



西安交通大学
XI'AN JIAOTONG UNIVERSITY

“十一五”规划教材

核反应堆动力学

赵福宇 编著



西安交通大学出版社
XI'AN JIAOTONG UNIVERSITY PRESS

核反应堆动力学

赵福宇 编著



西安交通大学出版社
XI'AN JIAOTONG UNIVERSITY PRESS

内容简介

本书主要讨论热中子反应堆动力学有关的基本问题。全书内容共分为三篇。第一篇主要介绍热中子反应堆的中子动力学问题;第二篇主要介绍热工动力学问题;第三篇主要介绍核动力厂的动态特性问题。

本书可作为高年级学生和研究生教材,也可供从事核工程工作的工程技术人员和科学工作者参考。

图书在版编目(CIP)数据

核反应堆动力学/赵福宇编著. —西安:西安交通大学出版社,2011.8
ISBN 978-7-5605-3845-7

I. ①核… II. ①赵… III. ①反应堆动力学
IV. ①TL327

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2011)第 015917 号

书 名 核反应堆动力学
编 著 赵福宇
责任编辑 邹 林

出版发行 西安交通大学出版社
(西安市兴庆南路 10 号 邮政编码 710049)
网 址 <http://www.xjtpress.com>
电 话 (029)82668357 82667874(发行中心)
(029)82668315 82669096(总编办)
传 真 (029) 82668280
印 刷 西安新视点印务有限责任公司

开 本 727mm×960mm 1/16 印张 12.25 字数 225 千字
版次印次 2011 年 8 月第 1 版 2011 年 8 月第 1 次印刷
书 号 ISBN 978-7-5605-3845-7/TL·10
定 价 19.00 元

读者购书、书店添货如发现印装质量问题,请与本社发行中心联系、调换。

订购热线:(029)82665248 (029)82665249

投稿热线:(029)82664954

读者信箱:jdlgy@yahoo.cn

版权所有 侵权必究

前 言

核反应堆动力学研究和分析核反应堆内中子动力学行为,是一门综合性很强的边缘学科。堆内中子动力学特性与反应堆物理、反应堆热工、反应堆结构和反应堆控制密切相关,通过研究可为反应堆设计、安全分析和控制提供必要的理论基础。

核反应堆中存在着出现于毫秒至秒时间间隔内的短时间现象,也存在着出现于几小时或几十小时内的中等时间现象,还存在着若干月内或若干年内变化的长时间现象,因而是一个多时标的复杂动态过程和反馈过程。短时间现象包括了核反应堆系统的预期变化或意外变化引起的中子通量密度的快速变化,这些变化通过反馈还会影响中子通量密度变化。这样的中子密度瞬变,对核反应堆事故分析和核反应堆安全,核反应堆运行(起动、停堆、负荷变化),堆内中子通量密度变化的稳定性是至关重要的,因而本书主要关注这类动态现象。

热中子反应堆内可裂变同位素的燃耗和积累;各种裂变产物的积累和消耗;堆内的时空动力学以及核、热耦合动力学等问题,考虑到本书主要为高年级本科生教材,这些内容将不涉及。

由于国内相同或类似的教材很少,加之作者水平和经验有限,书中的有关章节参考或引用了国内外学者的有关部分,这些书目在参考文献中已列出,在此深表谢意。吴宏春教授对教材初稿提出了许多修改意见,在此一并表示谢意。

本书综合性很强,涉及内容广泛,由于作者水平和经验所限,不足之处在所难免,欢迎读者批评指正。

作者

2010年12月

目 录

前言

第一篇 核反应堆中子动力学

第 1 章 中子动力学基本概念	(1)
1.1 中子动力学的基本概念	(1)
1.2 缓发中子	(2)
1.3 瞬发临界	(6)
1.4 反应堆周期	(7)
1.5 反应性	(9)
第 2 章 点堆动力学方程	(14)
2.1 点堆动力学方程	(14)
2.2 倒时方程	(17)
2.3 次临界的中子增殖特性	(23)
2.4 点堆动态方程的近似解	(33)
第 3 章 反应堆的逆动态分析方法	(54)
3.1 逆动态方程	(54)
3.2 逆动态方程的解及其应用	(55)
第 4 章 超临界瞬态变化	(58)
4.1 超缓发临界瞬变	(58)
4.2 超瞬发临界瞬变	(62)
第 5 章 反应堆的传递函数	(68)
5.1 零功率反应堆的传递函数	(68)
5.2 分布参数反应堆的传递函数	(74)
5.3 具有反馈的反应堆的传递函数	(78)
第 6 章 反应堆稳定性分析	(80)
6.1 反应堆线性系统稳定性	(80)
6.2 反应堆非线性系统稳定性	(102)

6.3 谏布诺夫第二方法在反应堆系统稳定性分析中的应用	(108)
-----------------------------------	-------

第二篇 热工动力学

第1章 基本概念	(115)
1.1 系统的静力学特性和动力学特性	(115)
1.2 热力系统的主要特点	(116)
1.3 热力系统的一般建模方法	(117)
第2章 分布参数热工环节动力学特性	(119)
2.1 单相热工环节一维动力学模型	(119)
2.2 双相热工环节一维动力学模型	(126)
第3章 集总参数热工环节模型	(133)
3.1 单相集总参数对象动力学模型	(133)
3.2 两相集总参数对象动力学模型	(136)
3.3 分布参数热工对象的集总参数化动力学模型	(147)

第三篇 核动力厂的动态特性

第1章 核动力厂稳态调节方案	(157)
第2章 集中参数核动力厂的传递函数	(162)
2.1 核动力厂简化模型	(162)
2.2 系统各主要组成部分的微分方程	(162)
2.3 系统各主要组成部分的传递函数	(166)
第3章 简单核动力厂的动态特性分析	(170)
第4章 分布参数核动力厂的传递函数	(174)
4.1 分布参数环节的动态微分方程	(174)
4.2 主回路热力系统的传递函数	(176)
4.3 压水堆系统的动态特性	(183)
参考文献	(189)

第一篇 核反应堆中子动力学

第 1 章 中子动力学基本概念

核反应堆中子动力学的研究对象是反应堆内中子的动态行为。主要讨论反应性变化时堆芯内中子密度等有关参数与时间的关系。

本章主要内容是介绍与堆内中子动力学特性有关的物理过程及物理量的定义。显然,掌握反应堆动态特性对反应堆控制、安全设计和安全运行都是至关重要的。

1.1 中子动力学的基本概念

设 t 时刻堆内平均中子密度为 $n(t)$, 堆内有效增殖因数为 k , 经过一代增殖为 $kn(t)$, 净增加 $n(t)(k-1)$, 如果堆内瞬发中子的平均寿命(即平均每代时间)为 l_0 , 则堆内中子密度的变化率为

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{k-1}{l_0} n(t) \quad (1-1)$$

如果 k 是阶跃变化, 则 $t \geq 0$ 后 k 为常数, 式(1-1)积分后得

$$n(t) = n_0 \exp\left(\frac{k-1}{l_0} t\right) \quad (1-2)$$

式中: n_0 为 $t=0$ 时的中子密度, l_0 恒为正, 则堆内中子密度规律随时间的变化规律如图 1-1 所示。

当 $k > 1$ 时, 反应堆处于超临界状态, $n(t)$ 将按指数规律随 t 增长; 当 $k < 1$ 时, 反应堆处于次临界状态, $n(t)$ 将按指数规律衰减; $k=1$ 时, 反应堆处于临界状态, 中子密度达到动态平衡, 中子密度不变。

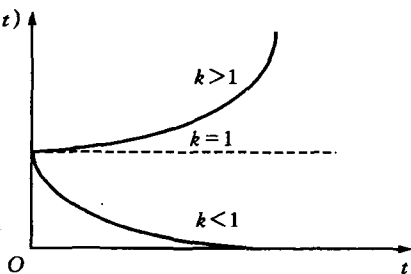


图 1-1 反应堆内中子密度随时间的变化

1.2 缓发中子

在核反应堆静态问题中,认为瞬发中子和缓发中子是没有区别的,它们共同组成总的裂变中子。发射某些裂变中子(如发射缓发中子)的实际情况,并不影响核反应堆静态问题。然而,小份额的、裂变后1秒钟至几分钟产生的裂变中子,可以强烈地影响中子通量密度与时间的关系。即使这部分的裂变中子很少,但是它们仍然能够在许多核反应堆动态学现象中起主要作用。因此必须仔细地研究缓发中子的产生问题。

在装载核燃料 $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 、较深燃耗下的热中子反应堆中,和在装载核燃料Pu的快中子反应堆中,一些同位素对缓发中子的产生的贡献是相当大的。因此,必须研究可裂变同位素的缓发中子特性。在快中子反应堆中,裂变反应是由能区很宽的中子引起的,所以在快中子反应堆中,问题变得更为复杂。

1.2.1 核裂变中瞬发中子和缓发中子的产生

几乎所有由于核裂变过程产生的中子,都是瞬时发射的,即没有明显延迟地发射。瞬发中子是由核裂变过程后的直接裂变产物立即发射的,这是因为裂变产物核的激发能,通常较中子的分离能量(即中子结合能 E_{Bn})大得多。这种激发态的典型衰变时间可以是 10^{-15} s 或更小,这样短的时间是可以忽略的。

由于激发能 E^* 大于中子的结合能,所以存在着发射中子还是发射 γ 射线的问题,这就导致了1次核裂变事件中发射的中子实际数离散度很大的问题。某些裂变产物,可以以一定的几率只通过发射 γ 射线失去其激发能。而在另外的情况下,1次裂变事件发生后,可以发射瞬发中子失去其激发能。

某些裂变产物核可以衰变为其激发能大于中子结合能的子核,即在 β 衰变之后,这样的核可以立刻发射1个中子,该中子的发射,已经延迟了此核经过 β 衰变时所用的相当长的时间。实际上,缓发中子的整个缓发时间有两部分: β 衰变时所需用的时间,以及实际的中子发射所需要的时间,中子发射时间是很短的、可以忽略不计的。另外,某些 β 衰变可以导致发射体中核激发态高于 E_{Bn} ,在这样的激发态下的发射体核,才有可能发射1个中子,或改换发射 γ 量子,并暂时呈现低于 E_{Bn} 的激发态。因此,并非所有可能的先驱核素核衰变都会导致缓发中子产生。由于只是这些真正产生缓发中子的母核的衰变与核反应堆动力学有关,所以将先驱核素定义为只是产生缓发中子的那部分的母核。

因此,在先驱核素核衰变成发射体核以后的缓发中子的产生过程中,缓发中子发射体核中的激发能与中子结合能之差通常远低于高激发的直接裂变产物核中的

激发能与中子结合能之差。因此,与瞬发中子相比,平均来讲,缓发中子是在明显较低的能量下发射的。

1.2.2 缓发中子的产额

每次核裂变平均产生的中子总数 ν (包括瞬发中子 ν_p 和缓发中子 ν_d), 用相应的中子产额表示为

$$\nu = \nu_p + \nu_d \quad (1-3)$$

通常用 β 表示缓发中子份额, 即

$$\beta = \frac{\nu_d}{\nu} \quad (1-4)$$

图 1-2 示意地表示出了 ^{235}U 和 ^{239}Pu 的 ν_d 与能量的关系, 可以看出, 在低于大约 4 MeV 下的 ν_d , 显然和能量是没有关系的。在较高的能量下, $\nu_d(E)$ 降低。由于产生高于 4 MeV 的缓发中子的份额极小, 所以在中子动力学计算的整个能区内, 都假定入射中子能量与 ν_d 无关。

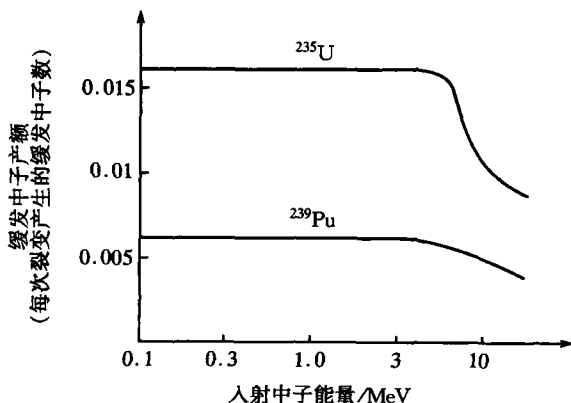


图 1-2 ^{235}U 和 ^{239}Pu 的缓发中子产额与能量的关系

对于不同的裂变同位素, 其缓发中子总产额 ν_{di} 是明显不同的。

表 1-1 给出最重要的铀和钚同位素的缓发中子总产额。

表 1-1 缓发中子总产额

裂变核素	ν_d
^{233}U	0.0070 ± 0.0004
^{235}U	0.0165 ± 0.0005

续表 1-1

裂变核素	ν_d
^{236}U	0.0412 ± 0.0017
^{239}Pu	0.0063 ± 0.0003
^{240}Pu	0.0088 ± 0.0006
^{241}Pu	0.0154 ± 0.0015
^{242}Pu	0.016 ± 0.005

1.2.3 缓发中子有效份额

在大约 500 种不同裂变产物核素中,大约有 40 种具有产生缓发中子发射体所需要的特性。所有 40 种的前驱核素都有不同的寿期,因此相应的中子在不同的缓发时间下产生。先驱核素寿期的不同,将使得其相应的缓发中子对随时间变化的中子通量密度的影响也是不同的。对于这个特性,用先驱核衰变的缓发中子组的衰变常数来描述。表 1-2 给出不同先驱核素的衰变常数。

表 1-2 各种同位素的前驱核素衰变常数(6 缓发群)的比较(衰变常数单位: s^{-1})

缓发中子群	^{239}Pu	^{240}Pu
1	0.0129 ± 0.0002	0.0129 ± 0.0004
2	0.0311 ± 0.0005	0.0313 ± 0.0005
3	0.134 ± 0.003	0.135 ± 0.011
4	0.331 ± 0.012	0.333 ± 0.031
5	1.26 ± 0.12	1.36 ± 0.21
6	3.21 ± 0.26	4.04 ± 0.78
缓发中子群	^{236}U	^{236}U
1	0.0132 ± 0.0003	0.0127 ± 0.0002
2	0.0321 ± 0.0006	0.0317 ± 0.0008
3	0.139 ± 0.005	0.115 ± 0.003
4	0.358 ± 0.014	0.311 ± 0.008
5	1.41 ± 0.07	1.40 ± 0.081
6	4.02 ± 0.21	3.87 ± 0.37

缓发中子发射体的激发能较瞬发中子发射体的激发能小得多。瞬发中子的平

均能量接近 2MeV,其能谱甚至延伸超过 10 MeV 处,而发射的缓发中子的平均能量要小得多,因此缓发中子能谱较瞬发中子能谱软。

由于缓发中子初始能量平均值约为 0.4 MeV,比瞬发中子的平均能量约为 2 MeV低,因而在慢化成热中子的过程中,缓发中子的不泄漏几率大于瞬发中子的不泄漏几率,考虑缓发中子能量效应后,把每个 β_i 都用有效份额 $\beta_{\text{eff},i}$ 来代替。如果燃料是由同位素的混合物组成的,则 β_i 等于用每种同位素放出的裂变中子数权重的各裂变核的缓发中子份额的平均值。例如,假定一热中子反应堆的燃料是同位素 ^{235}U 和 ^{238}U 的混合物,从快中子增殖因数的定义可知,对热裂变放出一个中子总共有 ϵ 个快中子产生,因此,对每个裂变快中子有 $1/\epsilon$ 个中子是由 ^{235}U 热裂变放出来的,有 $(1-1/\epsilon)$ 个中子是由 ^{238}U 快裂变放出来的,于是混合物的 $\beta_i = \beta_{i5}/\epsilon + \beta_{i8}(\epsilon-1)/\epsilon\nu_5$ 。

如果考虑到燃料的铀钚转化,则在权重 β_i 时还将涉及 ^{239}Pu 的热裂变。由于 ^{239}Pu 的缓发中子份额很小, $\beta_9 = 0.0021$, 因此,随着压水堆燃耗的加深, ^{239}Pu 逐渐积累, β 值将不断下降从而 β_{eff} 不断减小。例如,某压水堆在运行初期 $\beta_{\text{eff}} = 0.0070$, 而在运行末期 $\beta_{\text{eff}} = 0.0057$ 。

在热堆中,由于瞬发中子比缓发中子需要较长的慢化时间,瞬发中子的平均快泄漏概率比缓发中子的来得大,缓发中子引起核裂变的概率要大一些。换句话说,缓发中子具有较高的价值。这个效应,每组缓发中子具有不同的快中子不泄漏概率 P_i^s 和逃脱共振俘获几率 p^i 来加以考虑,即对点堆动力学方程中的参数 β_i 加以修正,即

$$\beta_{\text{eff},i} = \frac{\beta_i p^i P_i^s}{(1-\beta) p P_i^s + \sum_i \beta_i p^i P_i^s} \quad (1-5)$$

$$\beta_{\text{eff}} = \sum_{i=1}^6 \beta_{\text{eff},i}$$

β_{eff} 通常称为有效缓发中子份额。对于小的热堆, β_{eff} 可能比 β 大 20%~30%。而对于快堆,情况正好相反,因为缓发中子的能量通常在快裂变阈能以下。

1.2.4 缓发中子的作用

铀核裂变放出的中子,99%以上是在裂变后 $10^{-17} \sim 10^{-14}\text{s}$ 的极短时间内发射出来的,称为瞬发中子;另外不足 1%的中子,是在裂变后由裂变碎片在大约零点几秒到几分钟之间陆续发射的。由裂变碎片在进行放射性衰变的过程中释放出来的这部分中子称为缓发中子。缓发中子占裂变中子的份额虽小,但对反应堆的控制起着重要作用。

只有瞬发中子的情况,堆内中子的平均寿命就是瞬发中子平均寿命 l_0 ,它等于

瞬发中子的平均慢化时间 t_s 与热中子的平均扩散时间 t_d 之和, 通常 $t_s \ll t_d$ (对于水堆 $t_s \approx 10^{-6} \text{ s}$, $t_d \approx 10^{-4} \text{ s}$), 故 $l_0 = t_s + t_d \approx t_d$ 。

例如一个以二氧化铀为燃料的压水堆, 开始一直处在临界状态, 阶跃改变到 $k=1.001$, $l_0=1.1 \times 10^{-4} \text{ s}$, 在 k 跃变后第 1 秒末堆内中子密度增加的倍数为

$$\frac{n(1)}{n_0} = e^{\frac{k-1}{l_0} t} = \exp\left(\frac{1.001-1}{1.1 \times 10^{-4}} \times 1\right) \approx 8.9 \times 10^3 \quad (1-6)$$

堆内中子密度增加近一万倍, 如此快的增长速度, 反应堆实际上是无法控制的。

如果考虑到缓发中子的存在, 上述局面就会有所改变, 使反应堆易于控制。不同的裂变物质, 每次裂变放出的缓发中子数也不同。对于热中子裂变而言, 以 ^{235}U 放出的缓发中子最多, 占裂变中子的 0.65%; ^{233}U 次之, 占 0.26%; ^{239}Pu 最少, 占 0.21%。因此, 用 ^{235}U 做燃料的反应堆最有利于控制, ^{233}U 次之, ^{239}Pu 最不利于控制。

考虑了缓发中子后, 中子的每代时间就大大增长了。因为第 i 组缓发中子循环一次所需要的时间是 $t_i + t_s + t_d \approx t_i$ (注意到 $t_s + t_d \ll t_i$), t_i 为第 i 组缓发中子先驱核的平均寿命, 在 n 个裂变中子内第 i 组缓发中子占有 $n\beta_i$ 个, 瞬发中子循环一次的时间是 l_0 , 在 n 个裂变中子内瞬发中子占有 $n(1-\beta)$ 个, 这时, 中子的每代时间 $\bar{l}$ 应该是 n 个裂变中子循环一次平均所需要的时间, 即

$$\bar{l} = \frac{n(1-\beta)l_0 + \sum_i n\beta_i t_i}{n} = (1-\beta)l_0 + \sum_i \beta_i t_i \approx \sum_i \beta_i t_i \quad (i=1, 2, 3, \dots, 6) \quad (1-7)$$

对 ^{235}U 来说, $\sum_i \beta_i t_i = 0.0848 \text{ s}$, 即考虑缓发中子后中子的每代时间增长近 848 倍。现在仍以 $k=1.001$, 而 $\bar{l} \approx 0.0848 \text{ s}$, 再看 k 跃变后第 1 秒末堆内中子密度的变化。把这些数据代入式(1-6)可得 $n(1)/n(0) \approx e^{0.0118} \approx 1.0118$, 即只增长了百分之一, 这样的变化速度完全来得及控制, 也是安全的。因此, 反应堆控制实际上是利用了缓发中子的作用, 虽然它比例很小, 但在控制反应堆方面却是不可忽视的。

1.3 瞬发临界

缓发中子决定中子密度(或堆功率)的增长率是有条件的。

若上一代有 n 个中子, 那么经过一次循环后, 新一代的中子内瞬发中子数为 $nk(1-\beta)$, 缓发中子只有 $nk\beta$ 个, 现在 k 大到这样一个数值, 使新一代内瞬发中子

的数量 $n(1-\beta)k$ 就比上一代的中子总数还多, 即 $n(1-\beta)k \geq n$, 那么链式反应仅由瞬发中子本身就可以维持下去, 而不用考虑缓发中子的作用了。这时维持链式反应的中子循环一次的时间(每代时间)仍为 l_0 , 中子数会急剧增加, 这样的反应堆是无法控制的。

仅瞬发中子就能使链式和系统达到临界, 称作瞬发临界。根据以上分析, 反应堆瞬发临界的条件是

$$k(1-\beta)n = n \quad (1-8)$$

$$k = \frac{1}{1-\beta} \quad (1-9)$$

又因为

$$k = \frac{1}{1-\rho}$$

比较式(1-8)和式(1-9)可知反应性表示的瞬发临界条件是

$$\rho = \beta$$

一旦反应堆进入瞬发临界状态, 缓发中子就不起作用了, 这时反应堆处于危险而无法控制的局面, 就会发生核事故。因此, 在反应堆运行中必须绝对避免出现瞬发临界。 $\rho = \beta$ 则是堆内所允许的反应性的极限值。在实际操作上, 为了留有余地, 通常限定 $\rho < 0.5\beta$, 使缓发中子的作用能够充分发挥, 以保证反应堆运行的安全。当 $\rho = 0$ 时又称缓发临界, 即反应堆要达到临界状态缓发中子必须参与并作出贡献。

1.4 反应堆周期

反应堆内中子通量密度按指数规律改变 e 倍所需要的时间, 称为反应堆(稳定)周期, 记作 T , 由下式确定

$$n(t) = n_0 e^{t/T} \quad (1-10)$$

因为按式(1-10), $t+T$ 时的中子密度为

$$n(t+T) = n_0 \exp[(t+T)/T] = n(t)e \quad (1-11)$$

显然, 反应堆周期可以描述堆内中子密度的变化速率。有时为实际使用方便起见, 在中子通量密度按指数规律上升的反应堆里, 中子通量密度增长一倍所需要的时间, 称为倍周期或倍增周期, 用 T_d 表示为

$$n(T_d)/n_0 = \exp(T_d/T) = 2 \quad (1-12)$$

所以

$$T_d = T \ln 2 = 0.693T$$

常用中子密度相对变化率的倒数, 直接定义为反应堆瞬时周期, 即

$$T(t) = \frac{n(t)}{dn(t)/dt} \quad (1-13)$$

$$\text{或} \quad \frac{1}{T(t)} = \frac{1}{n(t)} \frac{dn(t)}{dt} = \frac{d}{dt} \ln n(t) \quad (1-14)$$

将式(1-14)积分得

$$n(t) = n_0 \exp \left[\int_0^t \frac{1}{T(t')} dt' \right] \quad (1-15)$$

有时,把式(1-13)作为 t 时刻反应堆周期的基本定义。实验测定反应堆周期的仪表,就是按照这个定义设计的。当中子密度变化按稳定周期变化时,瞬时周期就与式(1-10)确定的周期一致了。式(1-14)也称为反应堆的倒周期,即

$$\omega(t) = 1/T(t) \quad (1-16)$$

按式(1-13), T 可正可负,与 $dn(t)/dt$ 同号,中子密度增长时有正周期;反之有负周期,中子密度变化越快, T 越小,反之越大;当中子水平达到稳定时, $T \rightarrow \infty$ 。因式(1-13)不涉及中子变化的具体规律,故上述周期的关系式有普遍意义。

正因为反应堆周期的符号和大小可以反映堆内中子增减变化的情况,所以在反应堆实际运行,特别是启动时,它便成了一个被密切监督和控制反应堆的重要参数。为此,通常在反应堆控制台上都装有专用的周期指示仪。而且,为了不使中子增长过快以确保核安全,特别是在启堆时,须严格限制棒的提升速度和总量,以保证周期不致过小。一般都将周期限制在 30 s 以上。与此相应,堆上还装有周期保护系统,当反应堆因操作失误或控制失灵而出现短周期时,周期保护系统即自动动作,强迫控制棒反插以使 k 迅速变小。如果出现更短的周期,该保护系统将使全部安全棒快速下落,实现紧急停堆。

假定堆内中子密度按式(1-2)变化,比较式(1-2)及(1-10)可得

$$T = \frac{l_0}{k-1} \quad (1-17)$$

对于一给定的反应堆, l_0 有确定的数值,周期即由 k 决定。当 $k > 1$, 中子密度随 t 增长,有正周期 $T > 0$; $k < 1$, 中子密度随 t 减少,有负周期 $T < 0$; $k = 1$, 中子密度不变, $T \rightarrow \infty$ 。当然,这里所说的超临界、次临界与反应堆正负周期的对应关系,只在式(1-2)成立时才正确,并无普遍意义。例如,在必须考虑外中子源影响的反应堆启动过程中,临界时也可以有几十秒的正周期而不趋于 ∞ 。

仍以二氧化铀为燃料的压水堆为例, $l_0 = 1.1 \times 10^{-4}$ s, $k = 1.001$, 则按式(1-17)可得 $T = 0.11$ s, 这是一个非常危险的数字。若按 $\bar{l} \approx 0.0849$ s, $k = 1.001$, 则 $T \approx 85$ s。由此可见,当 k 增加 $0.001 \approx 0.1538\beta$ 时,缓发中子起了作用,反应堆是可控的。

1.5 反应性

1.5.1 反应性定义

在反应堆的物理中,许多问题都是以临界态为基准的,通常用反应性 ρ 来表示系统偏离临界的程度,它定义为

$$\rho = \frac{k-1}{k} \quad (1-18)$$

这里 $\rho=0$ 与临界态 $k=1$ 相对应。在许多情况下,只讨论临界态附近的问题, k 与 1 十分接近,故 ρ 可以近似写成

$$\rho \approx k-1 \quad (1-19)$$

习惯上,反应性 ρ 的单位有: $\Delta k/k$, Δk , $\$$ (元)。

如果反应性 $\rho=1\beta$,则我们称反应性为 1\$,即\$是反应性 ρ 与缓发中子的总份额 β 的比值,1\$=100分;由于上述的反应性单位在实用中还显太大,所以在 PWR 中,常常使用 PCM 来作为反应性的单位[1PCM= $10^{-5}\rho(\Delta k/k)$];CANDU 反应堆中常用 mk 来作为反应性的单位,1mk= $10^{-3}\rho(\Delta k/k)$ 。

在反应堆运行中,通过测量周期来确定反应性是最常用的一种方法。测量是在反应堆处于超临界状态下进行的。根据中子密度随时间变化的曲线确定反应堆周期。然后查根据倒时方程计算出来的周期反应性曲线,即可得到相应于该周期的反应性大小。图 1-3 给出了该倍周期与反应性的关系曲线。例如,若测得一个+20 s 的倍周期,根据曲线就可以查得相当引入一个+150 PCM 的反应性。

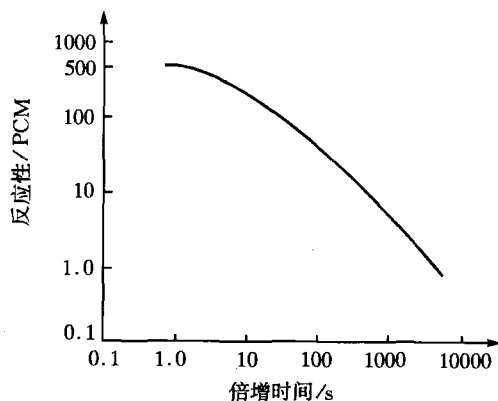


图 1-3 倍周期与反应性的关系曲线

以上反应性 $\rho = \frac{k-1}{k}$ 的表示式是

应用在 k 接近于 1 (偏离临界小) 的情况;但对于假设有几个反应性或 k 偏离 1 较大的情况,美国西屋公式推荐应用对数形式表示:

$$\Delta\rho = \ln \frac{k_2}{k_1} \quad (1-20)$$

例如, $k=0.95$, 则反应性按 $\rho = \frac{k-1}{k}$ 表示可得

$$\begin{aligned}\rho &= \frac{k-1}{k} = \frac{0.95-1}{0.95} = -0.05263 \Delta k/k \\ &= -5.263\% \Delta k/k \\ &= -5263 \text{ PCM}\end{aligned}$$

但如果应用对数表示式(1-20)计算 $\Delta\rho$, 则

$$\begin{aligned}\Delta\rho &= \ln \frac{k_2}{k_1} \quad (\text{其中 } k_1 = 1.0) \\ &= \ln \frac{0.95}{1.00} \\ &= -0.05129 \Delta k/k \\ &= -5129 \text{ PCM}\end{aligned}$$

很明显, 应用两种不同表示方式计算所得结果是不相同的。

数学上可以推证, 当 k 接近于 1 时, 两种表示形式所确定的反应性很相近。

若反应堆开始是处在停堆状态, $k_1=0.95$, 现操纵员欲使反应堆向超临界过渡到 $k_2=1.002$, 试问操纵员应向反应堆添加的反应性为

以式(1-20)表示计算

$$\begin{aligned}\rho_1 &= \frac{k_1-1}{k_1}, \quad \rho_2 = \frac{k_2-1}{k_2} \\ \Delta\rho &= \rho_2 - \rho_1 = \frac{k_2 - k_1}{k_1 \cdot k_2} = 5460 \text{ PCM}\end{aligned}$$

对数表达式结果为

$$\Delta\rho = \ln \frac{1.002}{0.95} = 5329 \text{ PCM}$$

1.5.2 剩余反应性

考虑到核电厂的运行要求, 反应堆的燃料装载得具有一定的储备, 所以 k 大于 1。此时反应堆的反应性 ρ 大于 0, 以保证反应堆运行一定时间。此时的反应性 ρ 称之为剩余反应性, 也称过剩反应性, 记作 ρ_{ex} 。

现引进剩余有效增殖因数 k_{ex} , 其定义为

$$k_{\text{ex}} = k - 1 \quad (1-21)$$

如果将式(1-21)两端同除以 k , 则得

$$\rho = \frac{k-1}{k} = \frac{k_{\text{ex}}}{k} \quad (1-22)$$

当反应堆接近临界时, 式(1-22)右端近似表示为 k_{ex} , 此时的反应性, 也即堆的过

剩反应性与 k_{ex} 数值上近似相等。如果 $k=1.001, k_{\text{ex}}=0.001$, 此时 $\rho_{\text{ex}} \doteq 0.001$ 。但如果 k 数值较大时, 其对数表示形式为

$$\rho_{\text{ex}} = \ln \frac{k}{k_0} \quad (1-23)$$

因为反应堆临界时 $k_0=1$, 所以

$$\rho_{\text{ex}} = \ln k \quad (1-24)$$

例如一座典型压水堆核电厂, 其第一循环的 $k=1.26$, 因此剩余增殖因数 $k_{\text{ex}}=0.26$, 或 $26\% \Delta k$ 。在这个循环寿期末, k 减小到 1.05 , 即 $k_{\text{ex}}=0.05$ 或 $5\% \Delta k$ 。如果以反应性表示, 则寿期初的剩余反应性 ρ_{ex} 应为

$$\begin{aligned} \rho_{\text{ex}} &= \ln \frac{1.26}{1.00} = 0.2311 \Delta k / k \\ &= 23110 \text{ PCM} \end{aligned}$$

寿期末时为

$$\begin{aligned} \rho_{\text{ex}} &= \ln \frac{1.05}{1.00} = 0.04879 \Delta k / k \\ &= 4879 \text{ PCM} \end{aligned}$$

应该指出, 当 k 接近于 1 时, 其反应性数值 ρ 几乎等于 k_{ex} 值; 但当 k 不接近于 1 时, 通常多用 k_{ex} , 即 Δk , 此时它不是剩余反应性 ρ_{ex} 的近似值。上例中已见到明显差别了。当 $k=1.26$ 时, $k_{\text{ex}}=\Delta k=0.26$, $\rho_{\text{ex}}=0.2311$, k_{ex} 与 ρ_{ex} 数值上可差 0.0289 ; 当 $k=1.05$ 时, $k_{\text{ex}}=\Delta k=0.05$, $\rho_{\text{ex}}=0.04879$, k_{ex} 与 ρ_{ex} 数值上差别为 0.00121 。

1.5.3 停堆深度的定义

在压水堆核电厂运行中, 都有停堆深度这一重要定义。在确定停堆深度时要用到停堆反应性这个量。停堆反应性是反应堆内控制棒、硼浓度、裂变毒物(氙等)和温度变化而引入的反应性量。

例如, 某压水堆核电厂稳定功率运行在 50% 满功率水平上, Xe 毒性已达平衡值, 临界棒位为控制棒 D 组 150 步, 临界硼浓度为 1000 ppm , 在此情况下停堆了, 停堆后两天硼浓度增至 1200 ppm , 计算此时停堆反应性。

(1) 停堆棒

正常运行时停堆棒均提出堆芯。

停堆后引入负反应性

$$\Delta \rho_{\text{停堆棒}} = -4130 \text{ PCM}$$

(2) 控制棒

停堆前控制棒组 A、B、C 均提至上限、D 组为 150 步。