

压水堆核电厂 运行物理基础

郑福裕 编著



原子能出版社

压水堆核电厂运行物理基础

郑福裕 编著

原子能出版社

(京)新登字 077 号

内 容 简 介

本书介绍了压水堆核电厂运行物理的基础知识。全书共 7 章:绪论、反应性、反应性系数、燃耗与中毒、反应性控制、反应堆功率分布及其限制以及反应堆启动与停堆过程中的问题。

本书适合于从事核电厂运行及管理人员使用,也可供高等学校核工程专业师生及从事核电工程的技术人员参考。

图书在版编目(CIP)数据

压水堆核电厂运行物理基础/郑福裕编著. —北京:原子能出版社,1995. 6

ISBN 7-5022-1350-3

I. 压… I. 郑… Ⅲ. 压水型堆-核电站-运行-物理学 IV. TM623.

91

中国版本图书馆 CIP 数据核字(95)第 03486 号



原子能出版社出版 发行

责任编辑:侯凤旺

社址:北京市海淀区阜成路 43 号 邮政编码:100037

原子能出版社印刷厂印刷 新华书店经销

开本:850×1168mm 1/32 印张 6.25 字数 168 千字

1995 年 6 月北京第 1 版 1995 年 6 月北京第 1 次印刷

印数:1~600

定价:9.50 元

前 言

本书着重介绍压水堆核电厂运行物理的基础知识。特点是结合核电厂的运行实际,以定性介绍运行过程中的物理现象和概念为主。

全书共分7章,第1章绪论,介绍反应堆静态的一些物理概念;第2、3章介绍了反应性及反应性系数;第4章讨论了运行过程中的燃耗与中毒;第5章讨论了化学补偿、可燃毒物及控制棒三种反应性控制;第6章介绍了堆内功率分布及其限制;最后还讨论了反应堆启动与停堆过程中的有关问题。

中国核工业总公司邵向业同志仔细审阅了书稿,提出了宝贵的意见,此外,还得到了国家核安全局林诚格同志、秦山核电厂谢国梁同志的大力支持与帮助,侯凤旺同志对书稿提出了许多有益的意见,编者表示诚挚的感谢。

在编写本书过程中,参考了美国西屋公司的《核电厂操纵员培训》资料(RWR Physics and Core Control for Operators Training, Westinghouse Co., 1987)以反美国核管理委员会的关于 Shearon Harris 核电厂的技术规范(Technical Specifications of Shearon Harris Nuclear Power Plant Unit 1, by U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1986)等国际交流资料。

由于编者水平有限,书中出现某些问题在所难免,恳切地希望读者批评指正。

编者

1993.12

目 录

第1章 绪 论

1.1 概述	(1)
1.2 裂变反应	(1)
1.3 链式反应	(6)
1.4 核反应堆临界	(8)
1.5 中子通量密度与核反应堆功率	(13)

第2章 反应性

2.1 概述	(15)
2.2 反应性与剩余增殖系数	(15)
2.3 反应堆周期、启动率与反应性	(18)
2.4 反应性控制	(24)
2.5 固有反应性效应	(26)

第3章 反应性系数

3.1 概述	(27)
3.2 燃料温度(Doppler)系数	(27)
3.3 慢化剂温度系数	(38)
3.4 空泡系数	(49)
3.5 压力系数	(50)
3.6 功率系数与功率亏损	(50)

3.7	再分布效应.....	(57)
-----	------------	------

第4章 燃耗与中毒

4.1	概述.....	(65)
4.2	核燃料同位素的产生与消耗.....	(66)
4.3	裂变产物的毒性.....	(68)
4.4	堆芯寿期、燃耗、核燃料转换与换料.....	(90)

第5章 反应性控制

5.1	概述.....	(99)
5.2	化学补偿控制	(100)
5.3	可燃毒物控制	(107)
5.4	控制棒	(111)

第6章 反应堆功率分布及其限制

6.1	概述	(130)
6.2	反应堆功率分布	(131)
6.3	反应堆功率分布限制	(138)
6.4	轴向中子通量密度分布	(142)
6.5	径向中子通量密度分布	(152)

第7章 反应堆启动与停堆过程中的几个问题

7.1	概述	(160)
7.2	反应堆启动过程中的几个问题	(160)
7.3	停堆过程中的几个问题	(177)

第1章 绪论

1.1 概述

本书主要内容是讨论压水堆核电站运行中的物理问题,即反应堆物理动态方面的问题。在进入逐章逐节讨论之前,在本章里首先对反应堆物理静态的一些重要概念进行综合简介,以便于后续深入讨论。这将包括:(1)裂变过程中的可裂变核、裂变能、裂变产物及裂变中子等;(2)链式反应;(3)反应堆临界中的一些概念,如增殖系数、中子通量密度分布、临界方程和栅格的非均匀效应;以及(4)中子通量密度与反应堆功率的关系等等。

1.2 裂变反应

裂变反应是可裂变重核裂变成两个中等质量核并放出能量的反应,包括用中子轰击引起的裂变和自发裂变。后者除如 ^{252}Cf ,现在多用作中子源外,其他如 ^{240}Pu 等,一般不予以考虑。所以有意义的是指用中子轰击某些可裂变原子核时,引起重原子核发生裂变的一种反应。在裂变过程中有大量能量释放出来,且伴随着放出若干个次级中子。这是最重要的一种核反应。

对核裂变反应,一般可用反应式 $U + n \rightarrow X_1 + X_2 + \nu \cdot n + E$ 来描述,其中用 U 表示可裂变核, n 表示中子, X_1 及 X_2 分别代表两个裂变碎片核, ν 表示为每次裂变放出的次级中子平均数, E 表示每次裂变过程中所释放的能量。

1.2.1 可裂变核

可裂变核是指在中子轰击下能引起裂变反应的原子核,一般都是质量数大的重核。目前最重要的可裂变核为 ^{233}U 、 ^{235}U 、 ^{239}Pu 及 ^{232}Th 、 ^{238}U 等。按他们是否易于裂变而分成两类。当用任意能量的中子轰击时,都能引起其裂变的可裂变核,称为易裂变核,例如上述前三种核素都是属于这一类。另一类是只有当能量大于某一阈值的中子去轰击它们时,才会引起它们裂变的原子核。例如,对 ^{238}U 核,只有用中子能量大于1.1MeV的中子去轰击它时,才会有裂变反应发生。在自然界中,天然存在的易裂变核素只有 ^{235}U 。但某些基本核素在俘获中子后,经过放射性衰变会生成一种新的人工易裂变核。例如: ^{238}U 在俘获一个中子后,经过两重 β 放射性衰变,最终变成易裂变核。其具体反应过程为 $^{238}\text{U}(n, \gamma)^{239}\text{U} \xrightarrow[23\text{min}]{\beta^-} ^{239}\text{Np} \xrightarrow[23\text{d}]{\beta^-} ^{239}\text{Pu}$,核反应后生成新的人工易裂变核 ^{239}Pu 。同样, ^{232}Th 俘获一个中子后的整个转换过程为: $^{232}\text{Th}(n, \gamma)^{233}\text{Th} \xrightarrow[22\text{min}]{\beta^-} ^{233}\text{Pa} \xrightarrow[27\text{d}]{\beta^-} ^{233}\text{U}$,此反应最终生成新的人工易裂变核 ^{233}U 。

轰击可裂变核用来引起裂变反应的中子的能量可以有所不同。对易裂变核,可用任意能量的中子来轰击并引起裂变。在实用中,按照中子能量(也即中子速度)的大小把中子粗略地分成为快中子、中能中子和热中子三种。其能量大于keV的中子称为快中子,在keV-eV能量范围内的中子称为中能中子,而把能量小于eV量级的中子称为热中子。目前利用最多的是热中子引起 ^{235}U 的裂变而放出的能量。

1.2.2 裂变能

根据裂变反应前后核素间的质量亏损,可以算出核裂变能。实验已经证明,每一次裂变释放出的能量大约为200MeV。其中80%是以裂变碎片的动能形式放出的。裂变能量的分配方式如表1.1所示

表 1.1 裂变释放能的形式

能 量 形 式	能量, MeV	发射时间
裂变碎片动能	168	瞬发
裂变中子动能	5	瞬发
瞬发 γ 能量	7	瞬发
裂变产物 γ 衰变能量	7	缓发
裂变产物 β 衰变能量	8	缓发
中微子能量	12	缓发
总 计	207	

在核反应堆内,裂变碎片的动能绝大部分都在核燃料内转换成热能,以热能形式出现。裂变放出次级中子动能大部分都在堆内被各种材料吸收转换成热能。裂变放出次级中子本身有一部分也将被堆内各种材料吸收,发生 (n, γ) 反应,释放出 $3\text{MeV} - 12\text{MeV}$ 的能量。显然这部分能量不是核裂变直接放出来的。此外,有相当一部分这种 γ 射线将在反应堆内被吸收并转换成热能,故而通常把它们也归入到裂变反应所释放出的可利用能量内。由于中微子不带电,其质量又很小,它几乎不与堆内任何物质作用。故而中微子所带有的 12MeV 能量在核反应堆内是无法利用的。确切地讲,每次裂变反应后所放出的可利用能量会随着堆型而稍有差别。但在做一般计算时,可以近似地认为对 ^{235}U 每次裂变后,在堆中可利用的能量约为 200MeV 。其它可裂变核每次裂变放出的可利用能量也在这个数值附近。可利用的裂变能量中,约 97% 是分配在燃料内,不到 1% (为 γ 射线形式)的能量在堆的屏蔽层里,其余能量分配在冷却剂和结构材料内。可利用的能量中还包括了裂变产物衰变过程中放出的 γ 及 β 射线,但这部分能量的释放是有一段时间延迟的,它们占了总可利用能量中的 $4\% - 5\%$ 左右。当反应堆一旦停止运行后,裂变能量的大部分由于裂变反应的终止而不再放出。但在停堆前形成的裂变产物此时仍然存在,且处于衰变过程中。所以,裂变产物衰变时,放出的 β 及 γ 射线及其

能量,仍然在停堆后相当一个时期内要释放出来。因此反应堆在停堆后仍需要进行冷却和屏蔽。将这些衰变热从停堆状态的堆芯中导出,已成为核反应堆安全研究中重要问题之一。

1.2.3 裂变产物

核裂变反应生成的若干个中等质量数的裂变碎片及其衰变产物,统称为裂变产物。核裂变方式有多种,绝大多数核裂变的核分裂成两个裂变碎片,对于热中子引起的 ^{235}U 的核裂变来说,已发现了约30多种不同裂变方式,也即约有60多种可裂变碎片。裂变碎片的质量数大都分布在72—158之间。两个裂变碎片的质量数一般来说是不相同的。几乎所有的裂变碎片都是不稳定的,它们要经过一系列 β 及 γ 衰变。这样,在最终裂变产物中可能包括了有300多种不同核素的各种放射性及稳定核同位素。

裂变产物中有些核素有较长的半衰期或较强放射性,这将给它们的运输及最终安全储存都带来一系列特殊的问题。这也是在利用裂变能量时必须考虑的重要问题之一。有些裂变产物如: ^{135}Xe 和 ^{149}Sm 都具有相当大的热中子吸收截面,它们将会吸收反应堆内的热中子,从而影响反应堆的中子平衡过程。因此对这些裂变产物的产生、衰变及吸收中子而消亡的过程要加以认真研究。

1.2.4 裂变中子

裂变中子是在裂变反应过程中放出的新的次级中子。每次裂变放出的次级中子平均数用 ν 表示。 ν 值的大小和可裂变核的种类及引起裂变的中子能量有关。中子能量越大, ν 值也越大。

热中子轰击 ^{235}U 、 ν 值为2.43(即每次裂变平均放出2.43个次级中子);若用热中子轰击 ^{239}Pu ,那么 ν 值为2.98。正因为有在裂变反应的同时,有次级中子放出,且其值大于1,这样就能使链式反应维持下去。 ν 值的大小也是一个极其关键的问题。在一般反应堆中,次级中子的用途可归纳为以下几方面。为了使链式反应持续进行,至少要

有一个次级中子再能用于去轰击可裂变核并引起裂变；而有一部分次级中子由于运动而要泄漏出反应堆；另有一部分被堆内其它材料吸收；而最后有一部分可被堆内可转换核（例如： ^{238}U ）吸收，产生了新的易裂变核。所以设法提高 ν 值，并且设法减少泄漏及无用吸收，那么就可能在反应堆内消耗易裂变核的同时，生成新的易裂变核实现裂变核的转换，甚至可能造成易裂变核的增殖。这就是增殖堆的基本思想。

裂变时放出的次级中子的平均能量约为 2MeV 。所以若是在用热中子轰击 ^{235}U 引起裂变反应的热中子反应堆内，为了使链式反应持续进行，必须把裂变时放出的次级中子的能量降低到热能附近。这要求在热中子反应堆芯内放置慢化剂（如水、石墨等）材料，使高能次级中子与它们的原子核发生多次碰撞后，降低中子的能量，从而变成热中子。

裂变反应放出的次级中子中的绝大部分（99%以上）是在裂变时的瞬间放出的。通常将这部分中子称为瞬发中子。另外还有一小部分（小于1%）是由于裂变产物在衰变过程中放出来的。由于衰变过程本身有一定时间延迟，所以这部分中子被称之为缓发中子。对 ^{235}U 核裂变，缓发中子总数约占裂变次级中子总数的0.6%左右。缓发中子实际上是在好几种不同裂变产物的衰变过程中放出来的。例如：裂变碎片 ^{87}Br 是不稳定的，它经由 β 衰变生成处于激发态的 ^{87}Kr 。通常把 ^{87}Br 称作缓发中子的先驱核。其 β 衰变的半衰期为54.5s，亦即这一部分缓发中子的缓发周期。这可明显地看出，这部分中子的发射与裂变瞬间相比，有一段时间延迟。现已测得各可裂变核的缓发中子先驱核大致分为6组。表2给出了 ^{235}U 热中子裂变时缓发中子的6组数据。缓发中子在全部裂变中所占的份额用 β 表示，称之为缓发中子份额。对 ^{235}U 的热裂变， $\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i = 0.0065$ 。缓发中子的平均能量要比瞬发中子的低。虽然缓发中子在总裂变产生的次级中子中所占比例不大（小于1%），但它对核反应堆动态过程却有着极其重要的

影响。由于缓发中子增大了相当于两代中子之间的平均时间间隔,亦即增大了每代中子的平均寿命,从而使得反应堆功率变化速度变慢。正由于有缓发中子的存在,才使链式裂变反应成为可控的。

表 1.2 ^{235}U 热裂变时缓发中子

组	半衰期 T_i (s)	能量 (keV)	产额 β_i	平均寿命 λ_i (s)
1	54.51	250	0.000247	78.64
2	21.84	560	0.001385	31.51
3	6.00	430	0.001222	8.66
4	2.23	620	0.002645	3.22
5	0.496	420	0.000832	0.716
6	0.179	430	0.000169	0.258

1.3 链式反应

裂变中子在适当的条件下,会进一步引起其它核裂变而放出更多的裂变中子,如果反应能如此不断地继续下去,这种过程称为链式裂变反应,简称链式反应,如图 1.1 所示。

链式反应如不依靠外界的作用能持续下去,则称为自持链式反应。具体条件是,当一个可裂变核吸收一个中子产生裂变后,新产生的裂变中子,平均至少要有有一个中子能再引起另外一个可裂变核裂变。但必须注意到,在核裂变过程中产生的中子并非完全都能再引起裂变反应。中子在运动过程中一方面可能发生其他非裂变的核反应,另一方面有一部分不可避免地会从反应堆中泄漏损失掉。这是因为反应堆中不仅包含着核燃料、冷却剂、慢化剂(热堆)和结构材料等,而且本身大小又是有限的。

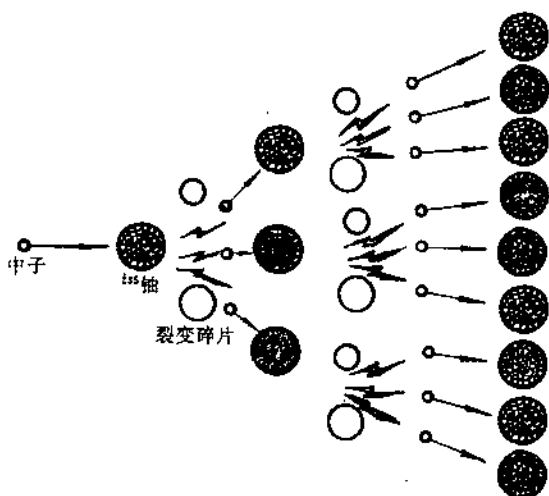


图 1.1 链式裂变反应示意图

对于热中子反应堆,引起链式反应的,主要是热中子,但裂变释放的中子基本上是快中子。因此,裂变中子在反应堆内一定要经过中子慢化过程,使原来能量较高的裂变中子经与慢化剂原子核的相互作用,而逐渐慢化成熟中子。即使变成了热中子,但在它被燃料吸收以前,热中子在堆内还经历由密度高向低密度的扩散过程。中子在慢化过程与扩散过程中都存在着泄漏损失。由此可见链式反应是在裂变中子经历一系列过程后得以自持下去。如果反应堆内单位时间内裂变产生的中子数等于或多于单位时间内因吸收和泄漏损失的中子数,则反应堆内链式反应才可能自持下去。核反应堆是一种可控的自持链式反应装置,而原子弹则是一种不可控的自持链式反应装置。

1.4 核反应堆临界

核反应堆临界是指在核反应堆系统内,中子的产生率和消失率之间保持严格平衡的状态。链式裂变反应,以恒定的速率持续地进行下去,处于这种工作状态的核反应堆系统称为临界系统。临界反应堆芯部的尺寸大小称为临界尺寸或临界大小。临界反应堆系统内核燃料的装载量,也就是维持自持链式裂变反应所需的易裂变物质的最小数量称为临界质量。一个反应堆的临界质量通常指反应堆芯部中没有控制棒和化学补偿毒物情况下的临界质量。反应堆的临界质量取决于反应堆的类型、材料成份、几何形状和结构等条件,但对于任何一个特定的反应堆系统,它是一个确定的数值。例如,用 ^{235}U 作燃料的反应堆,其临界质量可以小于1kg,大到200kg。前者含有 ^{235}U ,富集度为90%左右的铀盐溶液系统的临界质量,后者是天然铀石墨反应堆中所含的 ^{235}U 质量。反应堆的临界条件可以通过增殖系数来表示。

1.4.1 增殖系数

增殖系数是指在反应堆中,新一代的中子数与产生它的直属上一代中子数之比,或中子的产生率与中子的消失率之比。通常用符号 k 表示。在核反应堆系统内,中子主要是由于易裂变物质的裂变反应产生的。中子的消失有两种途径,即在反应堆内被吸收和从核反应堆表面泄漏出去。

无限增殖系数 假想的无限大增殖介质的增殖系数,通常用 k_{∞} 表示。对于无限大系统,没有中子泄漏损失,中子仅由于被系统内各种材料的吸收而损失。热中子反应堆的无限增殖系数可用 $k_{\infty} = f\eta\epsilon p$ 表示,其中 f 为热中子利用系数,它是增殖介质内所有材料吸收的热中子中为燃料所吸收的份额; η 是燃料每吸收一个热中子后由于裂变而释放的快中子平均数; ϵ 是快裂变因子,它是每一初级裂变中子

所得到的最后慢化到 ^{238}U 裂变阈能以下的中子数; p 为逃脱共振吸收几率,它表示中子在慢化过程中逃脱共振吸收的份额。 $k_{\infty} = f\eta\epsilon p$ 称为四因子公式,它是反映系统材料增殖特性的重要参数。四因子模型在早期热中子反应堆的计算与分析中,曾被广泛地应用。

有效增殖系数 有限大反应堆系统的增殖系数,通常用 k_{eff} 表示。对有限大系统必须考虑中子的泄漏损失,根据定义, $k_{\text{eff}} = k_{\infty} \cdot P_L$ 其中 k_{∞} 为无限增殖系数; P_L 为系统的中子不泄漏几率,它由两部分组成:慢化过程中的不泄漏几率 P_f 和热中子扩散过程中的不泄漏几率 P_d ,即 $P_L = P_f P_d$,不泄漏几率不仅与系统的材料特性,也与系统的大小和几何形状有关。因而,在没有外中子源时,有限大反应堆系统的临界条件是 $k_{\text{eff}} = 1$,这时反应堆处于稳态,反应堆内中子分布是稳定的。若 $k_{\text{eff}} < 1$,则系统是次临界的,当没有外中子源时,中子通量密度就会不断衰减到零。若 $k_{\text{eff}} > 1$,系统是超临界的,中子通量密度将随时间不断地按指数规律增长,图 1.2 表示热中子反应堆内的中子平衡关系。

1.4.2 中子通量密度分布

中子通量密度是表示核反应堆状态的一个重要物理参数,它表示单位体积内所有的自由中子在单位时间内飞行的总距离。如果 1cm^3 的体积内有 n 个中子(n 称为中子密度,单位为中子数/ cm^3),它们都以速度 $v(\text{cm/s})$ 运动着, nv 则称为中子通量密度,通常用 Φ 表示,即 $\Phi = nv$,其单位为中子/ $\text{cm}^2 \cdot \text{s}$ 。

当核反应堆处在临界状态时,堆内的中子通量密度空间分布是稳定的。它满足波动方程 $\nabla^2 \Phi(\mathbf{r}) + B^2 \Phi(\mathbf{r}) = 0$,该式中 B^2 为方程的本征值, $\Phi(\mathbf{r})$ 为中子通量密度空间分布。可以证明,在临界时中子通量密度将达到稳定分布,它只取决于基态($n = 1$)的最小本征值,其它所有模态($n > 1$)都衰减了。用 B_g^2 表示基态的本征值 B_1^2 ,通常称为系统的几何曲率。几何曲率和核反应堆的几何形状以及尺寸有关。表 1.3 中给出了不同形状裸堆的几何曲率和中子通量密度分布。

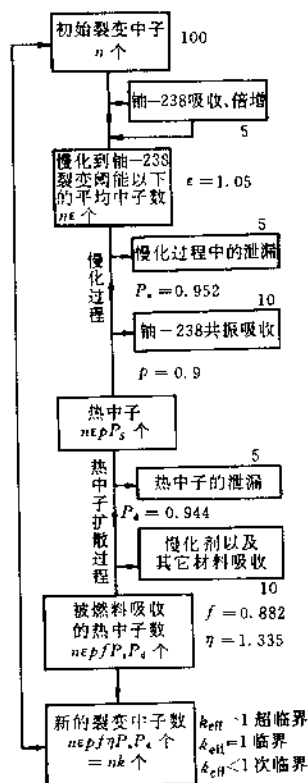
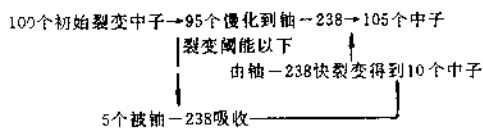


图 1.2 热中子反应堆内中子平衡示意图

表 1.3 几何形状与几何曲率、中子通量密度

几何形状	尺寸*	几何曲率	中子通量密度分布
球形 (r)	半径 (R)	$(\frac{\pi}{R})^2$	$A \frac{\sin \frac{\pi r}{R}}{r}$
长方体 (x, y, z)	边长 a, b, c	$(\frac{\pi}{a})^2 + (\frac{\pi}{b})^2 + (\frac{\pi}{c})^2$	$A \cos \frac{\pi}{a} x \cdot \cos \frac{\pi}{b} y \cdot \cos \frac{\pi}{c} z$
圆柱体 (r, z)	半径 R 高度 H	$(\frac{2.405}{R})^2 + (\frac{\pi}{H})^2$	$A J(\frac{2.405}{R} r) \cos(\frac{\pi}{H} z)$

* 包括外推距离。

热中子通量密度不均匀系数 反应堆芯部内热中子通量密度的最大值与芯部热中子通量密度的平均值之比,通常以 F_q 表示。芯部内某一点发出的功率是与该点的核裂变率 $\Sigma_f \Phi$ 成正比的。当各点宏观裂变截面为常数时,功率分布是与中子通量密度分布成正比的。 F_q 愈大,芯部内功率分布愈不均匀。所以, F_q 是表征堆芯内热中子通量密度分布不均匀程度一个物理量。对于圆柱形裸堆, F_q 可以分离成径向中子通量密度不均匀系数 F_R 和轴向中子通量密度不均匀系数 F_z , 即: $F_q = F_R F_z$ 。对于不同形状的裸堆,利用表 1.3 中的通量密度分布函数,可求出 F_q 值:球形裸堆, $F_q = 3.27$;圆柱形堆, $F_R = 2.31$, $F_z = 1.57$, $F_q = 3.63$;正方体堆, $F_q = 3.88$ 。

对于给定的核反应堆,其单位体积的最大允许功率输出受到其热工条件的限制。因此,为了提高堆芯总的功率输出,必须采取一些措施使得堆内中子通量密度变得平坦一些,通常称为中子通量密度展平。展平中子通量密度的主要措施有:①对芯部的核燃料进行分区布置,将芯部按径向分布为若干区,对每一区布置不同富集度的核燃料,这样可以达到径向展平的目的;②在压水堆中,采用化学补偿溶液控制可以减少控制棒的数目,以及其提升和下插的次数,减少功率的扰动;③对控制棒与可燃毒物进行合理布置。此外,反应堆反射层也起到展平中子通量密度分布的作用。