

核动力反应堆中子动力学

Nuclear Power Reactor Neutron Dynamics

蔡章生 著 濮继龙 主审 陈辅民 审校



国防工业出版社

<http://www.ndip.cn>

绪 论

核动力反应堆中子动力学的研究对象是核动力反应堆内中子动力学行为,主要研究内容是反应堆处于次临界状态下中子增殖特性、反应堆偏离临界状态时中子增殖特性、温度反馈和毒物反馈对中子增殖特性的影响等。研究的目的是通过对上述特性的分析,为核动力反应堆的安全运行和控制提供必要的理论基础。

核电站反应堆为带恒定负荷运行并且避开了碘坑内启动。与此相反,核动力反应堆为了满足核动力装置的机动性要求,必须经常变负荷运行,或大幅度甩负荷后又重新启动。这样,核动力反应堆发生事故的概率增大了。为了确保核动力反应堆的安全运行,人们便希望在核动力反应堆运行现场能对瞬变过程作出快速即实时甚至超时计算与分析。但是长期以来,上述要求一直未得到满足,主要原因有:

(1)由于中子动力学方程组的复杂性,人们只是在极其简单的条件下,才能导出近似解析解,这些近似解析解不能用于定量计算与分析。特别是在必须考虑外加中子源对中子增殖的贡献和必须考虑温度反馈对中子增殖影响的两大类问题中,连近似解也未能导出。

(2)由于中子动力学方程组具有较强的“刚性”,对其进行数值计算时,计算效率较低,计算时间比物理过程进行的时间长得多。

近十年来,本书作者对反应堆运行现场快速计算进行了研究,取得了较好的成果。审核本书的几位专家都认为这些成果使上述快速计算要求基本得到了实现。这些成果大多数已融入本书中。

反应堆运行动态,是由于反应堆的中子增殖因子变化的结果,

因为中子增殖因子变化时,反应堆便会偏离稳态,堆芯物理参数,例如中子密度等便随之发生变化,反应堆便会处于动态运行状态。中子增殖因子发生变化的主要原因有如下几种^[1,2]:

(1)控制棒的移动。大多数反应堆启动、变工况和停堆都是通过移动控制棒来改变反应堆增殖因子,从而达到中子密度的改变。

(2)温度变化。反应堆的许多参数值都会随温度变化。而反应堆的温度通常是反应堆运行功率的函数,因此反应堆功率水平的变化将引起反应堆增殖因子的变化。

(3)偶然事故。某些意外的事故可能突然改变反应堆的性质和运行状态。例如,控制棒意外掉落或弹射出堆芯,导致增殖因子急速变化;冷却剂循环泵停转、冷却剂管道破口等,引起整个堆芯温度快速上升;个别冷却剂流道堵塞,引起局部温度快速上升;突然启动一条温度较低的冷却剂回路,而导致堆芯温度降低。

(4)同位素生成。一个可裂变核裂变后产生两个同位素,其中有些有很强的中子吸收能力,它们吸收中子后并不发生裂变和不会放出中子,故称为“毒物”。这些新同位素的出现也会使反应堆的后备反应性下降。另一方面,某些核素吸收中子后,可转化为可裂变核素,又可对后备反应性有正的贡献。

(5)核燃料的燃耗。反应堆释热来源于可裂变核裂变,释热率与核裂变率成正比。因此,反应堆中核燃料的贮量随反应堆带功率运行的时间增加而下降。核燃料贮量的下降导致反应堆后备反应性的下降。

反应性变化引起的动力学过程是非常复杂的,考虑到实际工程计算的可能性,不可能要用一个多元的数学模型来描述,因此,为了建模的需要,通常先把反应堆状态随时间变化的现象,按物理过程所需时间的长短分为如下三大类^[2],分别做不同的近似后,再建立相应的数学模型。

第一类现象——短时间现象

短时间现象是指动态过程所经历的时间为毫秒到秒的时间现象。它或多或少地包括了由于核反应堆的预期变化或意外变化所

引起的中子密度的快速变化。包括上述原因(1),(2),(3)。

第二类现象——中等时间现象

中等时间现象是指动态过程所经历的时间为几小时或几天的时间现象。这类现象主要取决于热中子反应堆中两种裂变产物(^{135}Xe , ^{147}Sm)的积累、燃耗以及 β 衰变。上述两种裂变产物都有很大的热中子俘获截面,因此,在热中子反应堆中,需要给予特别的注意。此类现象,因而常被称为“中毒”或“碘坑”现象。实际上,此类时间现象中,令人感兴趣的是反应堆温度对于中子密度随时间变化的影响,其他问题在方法学上和核反应堆动态学的处理上是有区别的,所以参考文献[2]把它列入其附录中。

第三类现象——长时间现象

长时间现象是指反应堆动态过程所经历的时间尺度为几月或几年的时间现象。它不但包括了大多数裂变产物的积累、燃耗和 β 衰变,还包括了可裂变同位素的燃耗和积累。在快中子能区,所有裂变产物的中子截面都是如此之小,以致于它们不像在热中子反应堆中那样强烈地影响中子密度和反应性。

长时间现象除了包括上述各点之外,还包括核反应堆结构材料的肿胀,燃料芯块因燃耗而发生的变化等。但这些长时间现象,对核反应堆内的中子密度的变化有极小的影响。

对上述三种过程使用术语进行概括如下:

少数学者将所有随时间变化的现象都归结为“核反应堆动力学”问题,其中包括同位素的燃耗和积累。然而大多数学者认为,同位素的燃耗和积累属于长时间现象,已发展成为一类独立的问题,故不应概括在核反应堆动力学之内。

现在大多数学者认为,核反应堆动力学只研究如下两类短时间现象:

(1)第一类:没有温度反馈效应与毒物反馈效应的短时间现象。

(2)第二类:有温度反馈效应与毒物反馈效应的短时间现象。
本书采用大多数学者所概括的第二类核反应堆动力学术语。

本书介绍的内容,不仅把以往的传统中子增殖公式作了简单介绍,而且也将本书作者近十年来使用去耦合法推导出来的十几个中子增殖新公式作了较详细的介绍。所有传统公式几乎都只能用于定性分析,而所有的新公式都可用于定量计算和定量分析。

此外,由于中子动力学方程是一组刚性方程,以往作数值计算时,普遍使用吉尔方法和埃米特方法等。这些方法采用了隐式差分 and 自动变步长等技巧,使得程序冗长且不易掌握。本书介绍了作者提出的中子动力学方程数值解的新方法——刚性消除法。该方法的基本思想是,先消除中子动力学方程的刚性,然后再对无刚性的方程进行数值计算。此法计算程序非常简单,计算时间非常短,可以实现实时计算,是一个很有效的方法。

由于本书只介绍核动力反应堆的动力学,故本书讨论的内容只限于反应性阶跃和反应性线性变化条件下,有、无温度反馈与毒物反馈等条件下中子增殖的物理过程,而对反应性的矩形输入和正弦输入等中子增殖的物理过程不作介绍。

第一章 物理基础知识

反应堆中子动力学研究需要对核截面、反应率、中子通量密度、中子增殖因子、反应性、中子一代时间、缓发中子、缓发中子的作用等概念有一定的理解。本章对这些概念作一简介。

第一节 核截面、反应率与中子通量密度

中子与核可发生如下一种或几种反应：

(1)弹性散射。中子与靶核作用后，中子重新出射且靶核内能不变，这种反应称为弹性散射，常用 (n, n) 表示。热堆内，中子慢化主要是由于这种反应引起的。

(2)非弹性散射。中子与靶核作用后，靶核的内能发生了变化，靶核常处于激发态上。当它从激发态跳回到基态时，常有 γ 射线放出，这种反应称为非弹性散射，常用 (n, n') 表示。高能中子与重核碰撞，主要发生非弹性散射。

(3)辐射俘获。中子与靶核作用，靶核俘获中子并放射 γ 射线，这种反应称为辐射俘获，辐射俘获反应常用 (n, γ) 反应表示。

(4)放出带电粒子的反应。中子与靶核作用后，靶核吸收中子，生成一个新核并放出质子、 α 粒子等带电粒子，这种反应称为放出带电粒子的反应，前者用 (n, p) 表示，后者用 (n, α) 表示。这类反应对反应堆也很重要。例如控制棒吸收中子时产生的反应为 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 。

(5)放出几个中子的反应。高能中子轰击靶核可产生两个以上的中子。此类反应在堆内较少发生。

(6)裂变反应。中子与重核作用，重核分裂成两个碎片，放出

2个到3个中子和能量,这种反应称为核裂变反应,常用 (n, f) 表示。这是动力反应堆中特别重要的反应。

一个中子与一个核相碰撞究竟发生如上六种反应中的哪一种,是一种概率事件。不同类型的核反应有不同的概率。通常一束单能中子垂直入射到一个具有单位面积的薄靶上,平均一个入射中子与靶片中一个靶核发生相互作用的概率用量 σ 表示, σ 的量纲为面积 cm^2 ,故把 σ 称为发生某类型核反应的微观截面。在核反应堆中子动力学中,有时用靶 b 作为微观截面单位,1靶 $(b) = 1 \times 10^{-24} \text{cm}^2$ 。

靶核与中子的总微观散射截面,记作 σ_s ,弹性散射截面和非弹性散射截面分别记作 σ_e 和 σ_{ie} ,于是有:

$$\sigma_s = \sigma_e + \sigma_{ie} \quad (1.1)$$

把靶核对中子的总的微观吸收截面记作 σ_a ,则根据前面的定义有:

$$\sigma_a = \sigma_\gamma + \sigma_f + \sigma_\alpha + \sigma_p + \dots \quad (1.2)$$

式中, $\sigma_\gamma, \sigma_\beta, \sigma_\alpha$ 和 σ_p 分别为微观辐射俘获截面、微观裂变截面、微观 (n, a) 反应截面和微观 (n, p) 反应截面。

在压水堆内,核燃料吸收中子时主要是发生裂变和辐射俘获,故其微观吸收截面主要由上式右边前两项决定。

一般,中子与靶核反应的所有微观反应截面之和,称为微观总截面,记作 σ_t :

$$\sigma_t = \sigma_s + \sigma_a \quad (1.3)$$

按照 σ 的概率意义,则单位体积靶物质内的所有原子核与入射中子束内一个中子发出某类核反应的概率 Σ 通常称为宏观截面,可表示为:

$$\Sigma = \sigma N \quad (1.4)$$

由于 N 为靶核的原子密度,常用单位为 $1/\text{cm}^3$, Σ 的量纲便

为 $1/\text{cm}$ 。

实测数据表明,不同的核,截面的大小是不同的;同一核截面其数值随入射中子的能量不同而不同。

单位时间单位体积靶核物质内,中子与核发生反应的次数称为反应率。设有一束均匀的单速中子垂直投射到靶片上,则中子密度为 n (中子数 $/\text{cm}^3$)、速度为 v (cm/s) 的中子单位时间投到靶片单位面积上的中子可写作 nv 。在上面已介绍了,中子束内一个中子与靶片上单位体积内的原子核发出反应的概率 Σ 即宏观截面,故 Σnv 即为单位时间靶片单位体积内的中子与核发生反应的次数称为反应率。

在反应堆物理中, v 和 n 常常以乘积形式出现,故将 nv 记作 $\phi = nv$,其物理意义为:单位时间单位体积内中子运动轨迹总长度,原始单位应是 $\text{cm}/\text{cm}^3 \cdot \text{s}$,并称为中子通量密度,其单位为中子数 $/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ 。

第二节 增殖因子^[3]

反应堆内,中子与介质核不断地发生相互作用。速度快的中子与介质核发生弹性散射或非弹性散射时,速度减慢,这一过程称为中子的慢化。慢化过程中以弹性散射为主,非弹性散射只起次要作用。中子在不停地运动并发生从中子密度高的地方向中子密度低的地方输运,这一过程称为扩散。中子在慢化和扩散的过程中发生各种反应,例如中子被堆内介质,如慢化剂、冷却剂、结构材料、控制棒以及反应堆运行过程中产生的裂变碎片、毒物等吸收。相当多的中子会被可裂变核(^{235}U 、 ^{239}Pu)吸收,可裂变核吸收中子后可发生核裂变并放出裂变中子。其中一部分快中子,直接引起 ^{235}U 和 ^{238}U 裂变并放出裂变中子,这种现象称为快中子裂变。另一部分裂变中子,在慢化过程中被堆内 ^{238}U 吸收, ^{238}U 吸收一个慢化中子后转化为 ^{239}Pu 核。此外,还有一部分快中子则在慢化成熟中子的过程中会泄漏到堆外。这就是反应堆中子的产生、慢化、扩散、吸收

以及引起裂变反应和泄漏的全过程。

根据反应堆内燃料、慢化剂和结构材料的几何布置、成分和性质以及反应堆尺寸的大小,可以决定堆内中子的能量分布和引起裂变反应的中子的能量范围。如果堆内大多数核裂变是由能量在 0.025eV 附近的热中子引起的,则这种堆就称为热中子反应堆,简称热堆。如果堆内大多数核裂变是由能量高于 1keV 的快中子引起的,则这种堆就称为快中子反应堆,简称快堆。

为了便于研究,把以铀为燃料的热中子反应堆的中子增殖过程比拟为按代增殖过程,又称为堆中子循环。设第一代裂变中子为 N 个,其增殖过程可表示成图 1.1。

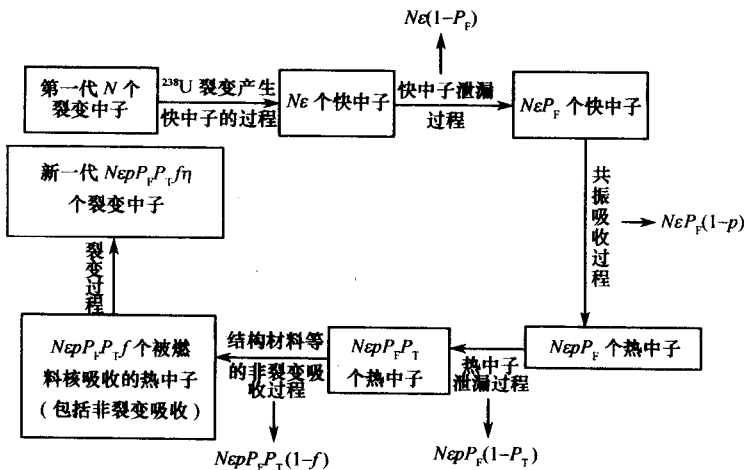


图 1.1 热堆内中子循环

图 1.1 的物理意义如下:

第一代裂变中子为 N 个,由于快中子引起 ^{235}U 和 ^{238}U 核裂变,使 N 个中子增加 ϵ 倍, $\epsilon > 1$ 。这 $N\epsilon$ 个快中子由于扩散发生泄漏,只有 $N\epsilon P_F$ 个留在堆内, $P_F < 1$, 另外有 $N\epsilon(1 - P_F)$ 个泄漏到堆外。留在堆内的 $N\epsilon P_F$ 个中子慢化到 ^{238}U 核共振能区时,又被 ^{238}U 核吸收了一部份 $N\epsilon P_F(1 - p)$, 其余 $N\epsilon p P_F$ 个快中子变

成了热中子, $p < 1$ 。这 $N\epsilon p P_F$ 个热中子由于扩散只有 $N\epsilon p P_F P_T$ 个留在堆内, 其余 $N\epsilon p P_F(1 - P_T)$ 个热中子泄漏到堆外, $P_T < 1$ 。留在堆内的 $N\epsilon p P_F P_T$ 个热中子在扩散中未被核燃料吸收而被堆内结构材料、慢化剂等吸收, 故真正被燃料吸收的热中子为 $N\epsilon p P_F P_T f$, $f < 1$, 这 $N\epsilon p P_F P_T f$ 个热中子引起核裂变使裂变中子数由 N 个变化为 $N\epsilon p P_F P_T f \eta$ 个。这就是热中子反应堆从第一代 N 个裂变中子产生出第二代裂变中子的过程, 第二代裂变中子重复此过程又产生出第三代裂变中子, 如此循环下去, 此过程简称中子循环。

图 1.1 中 ϵ 、 f 、 η 分别称为快中子增殖因子、热中子利用系数和核燃料热中子裂变因子, 其定义如下:

$$\epsilon = \frac{\text{快中子引起核裂变所产生的快中子总数}}{\text{被吸收的快中子总数}}$$

$$f = \frac{\text{燃料吸收的热中子总数}}{\text{被吸收的热中子总数}}$$

$$\eta = \frac{\text{燃料核热裂变产生的裂变中子数}}{\text{燃料核吸收的热中子总数}}$$

由于热中子反应堆的材料组分、几何结构、尺寸大小完全确定以后, ϵ 、 P_F 、 p 、 P_T 、 f 和 η 等统计参数就完全确定了, 因此可以引入反应堆有效增殖因子 K_{eff} 来描述堆内裂变中子的增殖与衰减等变化, K_{eff} 被定义为

$$K_{\text{eff}} = \frac{\text{堆内一代裂变中子总数}}{\text{堆内上一代裂变中子总数}} = \epsilon p P_F P_T f \eta$$

显然, K_{eff} 是描述热中子反应堆内中子增殖特性的一个参数, 简记为 K 。实验表明, 这个参数也适用于快堆。

令 $P = P_F P_T$, 从 P_F 和 P_T 的定义可知, P 为堆内中子不泄漏概率, 即裂变中子在慢化为热中子的过程中和热中子在扩散过程中都不泄漏到堆外去的概率。

对于无限大的反应堆 $P = 1$, 这时的中子增殖因子称为无限

增殖因子,记作 K_{∞} :

$$K_{\infty} = \epsilon p f \eta \quad (1.5)$$

上式被用来研究热中子反应堆的动态特性,并称为四因子公式。

显然,当 $K = 1$ 时,堆内中子总数不随时间变化,此时称反应堆处于临界状态。当 $K < 1$ 时,堆内中子总数随时间下降,此时称反应堆处于次临界状态。当 $K > 1$ 时,堆内中子总数随时间增加,此时称反应堆处于超临界状态。

根据以上分析可知, K 是描述反应堆内中子总数随时间变化的一个重要参数。

第三节 反应性、中子平均寿命和中子一代时间

实际工作表明,不管反应堆是从次临界启动到临界,还是带功率运行时的工况变化与停堆, K 值的变化一般都很小,基本上都在 1 的附近,即在反应堆运行过程中,中子密度或功率变化很大时, K 随时间的变化也很小,这说明 K 对时间不敏感。如果改用 $\frac{K-1}{K} = \rho$ 表示,则 ρ 对时间是一个敏感的函数^[4],故常用

$$\rho = (K - 1)/K \quad (1.6)$$

作为描述反应堆内中子总数变化的一个参数,并称为反应性。显然, $\rho = 0$ 时反应堆处于临界, $\rho < 1$ 时处于次临界, $\rho > 1$ 时处于超临界。

ρ 是一个反映反应堆的整体性质的参数,与反应堆的大小、反应堆各种材料的相对量以及中子与各种材料原子核的相互作用(散射、俘获与裂变)截面有关。又由于所有这些因素都受到温度、压力和核裂变等因素的反馈效应影响,所以反应堆的反应性 ρ 又与堆的功率史有关。这种反应性反馈的计算是反应堆动力学的主要问题之一。

在处理中子动力学问题时,常常用到中子一代时间概念和几个平均中子寿命概念,现分别介绍如下。

中子吸收平均寿命,它是指在一个无限大的介质内,即没有泄漏的介质内,中子从其诞生到被吸收所经历的平均时间 l_{∞} ,常用下式表示为

$$l_{\infty} = \frac{1}{v\Sigma_a} \quad (1.7)$$

式中 v 和 Σ_a 分别是对中子能谱平均的中子平均速度和介质平均宏观吸收截面。

平均中子寿命,它是指在一个有限介质内,中子从其诞生到被吸收或泄漏所经历的平均时间 l_0 ,常用下式计算:

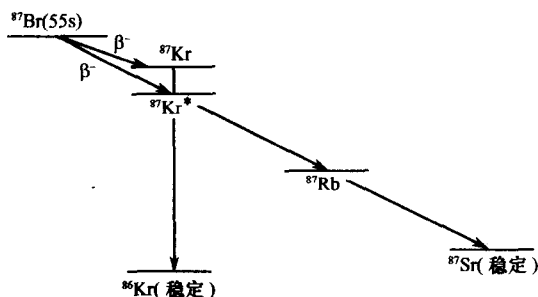
$$l_0 = l_{\infty}P \quad (1.8)$$

式中 P 是中子不泄漏概率。

中子一代时间,中子一代时间是根据中子循环引入的物理量,它描述中子从其诞生到可以引起核裂变这个物理过程所经历的平均时间。中子一代时间的长短主要取决于中子在反应堆内被吸收或从堆内泄漏出去之前所经受的散射碰撞次数和两次碰撞之间飞行的长度和速度。在核裂变主要是由快中子引起的快堆中,中子一代时间可以短到 10^{-8} s。在核裂变主要是由热中子引起的热堆中,中子一代时间为 10^{-4} s \sim 10^{-3} s。

第四节 缓发中子及其作用

核裂变产生的中子,绝大部分是在核裂变的瞬时发射出来的。但是,还有很小一部分裂变中子,是由裂变产物经过 β 衰变后发射出来的。如图 1.2 所表示的 ^{87}Br 经 β 衰变,转化为 ^{87}Kr 。 ^{87}Kr 生成后又立即衰变并放出中子。 ^{87}Kr 的半衰期为 1.2s,因此 ^{87}Br 衰变放出的中子在核裂变后相当一段时间内能发射出来,通常称为缓发中子。

图 1.2 从 ^{87}Br 核发射的中子

^{87}Br 被称为缓发中子先驱核,缓发中子就好像由具有一定半衰期的先驱核直接发射出来的。 ^{235}U 由热中子引起裂变生成的缓发中子先驱核,已知的已有十多种以上,为便于定量研究,把它们按半衰期的长短分为6组,各组的有关参数如表1.1所示。

表 1.1 ^{235}U 热中子裂变的缓发中子数据^[4]

组号	半衰期 $T_{1/2}$ /s	衰变常数 λ_i/s^{-1}	平均寿命 t_i/s	能量 E /keV	产额 y_i	份额 β_i
1	55.72	0.0124	80.65	250	0.00052	0.000215
2	22.72	0.0305	32.79	560	0.00346	0.001424
3	6.22	0.111	9.09	405	0.00310	0.001274
4	2.30	0.301	3.32	450	0.00624	0.002568
5	0.610	1.14	0.88	—	0.00182	0.000748
6	0.23	3.01	0.33	—	0.00066	0.000273

表中产额 y_i 是指每次裂变所产生的第 i 组的缓发中子数,份额 β_i 为第 i 组缓发中子占总裂变中子(包括瞬发中子在内)的百分比。每次裂变放出的中子总数为 ν ,故 $y_i = \nu\beta_i$ 。反应堆动力学常用 β 这个量,即缓发中子总份额, $\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i$ 。在实际工作中,还要用到有效缓发中子份额 β_{eff} 这个参数,其物理意义将在后面作简要介绍。

设裂变中子都是瞬发的,在 t 时刻,中子平均密度为 $n(t)$, 设 K 发生小的阶跃变化,由于中子与 ^{235}U 核相互作用,过了一代时间后,中子数将增加到 nK , 在一代时间内中子数净增为 $n(K-1)$ 。由于瞬发中子是在 ^{235}U 核吸收中子产生裂变的瞬时产生的,故相继两代瞬发中子之间的平均时间(平均每代时间)就应等于中子的平均寿命 l_0 。这样,堆内中子密度增长率满足下式

$$\frac{dn}{dt} = \frac{n(K-1)}{l_0} \quad (1.9)$$

由于 K 阶跃变化, $t \geq 0$, K 保持为常数。上式积分得

$$n(t) = n_0 e^{\frac{K-1}{l_0} t} \quad (1.10)$$

式中, n_0 为 $t = 0$ 时的堆内的中子数。因 $l_0 > 0$, 当 $K > 1$ 时, $n(t)$ 按指数规律随时间 t 增长。令 $T = \frac{l_0}{K-1}$, 则 T 为中子密度增长 e 倍所需要的时间,称为反应堆周期。

下面用实例计算来说明缓发中子的作用。

设有一座由 ^{235}U 核为燃料及水为慢化剂的无限大均匀热堆,开始时处于临界状态, K_∞ 由 1 变为 1.001 后保持恒定。把 $l_0 = l_\infty = 1.1 \times 10^{-4} \text{s}$, 代入(1.10) 式得:

$$\frac{n(1)}{n_0} = e^{\frac{1.001-1}{1.1 \times 10^{-4}} \times 1} = e^{9.1} \approx 8.9 \times 10^3$$

设反应堆原来稳定运行功率为 1MW, K_∞ 阶跃为 1.001 后, 当 $t = 1\text{s}$ 时,堆功率将上升到 8900MW。其上升周期 $T = 0.11\text{s}$ 。如果中子增长速度真的如此之快,那么按目前反应堆控制技术的水平,这个反应堆便无法控制了。

实际上,由于裂变中子有一部分是缓发的,这使得中子增殖过程中,相邻两代间的平均时间,即平均每代时间或周期增长了许多,因此,反应堆的控制才得以实现。

如果把从发生裂变到第 i 组缓发中子发射的平均时间称为第

i 组缓发中子的平均延发时间,则这个平均延发时间就是第 i 组先驱核的平均寿命,记作 t_i 。另一方面,设瞬发中子的延发时间 t_0 ,则 $t_0 \approx 0$ 。这样,把瞬发中子也考虑进来,则中子平均延发时间 \bar{t} 可用各组先驱核平均寿命的加权平均值表示为

$$\bar{t} = \sum_{i=1}^6 \beta_i t_i + (1 - \beta) t_0 \approx \sum_{i=1}^6 \beta_i t_i \quad (1.11)$$

根据(1.11)式,考虑缓发中子后,堆内相邻两代中子间的平均时间,即平均代时间 \bar{l} 可表示为

$$\bar{l} = l_0 + \bar{t} \quad (1.12)$$

仍取 $l_0 = l_\infty = 1.1 \times 10^{-4}$ s,而 \bar{t} 可用表 1.1 中数值代入(1.12)式,可得 $\bar{l} = 0.0001 + 0.0848 = 0.0849$ s。

上例计算结果表明,考虑缓发中子后,平均每代时间比不考虑缓发中子时的大大地增加了。这是由于缓发中子的份额虽然很小,但缓发中子延发的时间相当长,使得 \bar{l} 由没有缓发中子时为 0.00011s 变成了 0.0849s。 \bar{l} 值几乎全由缓发中子的延发时间来决定。这样当 K_∞ 由 1 变为 1.001 后,则反应堆的周期为

$$T = \frac{\bar{l}}{K - 1} = \frac{0.0849}{1.001 - 1} \approx 85\text{s}$$

它比不考虑缓发中子时的周期 0.11s 长得多了,这时中子增长的速度就可以通过控制棒进行控制了。

由此可知,缓发中子使反应堆的控制成为可能,但另一方面缓发中子的存在给中子动力学方程组的求解带来了很大的困难,因此中子动力学方程普遍使用数值计算。但是中子动力学方程组,由于缓发中子的存在而变为“刚性”方程,使用数值计算也非常费时。这样,对刚性的“处理”便成为中子动力学研究中的一个热点问题。

第二章 中子动力学方程

为了研究堆内中子增殖特性,必须根据堆内中子增殖的物理过程,建立数学模型。本章将从普遍的情况出发,先建立中子输运方程,再将其简化导出单能中子扩散方程,最后使用“点”模型的概念建立点反应堆中子动力学方程。这些方程是研究中子增殖特性的基础。

第一节 中子输运方程

不难理解,在反应堆内,在某一运动方向并具有某一能量的中子在某一位置与介质核发生散射相碰撞后,将会在另一位置,具有另一能量并在另一方向运动。这种过程称为中子输运过程,把研究中子输运过程的理论称为中子输运理论。在反应堆内,中子密度与介质核密度相比要小得多,因此中子在介质内运动时,中子与介质核相碰撞是主要的现象,而中子与中子的碰撞是非常少的,可以忽略不计,这样导出的中子输运方程便是线性的。

就单个中子来讲,它在介质内的运动,将不断地与介质核发生碰撞,其运动轨迹是杂乱无章的,它最终将被介质吸收或者从反应堆内泄漏出去。显然,这一过程是随机的,是非常复杂的。但是,我们感兴趣的问题并不是个别中子的运动规律,而是大量中子的运动规律,因而也可以像研究气体分子运动规律那样,研究大量中子的运动规律。这样也就可以导出与气体分子输运方程类似的方程,通常把它称为中子输运方程。

一、中子输运方程推导

堆内任一微体内中子数目是守恒的,这一守恒定理可用数学

模型表示如下：

$$\frac{\partial n}{\partial t} = \text{中子产生率 } Q - \text{中子泄漏率 } L - \text{中子移出率 } R \quad (2.1)$$

式中， $\frac{\partial n}{\partial t}$ 是中子密度随时间的变化率，当系统达到稳态时，它便为零。由(2.1)式可知，推导中子输运方程便转化为推导(2.1)式各边各项的表达式。

必须指出的是由于中子密度是空间位置 r 、能量 E 和其运动方向 Ω 的函数，所以在进一步推导(2.1)式右边各项的表达式时，要使用相空间 (r, E, Ω) 来描述。设空间某点 M ，其位置矢量为 r_0 。沿运动方向 Ω ，距离 M 点为 s 的 r 处，选择一个长度为 ds ，横截面积为 dA 的微体积元 dV ， $dV = ds \cdot dA$ ，参看图 2.1。

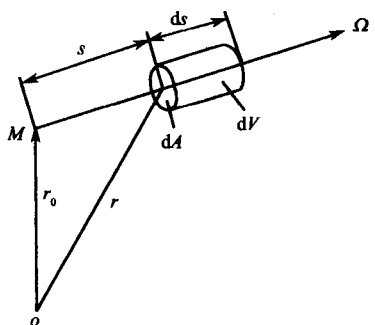


图 2.1 微体积元示意图

1. 泄漏率 L 表达式

在 t 时刻，能量在 E 到 $E + dE$ 之间而运行方向在 Ω 处的微立体角 $d\Omega$ 内的中子，每秒钟内通过微面元 dA 进入微体积元内的中子数为

$$\Phi(r_0 + s\Omega, E, \Omega, t) dA dE d\Omega \quad (2.2)$$