

常用符号表

A ——质量数, 总传热面积	q ——热流, 热通量
B ——裂变碎片	R ——反应堆堆芯半径
C_p ——比热	R_e ——反应堆堆芯外推半径
D ——吸收剂能, 中子扩散系数	S ——消速比, 中子源
D_e ——水力当量直径	T ——温度, 反射层厚度
DNB ——偏离泡核沸腾	U ——总传热系数
E_R ——每次裂变释放出的能量	x ——X射线, 照射量, 蒸汽品质
F ——热管或热点因子	Z ——原子序数
f ——转换因子, 热中子利用系数	α —— α 射线, 空泡率
G ——质量流速	β —— β 射线, 缓发中子总产额
H ——堆芯高度, 剂量当量	γ —— γ 射线, 液体重度
H_e ——堆芯外推高度	δ ——反射层节省
h ——对流传热系数	Δm ——裂变反应前后核粒子质量总和之差
K ——增殖系数	λ_e ——外推距离
K_L ——形阻损失系数	ν ——每次裂变放出的中子数
L ——流道长度, 中子扩散长度	ρ ——反应性
λ_p ——瞬发中子寿命	ρ ——密度
M^2 ——中子徙动面积	Σ ——宏观截面
N ——分布因子, 核密度, 额定功率	ϕ ——中子通量
n ——中子密度	σ ——标准偏差, 微观截面
Q ——传热系数, 热功率	t ——费米年龄

第1章 概 述

某些重元素的原子核，裂变后能释放出巨大的能量。这种能量，称为核能。利用核能发电的电站称为核电站。自1954年出现第一座核电站以来，世界各国运行中的核电站已有二百多座，加上正在建造的共五百多座，其发展是较快的。图17-1-1为核能发电站的示意图。

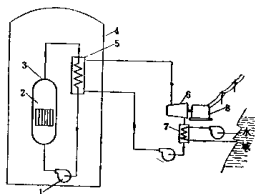


图17-1-1 核能发电站示意图

1—泵 2—堆芯 3—反应堆 4—安全壳 5—蒸汽发生器 6—汽轮机 7—冷凝器 8—发电机

图中反应堆是核能发电的核心装置。在反应堆内，作为核燃料的原子核在中子轰击下发生分裂（称为裂变）。一个原子核吸收一个中子而裂变后，除了能释放出巨大能量外，还伴随产生两至三个中子。即可由中子引起裂变，裂变后又产生更多的中子。在一定的条件下，这种反应可以连续不断地进行下去，称为链式反应。

反应堆上设有种种措施，以自如地控制和调节裂变速率，从而控制堆的释热功率，满足电功率的需要。

从图17-1-1可见，核电站不同于火电站的，仅在于以反应堆大厅（亦称安全壳）代替了锅炉房，以反应堆和蒸汽发生器，代替了锅炉，其他在原则上无大差异。故本篇围绕反应堆本体和蒸汽发生系统，分述堆物理、热传导、燃料和材料、结构和回路系统、控制监视、运行、安全和核燃料循环等有关方面。

1 核能发电的基本特征

常用的发电方式，有水力发电、火力发电和核能发电。三者各有所长与不足。一个国家的电力结构和布局，取决于多方面因素的权衡。但无论何种方式发电，都必须满足三个条件，才有发展前途。即：可利用的资源是丰富的，可以维持长期供应；发电成本是低廉的；安全可靠，对环境的污染小。核能发电在这三方面的优点较突出，是有竞争能力的一种发电方式。现简述如下：

1.1 资源情况

可以用作反应堆燃料的元素称为可裂变元素。它们有铀-235(^{235}U)，钚-233(^{233}U)和钚-239(^{239}Pu)。但自然界只存在 ^{235}U ，而且天然铀中 ^{235}U 的含量只占0.7%，其余99.3%是 ^{238}U 。 ^{238}U 是非裂变元素，不能直接用作核燃料。单就此而论铀矿资源，核燃料的储藏量似乎少于化石燃料（煤、石油、天然气等）。但是，在火力电站中，燃烧一公斤的煤（石油或天然气），这一数量的资源即从地球上消失。而在核电站，可将一部分非裂变元素转换为可裂变元素。如利用 ^{238}U 裂变中释放出的中子轰击 ^{238}U ，可以获得 ^{239}Pu ，同样，可以把自然界中大量存在的钍-232(^{232}Th)转换为 ^{233}U 。在这一转换过程中，每消耗一定数量的原子核，能产生更多的可裂变原子核。此过程称为增殖，即消耗一定的核燃料，可获得更多的核燃料。具有增殖性能的反应堆称为增殖堆。目前世界上运行及建造的核电站绝大多数采用热中子堆。但钠冷快堆（即增殖堆）其原型堆已有成功的运行经验，预计不久可进入商用推广阶段。在考虑资源时，必须将增殖这个因素加以考虑。这样，核燃料的储藏量远远超过了化石燃料，而能长期满足核能发电的需要。

1.2 经济性

经济性最终表现在发电成本上。构成发电成本的因素，因时因地、因国家经济结构和工业发展程度

而异。这里不打算对此作具体的经济分析。但从核能发电的历史和现状,可以看到有如下的事实:在五十年代,由于工业水平的限制,在设备制造上存在许多问题,核电站的造价很高,核燃料生产过程复杂,需要庞大的设备,加上在生产中必需采取特殊的安全措施,使核燃料成本昂贵。当时核能发电的成本,高于火力发电一倍以上。随着科学技术不断发展,核电站建造费用和燃料费用均不断下降。同时运行水平也逐年提高。在六十年代,核能发电成本在一些国家已接近火力发电水平。目前,上述趋势进一步向有利于核能发电方向发展,核电站的建造成本虽仍高于火电站,而其发电成本一般已低于火电站。

1.3 安全性

核电站易引起人们对安全性的耽心,并怀疑它是否对环境有严重的污染。经过全面了解和具体分析,可以证实核电站的安全性是有充分保证的,对环境的污染影响是极小的。如能严格遵守各项安全法规(包括设备制造、安装与运行),核电站的安全性甚至优于火力发电的。简述如下:

a. 三层屏障 核电站最基本的措施是将裂变产物严密禁锢在三层屏障之内。第一层屏障是燃料包壳,核燃料都封装在不锈钢或锆合金包壳之内。包壳的选材、制造和封焊,都有严格的要求。裂变所产生的裂变产物都留在燃料和包壳之中。第二层屏障由冷却剂一回路和反应堆容器组成。一回路也是密封的。除因燃料包壳破裂造成很少一部分裂变产物进入一回路外,在一回路中还会出现一些活化产物(这些产物来自堆内及一回路结构与一回路本身由于腐蚀而产生的固体产物)。它们受堆内辐射活化,成为带放射性的物质,并随一回路迁移。因此反应堆设有净化过滤措施,以使活化产物不超过一定的剂量。第三层屏障是反应堆的安全壳。它是钢板加混凝土结构,其密封要求也极其严格,每昼夜向外泄漏率不超过安全壳容积 $1/1000$ 。而安全壳的通风系统都经过过滤器才与外界相通。一切电缆、管道和出入口均采取必要的措施,防止泄漏和直接与外界接通。此外,反应堆上还有多种保障安全的系统。

至于火电站的燃料则直接与空气接触而燃烧,燃烧的废气又直接排入大气,其中含有大量的二氧化硫,氧化氮和飞灰,其对环境的污染比核电站严重。

b. 安全监督 因为核反应可带来放射性的危害,所以人们把它置于严密监督之下。根据国际防护规定,每人每年最大容许接受放射剂量 $\odot$ 为:

从事放射性工作的人员 5 雷姆 $\ominus$
放射性场所邻近的居民 0.5 雷姆 $\ominus$

在实施中,各国又根据自己的情况,作出远远低于此限额的规定,如为限额的十分之一或百分之一。多年的实践中证明这样严格的规定,是完全可以办到的。

根据大型核电站运行实际记录,附近居民由于核电站的存在而接受的外加剂量,每人每年为 1 毫雷姆。而日常生活中人们所接受的放射性剂量远远超过此值(见表 17-1-1)。因此正常情况下的核电站加给居民的剂量是微不足道的。

表 17-1-1 单个居民接受的放射性剂量

照射来源	剂量(毫雷姆)
电视(每年)	1
乘飞机(每次)	3
为医疗照 X 光(每次)	50
居住在由水泥和砖灰而建的屋内(每年)	20
天然本底 $\ominus$ (每年)	110

$\odot$ 大自然本来就存在着射线,它来源于宇宙射线及空气、土壤、水和食物中所含有的各种放射性同位素。来自这方面的照射称为天然本底。

反应堆燃烧后卸出的燃料,不能象火电站的煤渣那样弃置于外,必须设立庞大的后处理厂加以处理。后处理厂不只是消极地防止放射性产物逸散而设置的,在后处理厂内,可以回收燃烧未尽的核燃料,分离出由 ^{238}U 和 ^{232}Th 转换而成的 ^{239}Pu 和 ^{233}U ,这两者都是核燃料,同时还可以提取各种宝贵的同位素。

2 核电站的回路系统

核电站主要由反应堆、蒸汽发生器、汽轮发电机组以及附属设备组成。其回路系统示意图见图 17-1-2。

$\odot$ “最大容许接受剂量”的含义是连续五十年接受此限额的剂量也不会损害人体的健康。

$\ominus$ 雷姆是一种生物剂量单位。生物系统接受 1 雷姆的剂量,其危害相当于高电压 (200~250 kV) X 射线 1 伦琴的剂量。

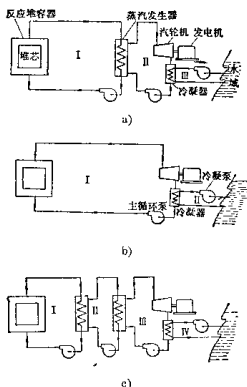


图 17-1-2 核电站主回路构成

a—压水堆和重水堆核电站 b—沸水堆核电站
c—钠冷增殖堆核电站

广泛应用于压水堆和重水堆电站的主回路构成见图 17-1-2a。核燃料在反应堆内裂变，放出核能，核能以热能的形式由冷却剂带出，在蒸汽发生器（实质即是热交换器）中将热能传给工作介质，构成 I 回路。工作介质又转变为蒸汽，用以驱动汽轮发电机。从汽轮机排出的废气，在冷凝器中冷凝后作为给水回到蒸汽发生器构成 II 回路。III 回路从水坑（江河湖泊）取水，经冷凝器带出余热。

沸水堆核电站（见图 17-1-2b），冷却剂在堆内沸腾变为蒸汽，直接驱动汽轮机，不需要蒸汽发生器，因此少一个回路。

钠冷快堆发电站（见图 17-1-2c），钠在堆内受辐照活化，同时钠与水有强烈的化学反应，为了防止 I 回路中的钠与作为工作介质的水接触而使放射性产物逸散，加设一个中间钠回路，构成四个回路。

3 反应堆类型及其特征

核电站所采用的反应堆属于动力堆型。目前常用的动力堆型可分为四大类：

(1) 石墨气冷堆——包括镁诺克斯堆、改进型

气冷堆及高温气冷堆；

(2) 轻水堆——包括沸水堆和压水堆；

(3) 重水堆——包括坎杜型重水堆和沸腾轻水冷却重水堆；

(4) 钠冷快堆。

为了便于比较，表 17-1-2 列出了电功率为 50 万千瓦的主要堆型的典型参数。各种堆型简述如下：

a. 石墨气冷堆 该反应堆是以石墨为慢化剂，气体作冷却剂的堆型。镁诺克斯（Magnox）堆属该类型，它以天然铀为燃料，燃料包壳是 Magnox 镁合金，用二氧化碳冷却。早期，反应堆与蒸汽发生器分开布置。后来把反应堆、蒸汽发生器和循环风机统一包容在一个预应力钢筋混凝土容器中，以节省大口径的管道，增强了对射线的防护，而且在管道破裂时，限制放射性物质的外逸。

改进型气冷堆（AGR）是镁诺克斯堆的发展。它以二氧化铀作燃料，用不锈钢作包壳，其比功率、功率密度、运行温度和热效率等指标都有所提高。但由于采用了不锈钢作包壳（其中子吸收截面较大），燃料须用低浓铀；同时对慢化剂石墨的性能要求有所提高。

AGR 进一步发展即为高温气冷堆（HTGR）。它以氦为冷却剂，避免了二氧化碳对石墨的腐蚀作用；取消了用金属材料制成的燃料包壳；其燃料是碳化铀及碳化钍混合物的颗粒（100~400μm），用碳化物质粘结起来，外包碳化硅及耐石墨表皮，以防止裂变产物外逸并使颗粒具有一定的机械强度。燃料颗粒弥散在石墨中，制成燃料元件，装入石墨砌块的燃料孔道中。由于以上措施，大大提高了中子的经济利用及运行温度，致使高温气冷堆热效率提高到 40% 以上。此外高温气冷堆燃料中的钍是增殖原料，它可使反应堆获得较高的转换比（约 0.8）。

以上三种堆型的体积均较大，气体密封比较困难。由于高温气冷堆采用渗透性很强的氦气，所以其密封尤其困难。

图 17-1-3 为高温气冷堆示意图，其余两种堆型的布置原则上相同。

b. 轻水堆 轻水堆有两种堆型，一是沸水堆，一是压水堆。两者均用轻水作慢化剂兼冷却剂；用低浓二氧化铀制成芯块，装入锆包壳作燃料。沸水堆不需另设蒸汽发生器，蒸汽直接从堆内产生，径送入汽轮机。这样核蒸汽发生系统只有一个回路，省

表 17-1-2 主要堆型的典型参数

堆型	燃料	石墨		气冷堆		轻水堆		压水堆		重水堆	重水堆		钠冷快堆
		镁诺克斯堆 (Magnox)	改进型气冷堆 (AGR)	高温气冷堆 (HTR)	沸水堆 (BWR)	压水堆 (PWR)	快堆重水堆 (SHEWR)	沸水堆 (BWR)	快堆重水堆 (SHEWR)		沸水堆 (BWR)	快堆重水堆 (SHEWR)	
核燃料	燃料	U	UO ₂	UO ₂ -THC ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	PuO ₂ -UO ₂
	包壳材料	Mg	不锈钢	石墨	Zr	Zr	Zr	Zr	Zr	天然	天然	Zr	不锈钢
	燃料富集度 %	天然	2.0~2.4	93	2.5	3.0	2.0	3.0	2.0	—	0.6	13.4	15
平均燃料比功率	卸料富集度 %	—	0.6	—	0.9	0.9	—	0.9	0.6	—	—	—	—
	平均燃料比功率 kW/kg	2.9	10.0	45	16.0	30.6	—	30.6	13.4	—	—	160	—
平均燃料比功率	平均燃料比功率 MW/t	9500	18000	100000	17000	14700	9000	14700	21000	9000	21000	100000	—
	燃料富集度 %	天然	2.0~2.4	93	2.5	3.0	2.0	3.0	2.0	—	—	—	—
冷却剂	燃料	石墨	石墨	石墨	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	D ₂ O	D ₂ O	H ₂ O	Na
	压力 kgf/cm ²	27.0	30.5	49.3	70	150	70	150	70	95	95	70	不承压
堆芯	入口温度 °C	247	200	400	275	277	250	277	274	250	274	274	400
	出口温度 °C	414	675	775	286	300	294	300	283	294	283	283	600
堆芯	直径 m	17.4	9.4	6	4.4	3.85	6.4	3.85	7.0	6.4	7.0	7.0	2
	高度 m	9.1	8.2	4.7	3.7	3.85	4.9	3.85	3.65	4.9	3.65	3.65	0.9
平均功率密度	平均功率密度 kW/l	0.9	2.2	6.3	33.6	65	9.7	65	12	9.7	12	12	380
	燃料	混凝土	混凝土	混凝土	低合金钢	低合金钢	低合金钢	低合金钢	低合金钢	低合金钢	低合金钢	低合金钢	不锈钢
压力管	内径 m	29.2	19	18.6	6.4	3.65	—	3.65	—	—	—	—	—
	高度 m	29.2	18	33	19.5	12.8	—	12.8	—	—	—	—	—
壁厚	壁厚 mm	3350	9650	4550	134	190	—	190	—	—	—	—	—
	压力 kgf/cm ²	46.5	161	170	67.5	51.0	—	51.0	—	—	—	—	161
蒸汽	温度 °C	400	566	600	283	280	—	280	—	—	—	—	537
	电站净热效率 %	31.4	41.5	45	33	33	—	33	—	—	—	—	43

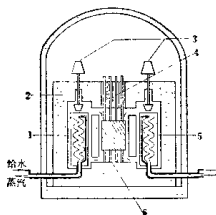


图 17-1-3 高温气冷堆布置示意图

- 1—蒸汽发生器 2—承压压力容器 3—循环风机 4—控制棒传动机构 5—蒸汽发生器 6—堆芯支撑

去了易发生泄漏的蒸汽发生器。但由于蒸汽带有一定的放射性,对汽轮机的厂房要考虑有屏蔽,同时给检修增加了困难。活化的固体,绝大部分留在堆内冷却剂中,随蒸汽进入汽轮机的机会是很少的,而且进入汽轮机的仅是短寿命的同位素 ^{16}N (^{16}N 是由中子与水中 ^{16}O 反应而产生的);在经过延时管道之后,可以随其他不能冷凝的物质一起安全地从烟囱排出。

图 17-1-4 为沸水堆示意图。

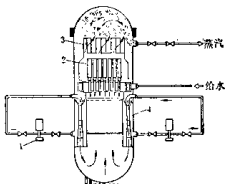


图 17-1-4 沸水堆示意图

- 1—循环泵 2—汽水分离器 3—蒸汽干燥器 4—喷射泵

冷却剂由堆芯外环道向下,由底部进入堆芯再向上,加热后沸腾,部分变为蒸汽,经汽水分离器后,再经干燥器成为约含5%水分的蒸汽,送至汽轮机。在堆内经汽水分离器,未能汽化的水与来自汽轮机的给水一起参加循环。

沸水堆因上部有汽水分分离器及蒸汽干燥器,因此控制棒传动系统及堆芯检测仪表系统均只能由底部引入,给检修和换料造成不便。

沸水堆结构较压水堆复杂,体积也较大。但堆内压力只有压水堆的一半,故压力容器壁可以薄一些。由于省去了蒸汽发生器环节,蒸汽的压力和温度均可高于压水堆。

目前采用广泛的是压水堆,其优缺点与沸水堆相反,由于设有蒸汽发生器,进入汽轮机的蒸汽(不带放射性)。堆内压力较高(防止堆内沸腾),故容器体积较小,容器壁较厚。控制棒传动系统由堆上部引入,检修和换料较方便。压水堆上的压力控制是一个重要环节,在I回路上设有稳压器。压水堆示意图如图 17-1-5。

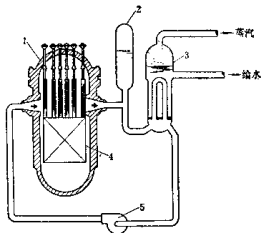


图 17-1-5 压水堆示意图

- 1—反应堆 2—稳压器 3—蒸汽发生器 4—堆芯 5—主循环泵

c. 重水堆 重水堆主要是坎都(CANDU)型重水堆,它以天然铀作燃料,以重水作慢化剂和冷却剂,其示意图如图 17-1-6。它用数百根压力管代替整体的压力容器。压力管可以成批生产,易于保证质量。在扩大堆容量时只须多加压力管数,有利于标准化。压力管内,可以实现不停堆装卸料。图 17-1-6 中反应堆两端的装卸料机协同动作,当一端装入一束燃料时,另一端即卸出一束燃料。这样可控制各燃料棒束达到均匀的燃耗深度,有利于充分利用燃料,减少停堆时间,提高反应堆的有效利用率。

由于重水堆采用天然铀作燃料,无须设立分离浓缩铀工厂。对分离能力不足的国家,发展此种堆

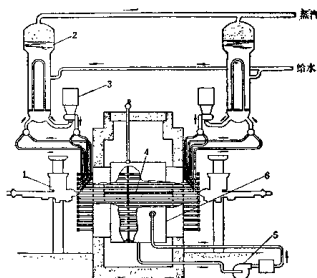


图 17-1-6 坎型重水堆示意图

- 1—装卸料机 2—热交换器 3—主循环泵
4—燃料 5—慢化剂泵 6—排管容器

型特别有利。但重水价值昂贵，防止泄漏及回收泄漏出的重水是一个特别值得注意的问题。

沸将轻水冷却重水堆 (SGHWR)，可以用轻水作冷却剂，以节省昂贵的重水，并减少重水泄漏问题，同时具有回路简单的优点。但实践证明，它失去了 CANDU 型重水堆种种特有的优点。不能采用天然铀作燃料，且不能实现不停堆换料，目前已放弃对此堆型的发展。

d. 钠冷快堆 如前所述，在核能发电问题上，必须考虑增殖问题，否则对核燃料资源的利用是极为不利的。增殖堆的采用，可以将核燃料资源扩大数百倍。快堆是利用快中子实现核裂变及增殖。而前述石墨气冷堆、轻水堆和重水堆为热中子堆。对每次裂变而言快堆的中子产额高于热中子堆，且所

有结构材料对快中子的吸收截面小于热中子。这就是能实现增殖的原因。钠冷快堆用金属钠作冷却剂。钠在 98°C 时熔化， 883°C 时沸腾，具有高于大多数金属的比热和良好的导热性能，而且价格较低，适于作为反应堆的冷却剂。图 17-1-7 示出钠冷快堆及其相应回路的示意图。

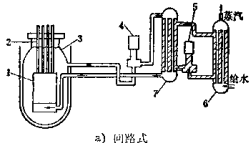
由图可见：

(1) 钠冷快堆有一个中间钠回路。这是因为钠在堆内辐照形成带放射性的钠，而且与水接触时化学性能很活泼。设有中间回路，是为了当蒸发器管子泄漏时，不使放射性钠与水接触，从而避免了大量放射性的外逸。

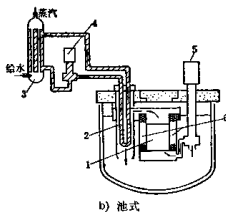
(2) 按结构形式分为两种。即回路式和池式。回路式中反应堆，中间热交换器和蒸汽发生器均分设在单独的隔离室中，以保证安全，检修也比较方便。池式则将主循环泵，堆芯，中间热交换器一起淹没在一次钠中。比回路式更为安全，同时当外界热负荷有急剧变化时，设备运行条件比较平稳。但检修不如回路式便利。两种结构形式比较，并无绝对的优劣。

实验性的钠冷快堆电站的建立和运行已有十多年历史，法国 25 万千瓦的凤凰核电站，已有数年的运行经验，现正建设 120 万千瓦的超凤凰堆。所以钠冷快堆也是即将成熟的堆型。先进国家均在努力研究发展此种堆型。

除钠冷快堆之外，尚有高温气冷堆和熔盐热中子增殖堆，不过这两种堆型还处于试验阶段，离工业发电尚有距离。



a) 回路式



b) 池式

图 17-1-7 钠冷快堆示意图

- 1—堆芯及增殖层 2—型盖气体 3—反应堆容器
4—主循环泵 5—二次钠泵 6—热交换器
7—中间热交换器

- 1—堆芯及增殖层 2—中间热交换器及钠回路
3—热交换器 4—二次钠泵 5—主循环泵
6—屏蔽

第2章 反应堆物理

反应堆物理是根据中子与原子核反应的理论来研究反应堆堆芯内中子的运动及其分布规律,从而阐明实现自续裂变链式反应的条件。反应堆物理设计的任务是按照预定的要求(例如堆型、输出功率等),与热工水力、机械结构等有关方面密切配合,合理地选择燃料的类型、浓度、形状和尺寸;选择冷却剂和结构材料;确定栅格布置、反应性及各种反应性系数;中子通量分布、反应堆控制方式以及燃料管理方案等。

1 原子核物理和中子物理基础

1.1 原子核结构

原子是由位于中心的原子核和围绕原子核运动的若干个电子组成。最外层电子轨道的直径(也就是原子的直径),约为 10^{-8} 厘米,而原子核的直径约为 10^{-12} 厘米,可见原子核在原子中只占据其空间的极小部分。

原子核由若干个带正电的质子和若干个不带电的中子组成。质子和中子是两种基本粒子,统称为核子,它们的质量几乎相等。而电子的质量约为核子质量的 $1/1840$,因此原子的质量几乎全集中在原子核上。

在正常情况下,原子的电子数恰好等于质子数,两者所带的电荷数量相等而符号相反,因此原子呈电中性。某一元素原子核内的质子数,亦即核所带的正电荷数叫做该元素的原子序数,用符号 Z 表示。原子核内质子和中子的总数叫做该元素的质量数,用符号 A 表示。于是某种元素可以用符号 ${}_Z^AX$ 来表示, X 是该元素的元素符号。例如 ${}_{11}^{23}\text{Na}$ (又称为钠,用 Na 表示), ${}_{12}^{24}\text{Mg}$ (又称为镁,用 Mg 表示), ${}_{92}^{238}\text{U}$, ${}_{92}^{235}\text{U}$, ${}_{94}^{239}\text{Pu}$ ……这种符号既代表了元素的化学性质,又代表了它的原子核结构,便于写出各种类型的核反应。

1.2 中子与原子核的反应

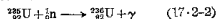
核反应堆的工作原理是依据中子与原子核之间

各种不同的相互作用。由于中子不带电荷,它在接近原子核时无需克服静电斥力,因此它比其他带电粒子较易于与原子核发生反应。

为方便起见,中子 ${}_0^1\text{n}$ 与某种原子核 a 发生的反应可用下式来表示:

$$a(n, c)d \quad (17-2-1)$$

式中 c 和 d 代表反应的两产物。例如



也可写为 ${}_{92}^{235}\text{U}(n, \gamma){}_{92}^{236}\text{U}$, 式中 γ 表示 γ 辐射。

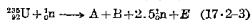
中子与原子核的反应可以分为散射反应和吸收反应两种。

(1) 散射反应: 散射反应是指中子与核发生反应后,产物之一是中子的过程,这个中子的能量和运动方向都与入射中子不同。散射反应又分为弹性散射和非弹性散射两类,两者的差别仅在于原子核的内部能量是否发生了变化。弹性散射可用 $a(n, n)a$ 表示。这种反应的结果是核的内能和成分并不改变,只是得到了入射中子的一部分或全部动能。弹性散射类似两个弹性球之间的碰撞,可以用经典力学来说明。散射后中子损失的能量,也就是中子转移给核的能量,该能量与入射中子的能量、原子核的质量以及反应后的散射角有关。原子核的质量越小,每次散射后中子损失的能量就越大,也就是说,这种核慢化中子的效率也越高。非弹性散射可用 $a(n, n')a$ 表示。这种反应的结果是原子核的成分虽然未变,但入射中子的一部分动能转变为原子核的内能,原子核处于激发状态,随后以 γ 辐射的形式放出这一部分能量,原子核仍回到基态。

在热中子堆中,中子与原子核的散射反应起着十分重要的作用。利用中子与某些轻物质(如轻水、重水和石墨等)不断的散射碰撞而损失其能量,可以使能量很高的快中子慢化为能量很低的热中子(即与所在介质处于热平衡状态的中子)。例如,能量为 2MeV 的快中子在与轻水、重水和石墨碰撞时,只要分别经过 19、35 和 119 次碰撞,就可以慢化成能量为 0.0253eV 的热中子,而在同样的条件下,与铀的碰撞却要经过 2172 次才行。能使中子慢化的物

质称为慢化剂。一种好的慢化剂不仅应当质量轻,还要散射截面大而吸收截面小。

(2) 吸收反应 吸收反应就是在反应时中子被原子核所吸收。对热中子堆来说,最重要的吸收反应有两种,一种是辐射俘获反应,用 $a(n, \gamma)d$ 表示。取这个名称是因为这种反应的产物之一是 γ 辐射。式 (17-2-2) 表示的反应就是这种反应的一个例子。另一种是裂变反应,这种反应是某些重元素的原子核吸收中子后分裂为两个碎片 A 和 B (有时分裂为三个,偶尔分裂为四个碎片),同时放出二、三个中子和释放出裂变能。典型的裂变反应如下:



式中 A 与 B 的原子量大约在 74 到 160 之间; $2.5\frac{1}{2}\text{n}$ 表示每次裂变平均放出 2.5 个中子; E 表示每次裂变释放出的能量。关于裂变反应,在 1-5 节中进一步讨论。

1-3 核截面及其随中子能量的变化

核截面用来说明中子与原子核发生某种反应的几率。我们可以想象核截面是原子核呈现在中子前面的有效靶子面积。如果中子在这个面积以内打中,就发生核反应;如果中子打到这个面积以外,就不发生核反应。每个原子核的截面叫做微截面,通常用符号 σ 表示。它的单位是靶,1 靶 = 10^{-28} 厘米²。注意核截面与原子核的几何尺寸完全是不同的,不能混淆。一般原子核的几何截面为 $(1 \sim 2) \times 10^{-24}$ 厘米² 的数值,而有的元素的核截面很大,例如镉对能量为 0.0253 eV 的中子的吸收截面的数值达 2500×10^{-28} 厘米²;而氧的吸收截面却很小,它只有 0.0027×10^{-28} 厘米²。

如上所述,中子与原子核的反应有散射和吸收两种,因此相应地就有散射截面和吸收截面,它们分别表示发生散射和吸收反应的几率。可以用 σ_s 和 σ_a 分别表示微截面散射截面和微吸收截面。并有

$$\sigma_s = \sigma_d + \sigma_e \quad (17-2-4)$$

$$\sigma_a = \sigma_f + \sigma_{\gamma} \quad (17-2-5)$$

式中 σ_s 、 σ_d 、 σ_e 和 σ_f 分别表示微观的非弹性散射截面、弹性散射截面、辐射俘获截面和裂变截面。所有可能反应的截面总和称为总微截面,用 σ_t 表示:

$$\sigma_t = \sigma_s + \sigma_a \quad (17-2-6)$$

如果用 N 表示一立方厘米中某种元素的原子核数,即 N 为该元素的核密度 (单位是核/厘米³),

那么乘积 $N\sigma$ 称为宏观截面,它表示一立方厘米中所有原子核的总截面,通常用 Σ 表示。显然,宏观截面的单位是 (厘米)⁻¹。于是

$$\Sigma = N\sigma \quad (17-2-7)$$

与微截面相对应,有宏观散射截面 Σ_s , 宏观吸收截面 Σ_a , 并且

$$\Sigma_s = \Sigma_d + \Sigma_e \quad (17-2-8)$$

$$\Sigma_a = \Sigma_f + \Sigma_{\gamma} \quad (17-2-9)$$

总宏观截面 Σ_t 为

$$\Sigma_t = \Sigma_s + \Sigma_a \quad (17-2-10)$$

中子与物质发生某种核反应的截面数值,取决于入射中子的能量和该物质中原子核的种类。对于给定元素,反应截面的大小只与中子的能量有关。

对大多数元素来说,吸收截面随中子能量的变化关系大致可以分成如下三个能区:

(1) $\frac{1}{v}$ 区 在低能范围内,大多数元素的 σ_a

与中子运动的速度成反比。也就是说,中子运动的速度越低,则它在该原子核附近逗留的时间越长,中子被吸收的几率就越大。

(2) 共振区 许多重元素的 σ_a 在 $\frac{1}{v}$ 区之后的一定能量范围内,出现一个或几个峰值,这些峰称为共振峰。在很窄的能量范围内,截面急剧增加,中子特别容易被核所吸收。

(3) 高能区 在共振区之后,截面随中子能量增加而逐渐减少,而且截面的数值也较小。

图 17-2-1 示出了 ^{235}U 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 和 ^{241}Pu 的微总截面 σ_t 随中子能量的变化。由于 σ_s 比 σ_a 小得多,因此可以认为 $\sigma_t \approx \sigma_a$ 。由图可见,在低能区

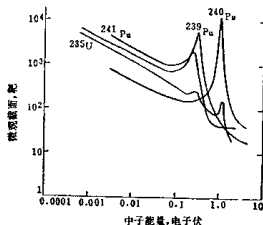


图 17-2-1 ^{235}U 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 和 ^{241}Pu 的中子截面

截面服从 $\frac{1}{v}$ 律, 在中能区出现共振峰。

图 17-2-2 表示出了 ^{235}U 的截面随中子能量的变化。其中最显著的特点是在几个电子伏以上能区有许多共振峰, 有的高达二万靶。对于用天然铀或低浓铀作燃料的热中子堆, 由于这些燃料中 ^{235}U 所占的比例很大, 因此会吸收大量共振能区的中子, 这就直接影响到反应堆的设计。

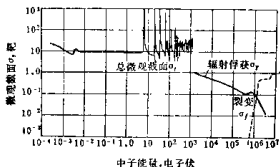


图 17-2-2 ^{235}U 的中子截面随能量的变化

通常用作控制棒材料的硼、镉及铪的截面随中子能量的变化表示在图 17-2-3 中。其中硼的截面随 $\frac{1}{v}$ 律变化的能区很宽, 并且共振峰也不多。镉和铪的截面在低能区随 $\frac{1}{v}$ 律变化; 在中能区有许多共振峰。在高能区, 截面变化都比较小。

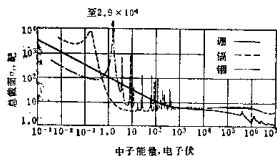


图 17-2-3 硼、镉和铪的中子总截面

在热中子堆的物理计算中, 一些常用物质的热中子截面, 即相应于中子能量为 0.0253 eV 的截面列于表 17-2-1 中。

1.4 中子通量和核反应率

在核反应堆内, 具有各种能量和向任意方向运动的中子。如果 n 表示中子密度 (即每立方厘米内的中子数, 单位为中子/厘米³), v 为中子运动的速度 (厘米/秒), 那么乘积 nv 称为中子通量, 它表示

表 17-2-1 一些常用物质的热中子截面
(2200 m/s)

元素或化合物	原子或分子量	密度 (g/cm ³)	核密度 $N \times 10^{20} \text{cm}^{-3}$	σ_a (靶)	σ_f (靶)
铀 ^{235}U	235.04			679.9	15
^{238}U	238.05			2.71	13.8
天然铀	238.03	19.1	0.04833	7.59	13.8
铀 ^{239}Pu	239.05			1011.7	9.6
^{240}Pu	240.05			289.5	
^{241}Pu	241.06			1372.9	
轻水 H_2O	18.0167	1.0	0.03343	0.664	103
重水 D_2O	20.0276	1.105	0.03323	0.0010	13.6
碳 C	12.0112	1.6	0.08023	0.0034	4.8
硼 B	10.811	2.3	0.1281	159.0	4.0
铁 Fe	55.847	7.87	0.08487	2.53	11.0
氧 O	15.9994			<0.00027	3.8
铝 Al	26.9815	2.699	0.06024	0.235	1.4
镍 Ni	58.71	8.90	0.09130	4.6	17.5
铪 Hf	91.22	6.50	0.04291	0.18	8
镉 Cd	24.312	1.74	0.04310	0.063	4
铜 Cu	63.54	8.98	0.08493	3.8	7.2
银 Ag	107.870	10.49	0.05857	63	6
铟 In	114.82	7.31	0.03834	194	2.2
镉 Cd	112.40	8.65	0.04635	2450	7
铪 Hf	178.49	13.36	0.04508	105	8
钆 Gd	157.25	7.95	0.03045	46000	4

在一立方厘米内所有中子在一秒内所走的距离的总和。通常用 ϕ 表示:

$$\phi = nv \quad \text{中子/秒} \cdot \text{厘米}^2 \quad (17-2-11)$$

如果核密度为 N 的介质与中子发生某种核反应的几率为 σ , 则该种介质的原子核与中子反应的速率——反应率为

$$\text{反应率} = N\sigma\phi = S\phi \quad (\text{次/秒} \cdot \text{厘米}^3) \quad (17-2-12)$$

各种反应率可以分别写为:

$$\left. \begin{aligned} \text{吸收反应率} &= S_a\phi \\ \text{散射反应率} &= S_s\phi \\ \text{总反应率} &= S_t\phi \end{aligned} \right\} \quad (17-2-13)$$

对于特定的介质和特定的核反应, 反应率与中子通量成正比。因此, 若已知堆内某点的中子通量, 就可求得由裂变引起的释热率。为了求出反应堆内的释热分布, 需要求出堆内的中子通量分布, 这是反应堆物理计算的中心问题之一。

1.5 核裂变与核能

在1.2节中已经说过,裂变反应是指 ^{235}U 和 ^{239}Pu 等重元素在中子的作用下分裂为两个碎片,同时伴随着释放出大量的能量和中子的过程。从利用核能的观点来看,这一反应特别重要。人们如果能够使这个过程自动持续下去,也就是说,产生自持的裂变链式反应,能量就会源源不断地释放出来。

只有少数几种重同位素是可裂变的。 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 可以由任何能量的中子引起裂变,因此称为易裂变元素。 ^{232}Th 、 ^{238}U 、 ^{240}Pu 只能由高能中子引起裂变,这种裂变称为快中子裂变(快裂变)。

表17-2-2中列出了几种裂变元素的裂变截面 σ_f 、辐射俘获截面 σ_γ 、每次裂变放出的中子数 ν 和每次吸收放出的中子数 η 。

裂变过程中放出的快中子的能量并不是单一值,而是有一定的能量分布,大约从0.821 MeV到10 MeV,平均能量约为2 MeV。

根据能量守恒原理,可用下式算出每次裂变释放的能量 E_R :

$$E_R = 931\Delta m \quad \text{MeV} \quad (17-2-14)$$

式中 Δm 是裂变前后核粒子质量总和之差,其单位为原子质量单位(即amu)。对 ^{235}U 、 ^{238}U 和 ^{239}Pu 这些易裂变元素,每次裂变释放出的可利用的能量大约都是200 MeV。

表 17-2-2 三种裂变元素的一些核常数

核 燃 料	^{235}U	^{238}U	^{239}Pu
对于热中子(能量为0.0253 eV)			
裂变截面 σ_f (靶)	533.7	585.7	742.0
辐射俘获截面 σ_γ (靶)	46.2	94.2	269.7
每次裂变产生的中子数 ν	2.48	2.42	2.87
每次吸收产生的中子数 η	2.28	2.07	2.11
对于快中子(能量为2 MeV)			
裂变截面 σ_f (靶)	1.93	1.28	1.95
辐射俘获截面 σ_γ (靶)	0.04	0.06	0.04
每次裂变产生的中子数 ν	2.63	2.63	3.12
每次吸收产生的中子数 η	2.58	2.52	3.06

如果反应堆的运行功率为 P 兆瓦,那么整个堆内每秒发生的裂变反应数,即裂变率为

$$\text{裂变率} = 0.0625 \times 10^{20} \frac{P}{E_R} \quad \text{裂变数/秒} \quad (17-2-15)$$

或者

$$\text{裂变率} = 5.4 \times 10^{23} \frac{P}{E_R} \quad \text{裂变数/天} \quad (17-2-16)$$

若裂变元素的质量数为 A ,则上式可换算成每天烧掉的核燃料量,即燃耗率为

$$\text{燃耗率} = 0.895 \frac{PA}{E_R} \quad \text{克/天} \quad (17-2-17)$$

对 ^{235}U , $A=235$, $E_R=200$ MeV,则有

$$\text{燃耗率} = 1.051P \quad \text{克/天} \quad (17-2-18)$$

因此热功率为1兆瓦的反应堆,每天约需要1克 ^{235}U 裂变。但是,必须考虑到易裂变核是以裂变和辐射俘获两种方式消耗的,由于总吸收率为 $\frac{\sigma_\gamma}{\sigma_f} = 1 + \frac{\sigma_\gamma}{\sigma_f}$, $= (1+\alpha)$ 乘以裂变率,所以易裂变材料的消耗率为

$$\text{消耗率} = 0.895(1+\alpha) \frac{PA}{E_R} \quad \text{克/天} \quad (17-2-19)$$

对 ^{235}U , $\alpha=0.161$,因此,式(17-2-19)给出,对于热裂变,每产生1兆瓦功率, ^{235}U 的消耗率约为1.22克/天。

2 中子链式反应和运动方程

2.1 中子守恒和增殖系数

在核反应堆内,由裂变产生的快中子,经历散射慢化而变成热中子(与此同时伴随着吸收和向堆外的漏失),热中子在运动过程中被 ^{238}U 吸收而引起新的裂变反应,又放出裂变中子。这一过程称为中子寿命循环。也就是说中子经历了一代。图17-2-4示出了热中子反应堆内某一代 N 个裂变中子的寿命循环。

这 N 个快中子由于引起 ^{238}U 的快裂变,使 N 增加为 $N\epsilon$, ϵ 称为快裂变因子,它表示 ^{238}U 的快裂变效应,与燃料元件的形状和尺寸有关。 $N\epsilon$ 个快中子由于向堆外漏失而减少,只剩下 $N\epsilon P_f$ 个快中子, P_f 称为快中子不漏失几率。剩下的快中子在慢化过程中,有一部分在共振区内被吸收(主要是被 ^{238}U 所吸收)。若逃脱共振吸收的分额为 P_r ,则剩下 $N\epsilon P_f P_r$ 个中子被慢化为热中子。 P_r 称为逃脱共振吸收几率,它与燃料布置(即燃料种类,形状和

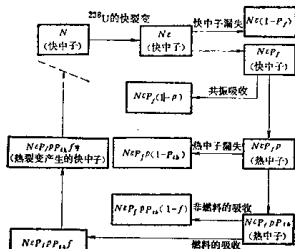


图 17-2-4 热中子堆内中子的寿命循环

尺寸, 慢化剂, 冷却剂和结构材料的数量等) 有关。这些热中子在扩散过程中又有一部分漏失到堆外而进一步减少, 剩下 $NePfP_{th}$ 个热中子, P_{th} 称为热中子不漏失几率。在堆内除燃料外其他材料也要吸收一部分热中子, 被燃料吸收的只是 $NePfP_{th}f$ 个热中子, f 称为热中子利用系数, 它表示燃料吸收的热中子与被燃料和其他所有材料吸收的热中子之比, 与栅格布置有关。若燃料每吸收一个中子所产生的快中子数为 η (η 称为热裂变因子), 则新一代快中子数为 $NePfP_{th}f\eta$ 。

新一代循环开始时的中子数与前一代开始时的中子数之比叫做有效增殖系数, 用 k_{eff} 表示:

$$k_{eff} = \frac{\text{某一代循环开始时的中子数}}{\text{前一代循环开始时的中子数}} = \frac{NePf\eta P_{th}}{N} = \epsilon Pf\eta P_{th} \quad (17-2-20)$$

上式亦可写成

$$k_{eff} = k_{\infty} P_{th} \quad (17-2-21)$$

式中 k_{∞} 称为无限增殖系数, 它的物理意义是在反应堆的尺寸为无限大 (因而中子的漏失几率为零, 即 $P_{th}=1$) 时中子的增殖系数, 即

$$k_{\infty} = \epsilon Pf\eta \quad (17-2-22)$$

式 (17-2-22) 通常称为四因子公式。 k_{∞} 的数值与栅格的布置有关。

当 $k_{eff}=1$ 时, 每一代中子数是一个常数, 反应堆处于稳定状态, 称为临界状态。当 $k_{eff}>1$ 时, 中子一代比一代多, 反应堆处于超临界状态。当 $k_{eff}<1$ 时, 中子一代比一代少, 反应堆处于次临界状态, 链式反应最终要停止。

2.2 中子扩散方程

描述中子运动的基本方程是玻尔兹曼输运方程。由于求解这个方程非常复杂, 在反应堆物理计算中通常采用的是它的一种近似形式——扩散方程。中子扩散方程适用于大多数堆芯, 只是在反应堆边界附近或者在强吸收剂和源附近, 扩散方程才不准确, 需要采用更精确的输运理论。

在堆芯给定体积内, 中子总数随时间的变化率必须等于该体积内中子的产生率减去在该体积内中子的消失率和中子漏失率, 也就是说, 中子应满足如下守恒方程:

$$\begin{aligned} & \text{中子总数随时间的变化率} \\ &= \text{中子产生率} - \text{中子消失率} \\ & \quad - \text{中子漏失率} \end{aligned} \quad (17-2-23)$$

上式可以用数学形式表示为

$$\frac{\partial n}{\partial t} = S - \Sigma_a \phi - (-D \nabla^2 \phi) \quad (17-2-24)$$

式中 n ——中子密度 中子/厘米³

t ——时间 s

$\frac{\partial n}{\partial t}$ ——中子密度随时间的变化率

S ——单位体积内中子的产生率 中子/秒·厘米³

Σ_a ——中子吸收截面 cm⁻¹

ϕ ——中子通量 中子/秒·厘米²

$\Sigma_a \phi$ ——单位体积内中子的消失率 中子/秒·厘米³

D ——中子扩散系数 cm

∇^2 ——拉普拉斯算符

$-D \nabla^2 \phi$ ——单位体积内中子的漏失率 中子/秒·厘米³

当反应堆处于稳定状态即临界状态时, $\frac{\partial n}{\partial t}=0$,

因此式 (17-2-24) 可以化简为

$$D \nabla^2 \phi - \Sigma_a \phi + S = 0 \quad (17-2-25)$$

或者

$$\nabla^2 \phi - \frac{\Sigma_a}{D} \phi + \frac{S}{D} = 0 \quad (17-2-26)$$

这个方程称为中子扩散方程。它在反应堆理论中占有十分重要的地位。在求解扩散方程时, 可将堆芯内从能量为 0 到大约 10 MeV 范围内的中子, 按不同的能量区间分成若干个能群, 求出每个能群的参数 (如 D , Σ_a 等) 后求解。求解时, 若假定堆内所

有能量的中子看成为一群,也就是说,中子的产生、扩散和吸收都发生在单一的能群(即热能)下,这就是单群模型。这时中子的产生率 $S = \Sigma_a k_{\infty} \phi$, 于是式(17-2-25)可以写为

$$D \nabla^2 \phi - \Sigma_a \phi + \Sigma_a k_{\infty} \phi = 0 \quad (17-2-27)$$

或者为

$$\nabla^2 \phi + (k_{\infty} - 1) \frac{1}{L^2} \phi = 0 \quad (17-2-28)$$

式中 $L^2 = D/\Sigma_a$, L 称为中子扩散长度,它是表征中子在扩散时,由产生地点到被俘获地点的平均穿行距离的物理量。若令

$$B_m^2 = \frac{k_{\infty} - 1}{L^2} \quad (17-2-29)$$

则有

$$\nabla^2 \phi + B_m^2 \phi = 0 \quad (17-2-30)$$

式中 B_m^2 称为材料曲率。由式(17-2-29)可以看出,它是反应堆堆芯内增殖介质本身的一种特性,其数值取决于堆芯的材料和成分。

若将堆内中子分成两群,即快中子群和热中子群,这就是双群模型。这时材料曲率 B_m^2 由下式确定

$$\frac{k_{\infty}}{(1 + L^2 B_m^2)(1 + \tau B_m^2)} = 1 \quad (17-2-31)$$

对于大型热堆, B_m^2 很小,上式可以化简为

$$B_m^2 = \frac{k_{\infty} - 1}{L^2 + \tau} \quad (17-2-32)$$

式中 τ 称为费米年龄,它是表征中子在慢化过程中由它作为裂变中子产生到它被慢化到热能时平均穿行距离的物理量。如果式(17-2-32)右边分母中的量用 M^2 表示,即

$$M^2 = L^2 + \tau$$

则有

$$B_m^2 = \frac{k_{\infty} - 1}{M^2} \quad (17-2-33)$$

式中 M^2 称为中子徙动面积,它是表征中子由它作为裂变中子产生出来,直到它变成热中子被吸收平均穿行距离的物理量。

单群模型和双群模型是简单的近似方法。对于多数反应堆,双群模型可以作为较好的近似。当然,也可以将中子分成三群、四群以至更多的群,这样得到的模型虽然更接近于实际情况,但计算工作量要大得多。

2.3 中子通量分布

对于给定几何形状和尺寸的无反射反应堆(即

裸堆),堆内的中子通量分布可以通过求解如下波动方程而得到:

$$\nabla^2 \phi + B_0^2 \phi = 0 \quad (17-2-34)$$

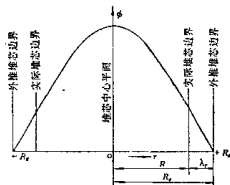
式中 B_0^2 称为几何曲率,它是在堆芯外推边界上中子通量 $\phi = 0$ 的条件下,求解上述方程时所得到的最低本征值。几何曲率仅仅是反应堆几何形状的一种特性。对于高度为 H 、半径为 R 的圆柱形裸堆,中子通量 ϕ 是径向(r)分布和轴向(z)分布的乘积,即

$$\phi(r, z) = A J_0 \left(\frac{2.405}{R_e} r \right) \cos \left(\frac{\pi}{H_e} z \right) \quad (17-2-35)$$

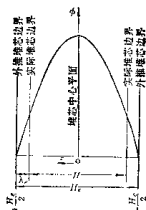
式中 A 为常数, J_0 是第一类零阶贝塞尔函数。中子通量分布曲线如图 17-2-5 所示。 R_e 和 H_e 的物理意义是,在反应堆的实际半径 R 和实际高度 H 以外的一定距离 λ_e 处,中子通量为零。 λ_e 称为外推距离,它的数值可由扩散理论或输运理论求出。 R_e 和 H_e 分别称为反应堆的外推半径和外推高度:

$$\left. \begin{aligned} R_e &= R + \lambda_e \\ H_e &= H + 2\lambda_e \end{aligned} \right\} \quad (17-2-36)$$

这种反应堆的几何曲率 B_0^2 的表示式为



a) 径向分布



b) 轴向分布

图 17-2-5 中子通量分布曲线

$$B_0^2 = \left(\frac{2.405}{R_c} \right)^2 + \left(\frac{\pi}{H_c} \right)^2 \quad (17-2-37)$$

以上是属于裸堆的情况。事实上所有的反应堆都是有反射层的。反射层的作用是将部分漏失到堆芯外的热中子反射回去,又使部分漏失到堆芯外的快中子慢化成热中子再返回去,这样就使堆芯边界附近的热中子通量上升,从而使中子通量分布更加均匀,有助于堆芯的外区释出更多的热量。图17-2-6示出了圆柱形反应堆在有无反射层时径向热中子通量分布状况的对比。

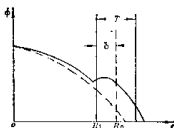


图 17-2-6 有无反射层时径向热中子通量分布状况

图中实线和虚线分别表示有反射层堆和无反射层堆的通量分布, T 是反射层的厚度, R_1 和 R_0 是相应的临界半径。由图可见,在相同条件下,有反射层堆的临界半径 R_1 比无反射层堆的临界半径 R_0 小。若令 $\delta = R_0 - R_1$,我们称 δ 为反射层节省。可见,由于采用了反射层,可使堆芯体和燃料装载量有一定程度的减少。

2-4 临界方程的应用

在临界状态下,式(17-2-30)和式(17-2-34)完全相同,因此反应堆的临界条件也可以表示为

$$B_0^2 = B_m^2 \quad (17-2-38)$$

如果已知材料曲率,则可以求出堆芯的临界尺寸,并可以求出燃料装载量。维持稳定的裂变链式反应所必需的最小燃料装载量称为临界质量。反之,如果已知几何曲率,则可以确定所需的燃料及材料成分、栅格尺寸。当然,在反应堆设计过程中,在燃料的类型、形状和尺寸,慢化剂、冷却剂和结构材料的成分和尺寸方面,有许多方案可供选择。一般是经过大量方案的计算比较之后,综合考虑物理、热工水力、结构、控制等因素,选定较为理想而又现实的方案。

对于实际设计的反应堆,总是使 $B_0^2 < B_m^2$,这时反应堆是超临界的,它的有效增殖系数 k_{eff} 大于1。我们将在第3节的讨论中看到,只有这种堆才能投入实际的运行。

3 反应性及其控制

3-1 反应性

当反应堆处于临界状态时, $k_{eff} = 1$ 。由于各种原因,反应堆可能偏离临界状态,即 k_{eff} 大于1或小于1。 k_{eff} 与1之差,称为剩余增殖系数,即

$$k_{ex} = k_{eff} - 1 \quad (17-2-39)$$

为方便起见,通常引进一个称为反应性的量,以 ρ 表示:

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (17-2-40)$$

ρ 的数值大小表示反应堆偏离临界的程序。当反应堆处于临界状态时, $\rho = 0$ 。

3-2 影响反应性的各种因素

反应堆在运行过程中,它的各种特性都会发生变化。因此,反应性也总是处于变化中。变化因素大致可以分为两类:一类是快速变化的,如温度效应,空泡效应和压力效应;另一类是缓慢变化的,如燃料的燃耗,裂变产物的积累,以及停堆后氙的暂时积累等。现将上述各种因素分别介绍如下:

(1) 温度效应 决定反应性的许多量,如热中子利用系数 f 、逃脱共振几率 p 和中子扩散长度 L 等是燃料、慢化剂和冷却剂温度的函数。由于温度变化会引起这些特性的变化,从而导致反应性的变化,这就叫温度效应。每变化 1°C 所引起的反应性变化称为温度系数,用 α_T 表示:

$$\alpha_T = \frac{d\rho}{dT} \quad (17-2-41)$$

式中 T 是温度。温度系数对反应堆的稳定性具有重要意义。如果温度升高,反应性上升, α_T 为正,则称为正温度系数;反之,称为负温度系数。显然,具有正温度系数的反应堆是不稳定的。而具有负温度系数的反应堆才是自身稳定的。所以反应堆最好设计成具有负温度系数。

温度系数又可分为核温度系数、密度温度系数和体积温度系数。由于温度变化会直接影响热中子的平均能量,因此微观截面也会发生变化。反应堆

材料的密度和结构尺寸也随温度而变化,因此核密度和宏观截面 Σ 也发生变化。

(2) 空泡效应 在功率突增情况下,液体慢化剂可能达到饱和温度而沸腾,形成汽泡,使慢化能力下降。空泡对反应性的影响称为空泡效应。空泡效应应用空泡系数来描述。

$$\text{空泡系数} = \frac{d\rho}{d\alpha} \quad (17-2-42)$$

式中 α 是空泡率,它表示慢化剂中空泡所占的体积份额。

(3) 压力效应 因压力变化而引起的反应性变化称为压力效应。压力效应应用压力系数来描述

$$\text{压力系数} = \frac{d\rho}{dp}$$

式中 p 是系统压力。沸水堆的压力系数对压力变化十分灵敏。

(4) 裂变产物的积累 燃料在裂变时形成多种裂变产物,其中一些具有很大的中子吸收截面,使反应性下降,这种现象称为中毒。值得注意的是氙-135(^{135}Xe)和钐-149(^{149}Sm),因为它们的产额和吸收截面很大。现将氙中毒影响反应堆运行的几个问题描述如下:

1) 由启动到满功率运行 当反应堆由冷态(室温)启动后到满功率稳态运行时,由裂变产生的 ^{131}I 和 ^{135}Xe 的浓度很快达到平衡值。在 ^{131}I 和 ^{135}Xe 平衡的条件下,对于中子通量 $\phi \gg 10^{13}$ 中子/秒·厘米²的反应堆,它们对反应性的影响为

$$\Delta\rho = -\frac{\gamma_I + \gamma_{Xe}}{\nu} \quad (17-2-43)$$

式中 γ_I 和 γ_{Xe} 分别为 ^{131}I 和 ^{135}Xe 的裂变产额,负号表明它们对反应性的影响是负的。

2) 停堆与碘坑 如果反应堆在长期运行后突然停堆,这时 ^{135}Xe 不再因吸收中子而减少,原积累的 ^{131}I 及 ^{135}Xe 还在继续衰变, ^{131}I 衰变成 ^{135}Xe ,由于 ^{131}I 衰变比 ^{135}Xe 迅速,使 ^{135}Xe 浓度经历一个上升而后下降的过程,从而负反应性 $\Delta\rho$ 的值也经历一个上升而后下降的过程。这个过程与停堆前的中子通量水平有关,而且大约在停堆11小时后, $\Delta\rho$ 达到最大值,如图17-2-7所示。

由图可见,停堆后氙的增长对低通量运行的反应堆并不重要。对高通量运行的反应堆,则必须注意这一问题。如果在停堆后一定时间内,提出所有控制棒所得到的正反应性(即反应堆的最大后备反

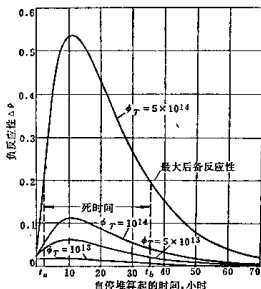


图 17-2-7 停堆后 $\Delta\rho$ 随时间的变化

应性)还小于由于氙中毒而引起的负反应性 $\Delta\rho$ 的值,则反应堆就启动不起来。只有等氙衰变到一定程度后,才能重新启动。这段时间称为“死时间”(图中所示在最大后备反应性为0.2、反应堆在热中子通量 ϕ_T 为 5×10^{14} 中子/秒·厘米²下稳定运行后停堆时,反应堆的死时间为30多小时)。

反应堆停堆后,由于氙浓度显著增加而引起反应性的减少,称为碘坑。若要求反应堆在任何时候,包括在“死时间”内都能重新启动,则反应堆必须具有足以克服碘坑的后备反应性。例如,在某些重水堆内,设置有用高浓燃料做成的点火棒,以增加堆的反应性,克服碘坑的障碍。

3) 氙振荡 对于通量大于 10^{13} 中子/秒·厘米²的大型热中子堆,由于堆内通量分布不均匀, ^{135}Xe 在非均匀的产生和消失之间竞争,引起通量在局部空间的振荡,称为氙振荡。它是反应堆运行中一种不稳定的因素。氙振荡有一定的周期。为了防止氙振荡,必须在堆内若干部位对功率进行监测,并设置控制棒加以抑制。

(5) 燃耗 随着反应堆的运行,堆内燃料便不断地消耗。当燃料消耗(燃耗)到一定程度后,反应堆的反应性会降为零。于是,反应堆便不能维持正常运行。这时,就必须更换燃料。动力堆的燃耗可以用一个称为燃耗深度的物理量来度量。燃耗深度表示每吨燃料所产生的总平均能量,其单位是兆瓦日/吨燃料(MWD/T)。这个量是表征动力堆设计

先进性的重要指标之一。燃耗越大,燃料的消耗量就越少,电能成本就越低。因此,在动力堆的设计中,燃耗深度要力争尽可能地大。几种热中子动力堆的燃耗深度指标如下:

天然铀重水堆(CANDU型)	8000MWD/T
压水堆	30000MWD/T
沸水堆	25000MWD/T
高温气冷堆	100000MWD/T

3.3 反应性的控制

由于温度亏损(反应堆从冷态到运行温度后所下降的反应性)、平衡氙和钐的毒性、燃耗以及同位素积累等原因,使反应堆的反应性减少。因此所设计的新反应堆必须具有一定的剩余反应性,以便补偿上述各种效应所引起的反应性损失。新堆的这些剩余反应性必须由控制系统全部补偿掉。

控制系统除了用来补偿反应性的变化外,还用来使堆保持临界,改变功率水平以及启动和停闭反应堆。

在原则上,凡是能够改变反应堆有效增殖系数 k_{eff} 的(如改变中子的吸收和漏失、燃料的装载量等),均可用作控制反应堆的手段。目前在动力堆上实际应用的主要方法有(1)可移动的控制棒;(2)可燃毒物;(3)可溶毒物;(4)液位控制等。在控制系统的设计中,往往采用上述几种手段的组合。现分别叙述如下:

可移动的控制棒是利用 σ_a 较大的材料,如镉(Cd)、铟(In)、铪(Hf)和硼(B)等制成的。根据需要可制成圆柱形、平板形、十字形等。随着控制棒在堆内的移动,它吸收中子数就会有变化,堆的反应性也随之增减。按作用不同,控制棒一般分成补偿棒、调节棒和安全棒三种。补偿棒用来补偿因燃耗、中毒和温度效应引起的反应性损失。调节棒用来调节反应堆的功率,使之达到并维持所需水平。安全棒用于安全保护,其特点是:当反应堆运行时它们全部抽出堆芯外,若一旦反应堆发生事故,安全棒靠重力或弹簧作用加速插入堆芯,使反应堆迅速停闭,以保证安全。

可燃毒物是一种强吸收中子的材料。它们作为固定不动的控制棒装入堆芯,以补偿反应堆装料初期的剩余反应性。在运行中,这种材料由于吸收中子而毒性下降。采用这种方法的优点是:可以增加

燃料的消耗周期,减少可移动控制棒的数量,改善堆内的功率分布。可燃毒物通常选用钆(Gd)或硼(B),将其制成小片,或弥散在燃料中。

可溶毒物同上可燃毒物一样,只是它可以溶于水中。因此,可以将其加在冷却剂或慢化剂中。这种方法比较简便,分布均匀,易于根据需要调节。由于这种方法能补偿很大的后备反应性,可以使可移动的控制棒数目大为减少,从而简化了堆芯的设计。

另外对小型重水堆,在正常运行时,可以通过调节容器内重水水位来调节反应性。当发生紧急事故时,就采用倾泻方式,使容器内重水水位急剧下降,以实现停堆。这种方法称为液位控制。

反应堆的控制方法与堆型及装卸料方式有密切的关系。例如,在轻水堆中,为了保证有足够长的燃耗周期(一年或更长一点),必须有相当大的后备反应性,需要大量的控制棒来补偿。在重水堆中,由于采用不停堆连续换料方式,由燃耗引起的反应性减少,完全可以由更换燃料来补偿,可移动的控制棒数量很少。

4 反应堆的动态特性

在非临界状态下,反应堆的特性是随时间而变化的。这种时间特性取决于瞬发中子和缓发中子的性质。在 ^{235}U 裂变时,除放出瞬发中子外,还有大约0.6%的中子是从某些裂变产物(称为缓发中子先驱元素)的衰变中产生的。由于这些中子是裂变后延缓一段时间放出的,故称为缓发中子。

4.1 只考虑瞬发中子的动态特性

只考虑瞬发中子时,热中子密度 $n(t)$ 随时间的变化为

$$\frac{dn}{dt} = \frac{k_{eff}-1}{l_p} n(t) \quad (17.2-44)$$

式中 l_p ——瞬发中子寿命,或相邻两代裂变中子之间的平均时间。它包括中子由快中子慢化到热中子所需的时间 l_s ,加上热中子被吸收前的扩散时间

表 17-2-3 几种慢化剂的 l_s 和 l_d

慢化剂	H ₂ O	D ₂ O	Be	石墨
慢化时间 l_s (s)	1.0×10^{-6}	8.1×10^{-6}	9.3×10^{-6}	23×10^{-6}
扩散时间 l_d (s)	2.1×10^{-4}	0.14	3.9×10^{-3}	0.017

l_d , 即 $l_p = l_a + l_d$ 。表 17-2-3 给出几种慢化剂的 l_a 和 l_d 值。

由于 $l_d \gg l_a$, 故 $l_p \approx l_d$ 。令 $k_{eff} = k_{eff} - 1$ 式(17-2-44)积分得

$$n(t) = n_0 \cdot e^{\frac{k_{eff}}{l_p} t} \quad (17-2-45)$$

式中 $n_0 = n(t=0)$ 时的 n 之值

中子密度变化为 e 倍所需的时间称为反应堆的周期, 用 τ 来表示, 于是

$$\tau = l_d / k_{eff} \quad (17-2-46)$$

如果 $k_{eff} = 0.001$, $l_d = 10^{-4}$ 秒, 则 $\tau = \frac{10^{-4}}{0.001} = 0.1$ 秒, 这就是说, 在 1 秒钟内, 中子密度(或反应堆功率)将增加 $e^{10} = 2.2 \times 10^4$ 倍。反应堆在这样短的周期下是难以控制的。

4.2 考虑了缓发中子的动态特性

考虑了缓发中子后, 中子的平均寿命 l 可用下式表示:

$$l = (1-\beta)l_p + \sum_{i=1}^6 \beta_i l_i \quad (17-2-47)$$

式中 β_i 和 l_i 分别为第 i 组缓发中子的份额和平均寿命。一般把缓发中子分为 6 组。 β 是缓发中子的总份额, 即 $\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i$ 。表 17-2-4 给出了 ^{235}U 热裂变的缓发中子数据。

表 17-2-4 ^{235}U 热裂变的缓发中子数据

组别	半衰期 s	衰变常数 $\lambda_i \text{ s}^{-1}$	β_i (每次裂变的中子数)	份 额 β_i
1	55.72	0.0124	0.00052	0.000215
2	22.72	0.0305	0.00346	0.001424
3	6.22	0.111	0.00310	0.001274
4	2.30	0.301	0.00624	0.002563
5	0.610	1.14	0.00182	0.000748
6	0.230	3.01	0.00066	0.000273
			总 份 额 0.0158	总 份 额 0.0065

对所有裂变元素, $\beta \ll 1$, 故

$$l = l_p + \sum_{i=1}^6 \beta_i l_i \approx \sum_{i=1}^6 \beta_i l_i \quad (17-2-48)$$

例如对 ^{235}U , $\sum_{i=1}^6 \beta_i l_i = 0.085 \approx 0.1$ 秒, 按照式(17-2-46), $\tau = \frac{0.1}{0.001} = 100$ 秒。反应堆功率增长 e 倍需 100 秒钟, 这是容易控制的。

这时中子密度随时间的变化率的方程式为:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{k_{eff}-1}{l_p} n(t) - \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i \quad (17-2-49)$$

式中 C_i 和 λ_i 分别为第 i 组先驱元素的浓度与衰变常数, $C_i \lambda_i$ 是单位体积内第 i 组先驱元素的衰变率。

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i n(t)}{l_p} k_{eff} - \lambda_i C_i(t) \quad (17-2-50)$$

式(17-2-49)和式(17-2-50)包括七个一阶线性常系数微分方程的联立方程组。求解时, 假定有如下形式的解:

$$\left. \begin{aligned} n(t) &= A e^{\omega t} \\ C_i(t) &= B_i e^{\omega t} \end{aligned} \right\} \quad (17-2-51)$$

式中 A , B_i 和 ω 为待定常数。解出:

$$\rho = \frac{k_{eff}}{k_{eff}} = \frac{l_p \omega}{k_{eff}} + \sum_{i=1}^6 \frac{\omega \beta_i}{\omega + \lambda_i} \quad (17-2-52)$$

这个方程称为反应性方程。

在实际情况下, 常需要了解反应性瞬变变化后中子密度随时间变化的特性, 表示这一特性的公式为

$$n(t) \rightarrow \frac{\beta(1-\rho)}{\beta-\rho} n_0 \quad (17-2-53)$$

式中 n_0 是反应性瞬变变化前的中子密度。这个公式有两种情况需要讨论:

(1) 如果向堆内引入一个足够大的正反应性, 使得单靠瞬发中子就能维持链式反应, 就说这个反应堆处于瞬发临界。瞬发临界的最低条件是 $\rho = \beta$ 。这时中子密度以极短的周期增长, 因此是很危险的。在控制棒的设计上必须防止出现这种情况, 即每根控制棒反应性的当量不能超过 β 值。

(2) 在紧急停堆时, 需要向堆内引进一个很大的负反应性。考虑极端情况, 设 $\rho \rightarrow -\infty$, 这时 $n(t) \rightarrow \beta n_0$, 所以即使引进很大的负反应性, 中子密度也不会立即降为零。在瞬时将降低, 中子通量便以 $\omega_1 = \lambda_1$, 即 80 秒的周期稳定下降。这一点对于考虑反应堆停堆后的继续冷却问题是重要的。