析)、辐射生物学及屏蔽的研究, 以及用于核反应堆设计所必要的核参数的测定等。一般采用浓缩铀, 设置有研究所必需的设备, 例如热柱和屏蔽水箱、照射孔道、贯通孔道等。特别小型的小功率堆能够兼作培训用反应堆。研究堆有如下的堆型:

- a. 沸水型: JRR-1 (50kW)。
- b. CP-5 型: 原型 CP-5 (4 MW), JRR-2 (10 MW)。
- c. 天然铀重水慢化非均匀型: JRR 3 (10 MW)。
- d. 游泳池型: JRR-4 (3 MW), 京都大学堆 (5 MW)。
- e. 浓缩铀石墨慢化型: 阿贡诺特堆。
- f. 浓缩铀氢化锆慢化型: 铀氢锆堆。
- g. 浓缩铀空气冷却快中子堆: 东京大学堆 (2 kW)。

2.1.2 试验堆

它是一种为了试验堆材料、核燃料的辐照效应, 提高了快中子通量的反应堆。轻水慢化的 MTR (40 MW)、JMTR (50 MW)、ETR (175 MW), 重水慢化的哈洛且恩堆 (25 MW), 快中子堆的 FFTR (400 MW) 等都属于这种反应堆。

2.1.3 发电用核反应堆 (表 4)

a. 气冷堆

i. 石墨慢化气冷堆 (GCR) 堆的型式按照燃料和冷却剂的种类而不同。镁诺克斯堆是采用天然金属铀包以镁诺克斯包壳的燃料, 用二氧化碳作为冷却剂的核反应堆, 是一种在英国和法国已实用化了的堆。东海 1 号核电站采用这种型式的堆, 已经投入运行。

ii. 改进型气冷堆 (AGR) 它是用不锈钢包壳、低浓缩的二氧化铀作为燃料、二氧化碳冷却的反应堆。因为气体温度高, 所以热效率好。并且由于燃料的平均燃耗深度是镁诺克斯堆的 5 倍, 达到 20000 MWD/t (U), 所以经济性好。

iii. 高温气冷堆 (HTGR) 它是以氦气作为冷却剂的核反应堆, 燃料是一种以热解碳包敷高浓缩碳化铀和氧化钍燃料核微粒的颗粒状燃料。正常运行时, 作为一次冷却剂的氦气, 由鼓风机送到堆芯上部, 在堆芯内由上往下流时被加热, 然后进入蒸汽发生器, 在这里把热量传给汽轮发电系统的蒸汽, 再返回到鼓风机。

这种型的反应堆, 由于气体温度高, 能得到和大型火电站同样的蒸汽条件。关于这种型的反应堆, 有美国的 300 MWe 的原型堆在运行。

主要特征有: (1) 由于堆芯、蒸汽发生器和鼓风机安放在安全性高的混凝土压力壳内, 压力壳外没有一次冷却剂用的管道, 所以没有因管道破损而产生的问题。(2) 事故时, 包着燃料的不渗透石墨涂层具有密封核裂变产物的性质, 所以可以保持长的时间, 使裂变产物在泄漏到外面之前进行衰变, 从而减弱了放射性。(3) 氦气不吸收中子。(4) 因为燃料不使用金属包壳, 所以没有熔化问题。(5) 在高浓缩铀和钍一起使用的燃料循环中, 因为从钍生产出来的 ^{233}U 中也得到相当的功率, 所以燃料利用率高。(6) 对于使用石墨的堆型, 因为热容量大, 所以即使引起冷却剂丧失事故, 也不会使燃料的温度急剧地上升。(7) 因为放射性废物少, 所以射线管理容易。(8) 有这种可能性: 将来把氦气的温度提高到 900°C 以上, 使堆具有通用性, 除了发电以外还能有多种用途。图 11 表示了大型高温气冷堆核电站的构成以及电站的概要。在西德正在建设球形燃料床型高温气冷堆。

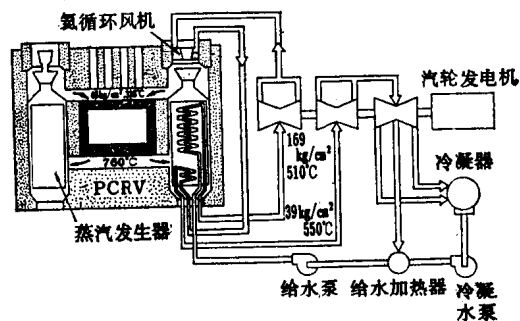


图11 大型高温气冷堆的构成

b. 轻水堆

i. 压水堆 (PWR) 发电用的 PWR 是以低浓缩的二氧化铀作燃料, 把慢化剂兼作冷却剂的轻水加压至反应堆冷却系统的压力, 使它在堆芯内不引

表4 发电用反应堆 (1)

名	称	单	位	浜岡2号	島根1号	第1福岛6号道格拉斯角-1	玄海1号	大飯1号	Trojan	Bruce 1号	普	賢
国	名			日	日	日	美	日	美	加	本	
所	有			中部電力	中国電力	東京電力	GE	関西電力	PGE&PPL	Ontario Hydro	日本	
设	计			東芝	日立	日立	GE	西電力	WH	AECL	動力炉・核燃料開発事業公司	
建	设			浜松市	島根県八束郡	福岛県双葉郡	Nanjamoy, Md.	福井県大飯郡	Prescot, Ore.	Tiverton, Ont.	原子能工業組	
成	年			1978	1974	1976	1980	1976	1974	1978	教賀市	
反	应			沸水堆	沸水堆	沸水堆	沸水堆	压水堆	压水堆	重水堆	重水堆	
热	功			2436	1380	3293	3579	3423	3423	2515	重水堆	
电	率			840	460	1100	1291	1176	1178	788	冷却堆	
堆	芯			3.66×4.07	3.66×3.4	3.71×4.75	3.76×4.65	3.66×3.4	3.66×3.4	5.94×7.06	557	
尺	寸										165	
类	种			2.7%UO ₂	2.5%UO ₂	2.7%UO ₂	2.7%UO ₂	3.2%UO ₂	3.1%UO ₂	N. U. UO ₂	1977	
燃	料			27500	25000	27500	27500	33000	33000	8500	重水堆	
耗	深			105	78	142	157	87	87	114	沸騰轻水	
度	度			49/560	49/400	63/764	63/732	204/193	204/193	37/12×480	557	
装	量			Zry-2	Zry-2	Zry-2	Zry-2	Zry-4	Zry-4	Zry-4	36	
料	料			1.24/0.09	1.24/0.09	1.06/0.09	1.05/0.09	0.93/0.06	0.82/0.06	1.22/0.04	12000	
芯	块			轻水	轻水	轻水	轻水	轻水	轻水	重水	1.44/0.09	
直	径			278/286	278/286	278/286	278/287	288/323	289/325	261/299	轻水	
冷	却			71	71	71	71	157	157	111	277/284	
堆	入口			282	282	282	282	277	279	254	67	
温	度			67	67	67	67	58	63	43	279	
度	度			SA-533Bcl1	SA-533Bcl1	SA-533Bcl1	SA-533Bcl1	SA-533Bcl1	SA-533Bcl1	Zr-2.5%Nb	63	
压	力			SA-533Bcl1①	SA-533Bcl1	SA-533Bcl1	SA-533Bcl1	SA-533Bcl1	SA-533Bcl1	Zr-2.5%Nb	277/284	
力	力			SA-508cl2②	SA-508cl2	SA-508cl2	SA-508cl2	SA-508cl2	SA-508cl2	(压力管)	67	
反	应			21×5.6×0.14	18.9×4.8×0.123	22×6.4×0.155	21.6×6.0×0.152	13.4×4.4×0.22	13×4.4×0.22	0.103×0.0036	0.118×0.0043	
堆	容			轻水	轻水	轻水	轻水	轻水	轻水	重水	重水	
器	器			轻水	轻水	轻水	轻水	轻水	轻水	重水	重水	
材	材			轻水	轻水	轻水	轻水	轻水	轻水	重水	重水	

① SA-533Bcl1, 相当于G-3120 SQV1A或1B

② SA-508Bcl2, 相当于G-3212SFV2

编写者 PECO, Potomac Electric Co.

PGE, Pacific Gas & Electric Co.

PPL, Pennsylvania Power & Light Co.

GE, General Electric.

WH, Westinghouse Electric Corp.

AECL, Atomic Energy of Canada Limited.

起容积沸腾的核反应堆。为此特地设有稳压器，调节堆芯内的压力。系统的压力通常是 157kg/cm^2 ，平均温度是 300°C 左右。对堆芯内的燃料进行冷却而且被加热的冷却剂进入蒸汽发生器，在那里把热量传给汽轮发电机系统的蒸汽后再返回到循环水泵。

如图 12 所示，因为使蒸汽发生器介于中间，将含有放射性的核反应堆设备和本质上与通常的火力发电站相同的汽轮发电机设备隔开，所以，作为 PWR 的特性有如下几点：（1）在核反应堆系统中放入吸收中子的硼酸，能够进行化学补偿控制，在控制中子的控制棒几乎全部提出的情况下也能进行运行，所以使中子的分布展平；（2）能够在反应堆冷却系统内放入防止腐蚀的添加剂；（3）因为能够分别以最高条件选择反应堆设备和汽轮发电机设备来组成发电站，所以热效率能够改善。

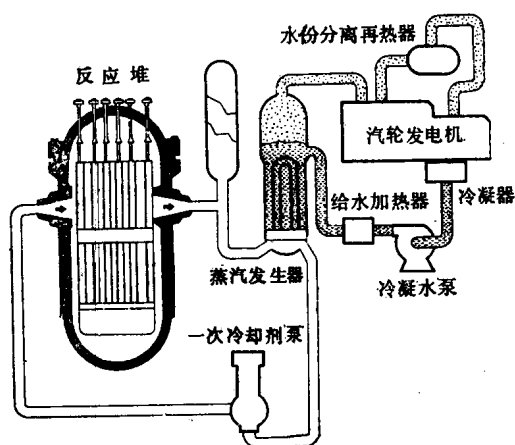


图12 压水堆核电站的构成

PWR 的堆芯，如图 13 所示，把由燃料元件和控制棒组成的燃料组件排列成栅格状，把它们放在堆芯吊篮中间，再安放在反应堆压力壳内。反应堆压力壳上装有控制棒驱动机构。把由标准化的一次冷却剂泵、蒸汽发生器和管道构成的回路作为单位，根据回路数目决定功率。每个回路的功率大约是 300MWe 。而且假想由于管道破裂而产生冷却剂丧失事故，备有储压箱和高低压的安全注入泵作为危急堆芯冷却系统（ECCS）。世界上采用这种型式的发电站较多，在日本以美浜 1 号（ 340MWe ）二

个回路和高浜 1 号三个回路（ 826MWe ）为首的五座发电站在运行中，大浜核电站四个回路（ 1176MWe ）在建设中。PWR 与初期的相比，改善了燃料元件、堆芯构造、燃料装载方式、控制方式和循环泵等机械设备，增加了每个单位回路的功率，而达到了大容量化。并且总结了运行经验，通过设备的大容量化和堆芯设计的改善，正在建造用四个回路的热功率为 3800MWt 、电功率约为 1350MWe 的核电站。

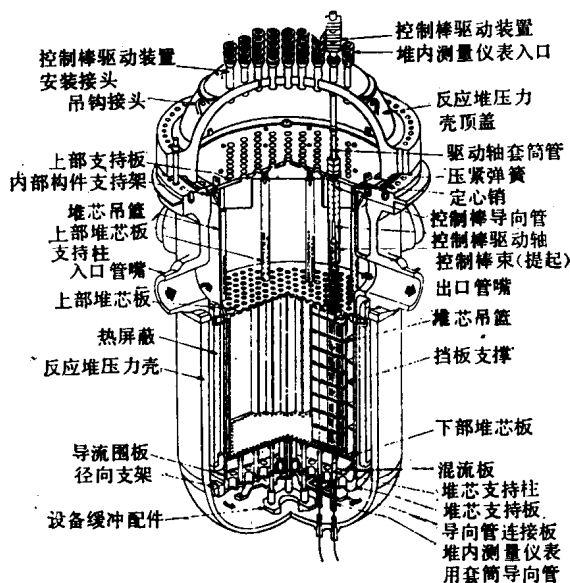


图13 压水堆的剖面图

ii. 沸水堆（BWR）发电用 BWR 是以低浓缩二氧化铀为燃料、使慢化剂兼作冷却剂的轻水在堆芯内沸腾，把产生的压力为 $70\text{kg/cm}^2\text{g}$ 的饱和蒸汽直接送到蒸汽轮机的直接循环式的反应堆。它不带有二次蒸汽发生器。堆芯冷却剂的循环方式是设在反应堆压力壳内的射流泵产生的强制循环，然而为了驱动冷却剂，在压力壳外设有二台再循环泵。

BWR 的特性可列举为：（1）系统的构成简单；（2）由于堆芯内产生蒸汽气泡而具有功率的自调节性；（3）能够靠控制棒展平功率分布；（4）运行时靠汽轮机入口蒸汽压力调节装置和再循环流量控制装置来控制堆功率和蒸汽生产量。

BWR 的堆芯如图 14 所示，按栅格状排列燃料

组件,在它们之间布置控制棒,用堆芯围筒包在其周围,再把它们整个地放在反应堆的压力壳内。而且,作为堆内设备,除了射流泵以外,在堆上部装有汽水分离器和蒸汽干燥器,以减少携出到反应堆压力壳外面的水量,从而获得对于管道破裂事故的安全裕度。另外,假想由于再循环系统管道或主蒸汽管断裂而发生冷却水丧失事故,在反应堆压力壳外面备有堆压自动减压系统、堆芯喷淋系统、堆芯注入系统等,作为危急堆芯冷却系统(ECCS)。

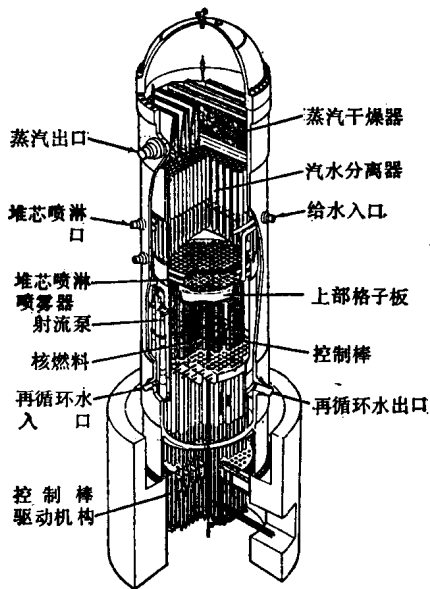


图14 沸水型反应堆 (BWR/6)

发电用 BWR, 自 1960 年建成的德累斯登-1 (Dresden-1) 以来, 以美国为中心进行了研制工作, 现在世界各国正广泛地进行这种型式的核电站的建造、运行和改进设计。

在日本, 从敦贺 (375MWe) 投入以来, 福岛第一-1 号 (460MWe)、岛根 1 号 (460MWe) 和浜岡 1 号 (540MWe) 功率级, 福岛第一-2~5 号 (780 MWe) 和浜岡 2 号 (840MWe) 功率级, 和福岛第一-6 号 (1100MWe) 以及福岛第二-1 号 (1100 MWe) 功率级也正在运行或者建造中。

BWR 的发展初期也对双重循环、核过热进行过实验研究, 然而最后还是落实于如图 15 所示的单一循环、饱和蒸汽利用方式。在核反应堆系统的简单

化、功率密度的提高、ECCS 的改进、堆控制方式的改善、核燃料性能的提高、抗震设计的具体化、放射性废物处理系统的改善等方面, 一直给予改进设计上的努力。

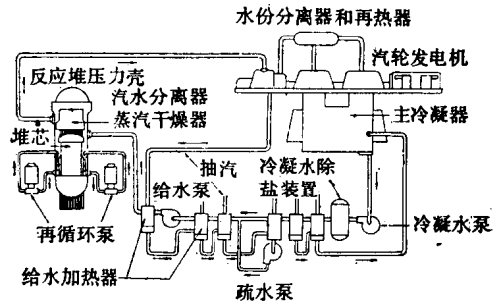


图15 沸水堆核电站的构成

至于今后, 改进的方向在于反应堆和组成设备的标准化, 它们有利于安全性和可靠性的提高、建造工程周期的缩短和建造成本的降低。

c. 重水堆 由于重水吸收中子少, 中子的慢化能力也比较大, 所以能够用天然铀或浓缩铀作燃料, 用天然铀可得到 8500MWD/t 的燃耗深度。并且, 因为燃料转换比也较大, 所以能够期待核燃料资源得到有效的利用。重水堆的型式有: (1) 压力壳式和 (2) 压力管式。前者为了防止重水沸腾, 使整个堆芯内处于高压状态, 后者在比较低的压力下用重水作为慢化剂, 只是使冷却剂处于高压, 使它在装有燃料的高压管内流动。后者因为在堆芯内往往使用锆合金等结构件, 所以中子的经济性稍微恶化, 然而另一方面, 对于运行中换料和大型化却是有利的, 在重水堆中较多地采用这种方式。冷却剂一般采用加压重水 [道格拉斯角 (Douglass Point): 20MWe, 皮克林 (Pickering): 508MWe, 布鲁斯 (Bruce): 750MWe], 沸腾轻水 (SGHWR: 100MWe, 普贤 (ふげん): 165MWe, 根梯莱 (Gentilly): 250 MWe], CO_2 [EL-4: 70MWe, KKN: 100MWe] 和有机物等。图 16 是普贤堆的剖面图。

d. 快中子增殖堆 它是使用 ^{238}U - ^{239}Pu 的燃料循环、供给天然铀而把铀转换成 ^{239}Pu 、使燃料增殖的反应堆, 期待作为 20 世纪末以后的核电站。冷却剂可以是各种物质, 而目前世界上已建成的快中子增殖堆全部是液态金属 (Na) 冷却的方式。与轻水堆相比, 它的优点是: (1) 可得到高的蒸汽温度; (2) 堆芯的功率密度高; (3) 取得较大的燃耗

深度等,其缺点是技术问题多,各国都在进行范围广泛的研制,在日本也进行着图17所示的快中子增殖实验堆(常陽号)的建设和原型堆(文殊号)的研制。

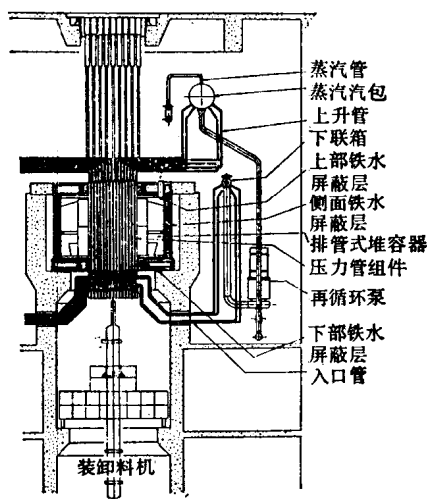


图16 普賢反应堆剖面图

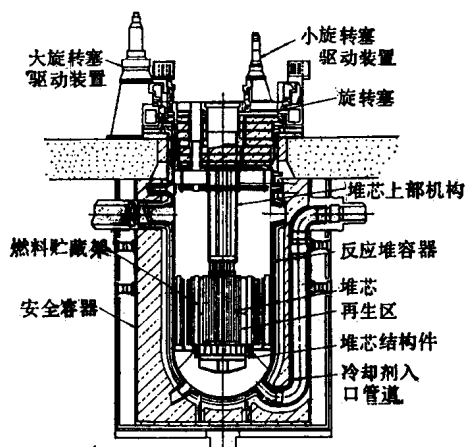


图17 快中子增殖实验堆(常陽)

主要的问题有如下几点:(1)为了提高堆芯的功率密度和增大增殖比,燃料棒要做得细并且排得密。再有,因为燃料长时间燃烧,由于中子照射而产生的包壳材料的膨胀(肿胀),以及由于热变形而引起燃料组件整体发生变形。堆芯结构上要限制这种变形,即使在变形最大的情况下,也要保持控制棒插入没有障碍。在现在的设计中,即使多少牺牲些增殖比,也要确保使棒的直径能维持可靠。(2)检测出燃料的破损位置和破损大小,对发电站的运行来说是重要的,在新的快中子增殖堆上,正在装

设燃料破损位置检测装置,并研究交替地抽出并测定各燃料通道出口处的钠样品的方法。(3)各国正在开展关于各种蒸汽发生器方式的研究,它被看作钠冷快中子增殖堆上最重要的研究项目,它大致分为,由几个比较简单形状的个体组合起来的方式(组件型),和具有单个独立型式的单元型,最近应用由几个单元组成的半组件式的型式较多。在蒸汽发生器中,最重要的问题是同时要求对水、蒸汽和钠的可靠性,因为在蒸发器上较多地使用碳钢,所以碳的转移就成为结构强度上的问题。另外,因为水蒸汽泄漏到钠侧会引起激烈的化学反应,所以要进行材料对这种反应承受情况的评价,与此同时,要研制检测这种反应的高灵敏度的氢气检测器。(4)与轻水堆相比较,控制棒的控制效果小得多,所以整个电站的控制比较轻水堆复杂。

快堆有:把反应堆、一回路系统设备装在一个大池子内的池型反应堆,和通常型式的回路型反应堆。各国根据对安全性的考虑正在建设各种型式的反应堆。

还有,除了这种液态金属冷却方式外,最近也在进行氦气冷却方式的快中子增殖堆的研究。

2.1.4 船用堆

船用堆与陆上发电用堆相比较,在运行中(航海中),具有以下几种特殊的条件:(1)负荷变动急速而且频繁;(2)受到船体振动、摆动、倾斜的影响,特别是周期性的上下运动和倾斜会影响反应堆的热负荷限度;(3)必须考虑针对冲撞、触礁、沉没、火灾等的安全性。设计时必须考虑适应这些条件。

一般采用压水堆作为船用堆。这种压水堆有分离型堆和图18那样的一体化型堆。前者 and 陆上发电堆一样,将反应堆压力壳、蒸汽发生器、稳压器和冷却水循环泵用主冷却剂管道组成闭合回路,与这样的连接方式相反,后者的特点是把主要设备放在反应堆压力壳内,把主冷却系统做得很紧凑。迄今已建成的核动力船中,美国的核动力舰艇和萨瓦娜号(Savannah)、苏联的列宁号(Lenin)、日本的“摩茨”号(むつ),都采用分离型堆,西德的奥托汉号(Otto Hahn)采用一体化型堆。作为另一种一体化型式反应堆的CNSG-IV(美国)⁽⁴⁾和EFDR

(4) Consolidated Nuclear Steam Generator-IV, 美国B&W公司在研究的一体化型船用反应堆。

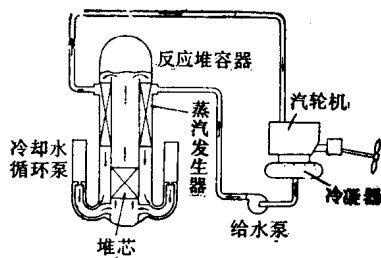


图18 一体化船用堆 (Otto Hahn 的例子)

(西德)⁽⁵⁾ 现在正在进行研制中。

2.2 反应堆基本材料

2.2.1 慢化剂

在热中子反应堆中, 为了增加核裂变反应的几率, 需要将核裂变产生的快中子慢化到热中子速度。完成这样任务的材料是慢化剂。作为好的慢化剂的条件是, 中子在一次碰撞中失去的能量 ξ ⁽⁶⁾ 要大, 碰撞的几率亦即散射截面 Σ_s 要大, 吸收截面 Σ_a 要小等等。用慢化能力 $\xi\Sigma_s$ 以及慢化比 $(\Sigma_s/\Sigma_a)\xi$ 表示慢化剂的这种性能 (参阅表 5⁽⁷⁾)。在表示慢化剂效率的量中, 慢化比是重要的量。

重水的慢化比特别大, 它是最好的慢化剂。在以重水作为慢化剂的反应堆中, 能使用天然铀作为燃料, 这是一大优点。由于轻水对中子吸收大, 所以在以轻水作为慢化剂的反应堆中, 必须使用浓缩燃料, 然而由于水容易得到, 所以在动力堆和研究堆中广泛地被采用。石墨主要用于气冷堆中, 但要求石墨的纯度高、密度大。铍和氧化铍都是好的慢化剂, 但是由于价格和制造上的困难, 实际应用受

到限制。除此以外, 多联苯这样的有机物也能用作慢化剂。

2.2.2 反射层

因为反射层是把要逃到堆外的中子弹回到堆内、减少中子泄漏的材料, 所以要求它有和慢化剂大致相同的性质, 须要散射截面大, 吸收截面小。

通常, 反射层往往选用和慢化剂相同的物质, 不过对石墨来说, 用作慢化剂时, 要严格地规定和限制硼等中子吸收截面大的杂质的含量 (例如含 B 量在 0.5ppm 以下), 但相反地, 用作反射层时, 从经济的观点考虑, 通常可以降低上述限制值。至于快中子堆的反射层, 多数是使用兼作屏蔽材料的不锈钢。

2.2.3 冷却剂

冷却剂的作用是把堆芯中产生的热量带出堆外。它需要导热率、比热容等传热性能好, 中子吸收截面小。另外, 最好是在堆芯中受到辐照后难于分解和难于使自身具有放射性, 对堆芯以及冷却剂循环系统的结构材料的腐蚀要少。

冷却剂大致区分为轻水和重水、气体、有机物以及液态金属四类。因为轻水价廉, 传热性能好, 所以广泛用在压水堆和沸水堆中, 然而因为水的蒸汽压力高, 为了得到 300℃ 的冷却剂温度, 需要加压到 100kg/cm²g 左右。在反应堆运行中, 氧的感生放射性 ¹⁶N (半衰期为 7 秒) 等成为问题, 但由于半衰期短, 所以停堆后它们的放射性很快地减少。另外, 水由于辐照分解会产生氢气和氧气。因为高温纯水对材料有腐蚀性, 所以必须注意对结构材料的选择。重水作为冷却剂的性质和轻水相类似, 由

表 5 慢化剂的核性质

物 质 名 称	密 度 g/cm ³	Σ_a cm ⁻¹	Σ_s cm ⁻¹	ξ	慢化能力 $\xi\Sigma_s$	慢化比 $(\Sigma_s/\Sigma_a)\xi$
轻 水 (H ₂ O)	1.00	0.022	1.64	0.93	1.50	69
重 水 (99.75D ₂ O)	1.10	85×10^{-6}	0.35	0.51	0.18	2100
铍 (Be)	1.85	0.0011	0.76	0.206	0.16	150
氧化铍 (BeO)	2.8	0.0006	0.66	0.173	0.11	180
石 墨 (C)	1.60	0.00037	0.39	0.158	0.063	170
聚苯乙烯 [(CH) _n]	1.07	0.013	0.95	0.842	0.80	62

(5) Weiterentwicklung des Fortschrittlichen Druckwasser Reaktor, 西德研究中的一体化型船用反应堆, 是在 Otto Hahn 上已采用的 FDR 的改进型。

(6) ξ 表示平均对数能量减缩, 设中子碰撞前的能量为 E_1 , 碰撞后的能量为 E_2 时, 则用 $\ln E_1 - \ln E_2$ 的平均值、即 $\ln E_1/E_2$ 给出 ξ 值。

(7) Nuclear Engineering Handbook, (1958), 12-70, McGraw-Hill.

表6 冷却剂的特性 (100°C, 1ata)

冷却剂	热导率 kcal/ (m·h·°C)	比热容 kcal/ (kg·°C)	冷却剂	热导率 kcal/ (m·h·°C)	比热容 kcal/ (kg·°C)	熔 °C	沸 °C
气体 N ₂	0.0269	0.249	液体 H ₂ O	0.586	1.007	0	100
He	0.143	1.24	Na	74.2	0.33	98	880
CO ₂	0.0191	0.200	NaK	22.0	0.27	19	826
空气	0.0272	0.242					

于它又是好的慢化剂,所以用在加压重水冷却。重水慢化的反应堆中。有效地利用轻水和重水各自的特长,使用轻水为冷却剂、重水为慢化剂型式的反应堆,其特色是能够利用从天然铀到浓缩铀范围广泛的各种类型的燃料。

用作气体冷却剂的物质有二氧化碳、氦气等,它们能够利用于高温而与压力无关,并且对反应堆材料的腐蚀少,在这些方面是有利的,然而为了使这些冷却剂循环,哪送动力一般变得大些。氦气能够和燃气轮机直接结合,并且预计能达到1000°C高温,所以正在考虑用于炼铁等等。有机物能在低的蒸汽压力下得到比较高的温度,但传热性能差,并且容易发生热分解和辐照分解,这是其缺点。

广泛用作液态金属冷却剂的物质是钠,它传热特性好,沸点高,在反应堆的运行温度、常压下就能够保持液态,不担心辐照分解,中子吸收截面小等等,由于这些理由,它被用作快中子反应堆的冷却剂。钠中氧的浓度越高,对金属的腐蚀性就越大,并且由于杂质的沉淀,使传热性能和流动性变得恶化,所以需要净化设备,在这种设备中,广泛采用把钠的温度降低到杂质的饱和温度以下,使杂质析出而除去的冷阱方法。冷却剂的特性示于表6。

2.2.4 控制材料

控制材料是用来增加或减少堆芯内的中子数以调节反应性的物质。如对它大致区分,则可分为控制棒和可燃毒物。控制棒是用来调节反应堆的功率和堆内的功率分布,而可燃毒物是用来补偿初期堆芯反应性抑制的那种缓慢进行的反应性变化。控制材料使用中子吸收截面大的材料(参阅表7),而可燃毒物必须是这样的材料,它吸收了中子发生核转变后的原子核与原来的原子核相比,其吸收截面要变小。

控制棒使用的型式有:金属型,如铅、银-镉-铟;陶瓷型,如碳化硼,以及把硼和稀土类元素的化合物分散在不锈钢那样的适合的金属基体内等等。银-镉-铟和碳化硼装入不锈钢等的套管内使用。快堆也

表7 与反应堆关系密切的元素的截面

用途	原子序数	元素	原子量①	热中子 (2200m/s) 吸收截面②靶
慢化剂·冷却剂	1	H	1.0079	0.032
		D	2.01410	0.00046
	2	He	4.00260	0
	4	⁹ Be	9.01218	0.010
	6	C	12.011	0.0034
	7	N	14.0067	1.88
	8	O	15.9994	<0.0002
	11	²³ Na	22.98977	0.505
	18	A	39.94	0.66
	19	K	39.09	2.07
包壳材料·结构材料	12	Mg	24.305	0.063
	13	²⁷ Al	26.98154	0.230
	14	Si	28.086	0.16
	15	³¹ P	30.97376	0.20
	16	S	32.06	0.52
	20	Ca	40.08	0.44
	22	Ti	47.90	5.8
	23	V	50.9414	4.98
	24	Cr	51.996	3.1
	25	⁵⁵ Mn	54.9380	13.2
	26	Fe	55.847	2.53
	27	⁵⁹ Co	58.9332	37.0
	28	Ni	58.71	4.8
	29	Cu	63.546	3.77
	30	Zn	65.38	1.10
	40	Zr	91.22	0.180
	41	⁹³ Nb	92.9064	1.15
	42	Mo	95.94	2.7
控制材料	50	Sn	118.69	0.625
	51	Sb	121.75	5.7
	73	Ta	180.9479	21
	74	W	183.85	19.2
	82	Pb	207.2	0.172
	5	B	10.81	755
	47	Ag	107.868	63
	48	Cd	112.40	2450
	49	In	114.82	196
	63	Eu	151.96	4300
核燃料·可转换物质	64	Gd	157.25	46000
	66	Dy	162.50	950
	72	Hf	178.49	105
	90	²³² Th	232.0381	σ_a 7.56 σ_f <0.0002
	92	U	238.029	7.68 4.18
		²³³ U		581 527
		²³⁴ U	234.113	97 0.65
		²³⁵ U	235.116	694 582
		²³³ U	238.124	2.71 <0.0005
	94	²³⁹ Pu		1026 746
		²⁴⁰ Pu		295 <0.1
		²⁴¹ Pu		1400 1025

备注:在表中也列举了材料的化合物成分、合金成分等的元素。元素符号左上角没有书写质量数的元素是两种以上的核素混合而成的天然元素。在核燃料栏内给出了吸收截面 σ_a 和核裂变截面 σ_f 。

① 资料来源:东京天文台,理科年表,(昭48),丸善。

② 资料来源:BNL 325, 2nd ed., (1958)。