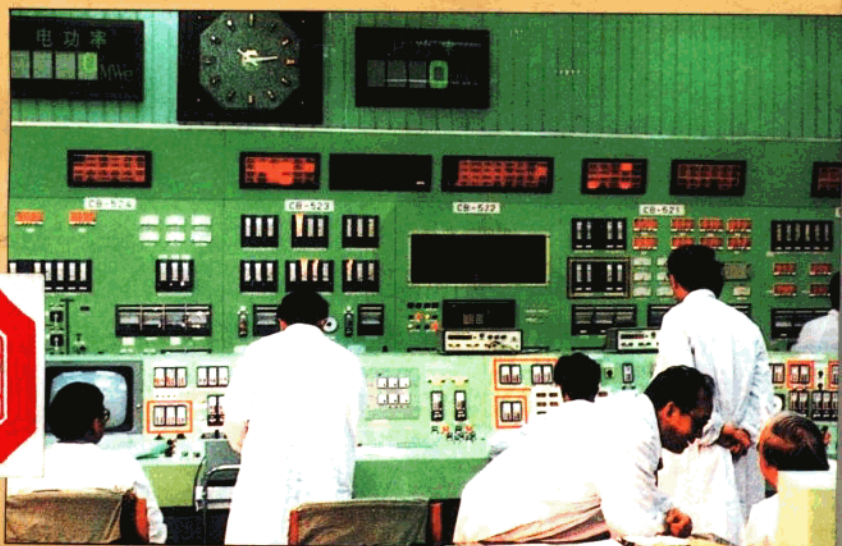


桑维良

编著

张建民

压水堆控制与保护监测



原子能出版社

前 言

本书介绍了压水堆控制与保护监测技术。

本书是在作者教学讲义的基础上编写的，内容是以900MW级压水堆核电站为背景，讲述核岛控制系统与保护系统。

全书共分七章。第一章讨论了反应堆控制的物理基础问题，概括地介绍了压水堆核电站，控制与保护系统，以及压水堆核电站控制系统设计的几个首要问题。第二章讨论了压水堆核电站的数学模型和动态特性，阐明了核电站作为控制对象所具有的特性。第三章围绕压水堆功率调节系统，着重介绍了压水堆运行时反应性控制手段：一回路冷却剂平均温度调节系统和冷却剂硼酸浓度调节系统。第四章重点分析和计算了堆芯燃料芯块不熔化和在失水事故条件下燃料组件包壳不烧毁，堆芯轴向功率分布保护运行范围，并结合核电站负荷运行方式，提出了压水堆实用运行保护范围和规则。第五章介绍核岛过程变量控制系统的设计原理、系统构成和控制保护特性。第六章主要介绍核电站核参数和过程变量测量系统以及放射性监测系统，包括测量方法、原理线路和工程实际问题。第七章较详细地讨论了压水堆核电站保护系统设计基础问题，介绍了紧急停堆保护系统和专设安全设施触发系统。

关于常规岛控制系统，如汽轮机调节系统等因与常规电站基本相同，本书略。本书亦没有详细讨论计算机在压水堆核电站的应用，读者有兴趣可查阅有关专著。

本书在各章内容上突出介绍设计原理、计算方法、系统构成等。在内容选择和安排上力求做到由浅入深、浅显易懂、尽量避免深奥的理论和公式推导。

应指出：本书虽以 900MW 级压水堆核电站为背景，但不是以某一特定核电站为依据，书中所列数据、系统的具体构成等，不可能与某些核电站完全相吻合。况且，随着科学技术的发展，核电站的控制与保护系统也在不断改进和发展。因此，阅读本书应着重理解原理和方法。

本书能得以出版，承蒙原子能出版社和孔昭育高级工程师的大力支持和帮助，在此表示深切的谢意。

由于作者水平有限，资料缺乏，工程实践不足，书中缺点和错误一定不少，敬请读者批评指正。

编 者

1991年8月于西安交通大学

目 录

前言	
第一章 绪论	1
1-1 反应堆控制的物理基础	1
1-1-1 反应堆的核物理基础	1
1-1-2 反应堆动态方程	4
1-1-3 裂变产物中毒	6
1-1-4 反应性温度系数	10
1-1-5 堆芯寿期与燃耗深度	13
1-2 压水堆核电站	15
1-3 压水堆控制与保护系统	21
1-4 压水堆反应性控制方法	22
1-5 核电站稳态运行方案	23
1-6 核电站负荷运行方式	28
第二章 压水堆及动力装置的动态特性	30
2-1 压水堆内部效应	30
2-2 压水堆自稳自调特性	32
2-3 核电站的数学模型	33
2-3-1 微分方程形式	35
2-3-2 传递函数形式	41
2-4 核电站的动态仿真与实验研究	43
第三章 压水堆功率调节系统	50
3-1 概述	50
3-2 压水堆功率调节系统总体框图	52
3-3 控制棒组件	54
3-3-1 控制棒组件描述	54
3-3-2 控制棒组件的分组和布置	55
3-3-3 控制棒的微分价值和积分价值	58
3-3-4 控制棒组件的移动程序	60

3-3-5 控制棒组件的调节带	63
3-4 三通道非线性调节器	64
3-5 控制棒驱动机构	70
3-6 逻辑控制装置与可控硅整流设备	72
3-7 控制棒位置监测系统	76
3-7-1 棒位传感器	76
3-7-2 棒位监测	79
3-8 闭锁系统“C”	81
3-9 硼酸浓度控制	83
3-9-1 化学与容积控制系统	83
3-9-2 硼酸浓度控制方式	86
3-9-3 稀释、加硼浓度和速率的确定	89
3-9-4 负荷变化的硼酸浓度控制	90
第四章 压水堆功率分布控制	94
4-1 引言	94
4-2 轴向功率分布的描述	95
4-3 影响轴向功率分布的因素	96
4-4 限制功率分布的有关准则	104
4-5 轴向功率分布保护区与运行范围	105
4-5-1 常轴向偏移控制法	105
4-5-2 $P-\Delta I$ 运行保护梯形	107
4-6 常轴向功率偏移控制下的运行控制	109
4-7 轴向功率分布监测与控制框图	112
4-7-1 轴向功率分布监测线路	112
4-7-2 轴向功率分布控制框图	113
第五章 过程变量控制系统	115
5-1 蒸汽旁通控制系统	115
5-1-1 旁通阀及运行方式	115
5-1-2 旁通阀允许开启和闭锁条件	116
5-1-3 蒸汽旁通控制	117
5-1-4 大气排放控制	119
5-2 稳压器压力和水位调节系统	119

5-2-1	稳压器的描述	120
5-2-2	稳压器的数学模型和动态特性	122
5-2-3	稳压器压力调节系统	126
5-2-4	稳压器水位调节系统	130
5-3	蒸汽发生器水位调节系统	133
5-3-1	引言	133
5-3-2	立式U形管自然循环蒸汽发生器	134
5-3-3	蒸汽发生器数学模型和动态特性	135
5-3-4	蒸汽发生器给水调节系统	139
5-3-5	主给水泵转速调节系统	143
第六章 压水堆检测仪表系统		145
6-1	引言	145
6-2	核探测器	145
6-2-1	中子探测器	145
6-2-2	核辐射探测器	152
6-3	核功率测量系统	155
6-3-1	源区段测量	156
6-3-2	中间区段测量	160
6-3-3	功率区段测量	162
6-4	堆芯仪表系统	166
6-4-1	堆芯温度测量	166
6-4-2	堆芯中子通量密度测量	167
6-5	过程参数检测仪表系统	174
6-5-1	一回路冷却剂温度测量	175
6-5-2	一回路冷却剂流量测量	176
6-5-3	一回路冷却剂回路压力测量	178
6-5-4	反应堆压力容器水位测量	178
6-5-5	一回路冷却剂硼浓度测量	182
6-6	燃料元件破损检测系统	184
6-7	核电站放射性监测系统	189
第七章 压水堆保护系统		191

7-1	引言	191
7-2	保护系统设计的一般原则	192
7-3	事故工况等级	193
7-4	安全极限和保护参数停堆整定值	195
7-5	安全逻辑	197
7-5-1	符合逻辑	197
7-5-2	安全逻辑结构	199
7-5-3	安全逻辑示例	200
7-6	安全联锁	201
7-7	堆芯保护	206
7-7-1	概述	206
7-7-2	$(T_{\text{c}}, \Delta T)$ 保护曲线图	207
7-7-3	超温 ΔT 和超功率 ΔT 保护曲线图及线路	215
7-7-4	$(P, \Delta I)$ 保护梯形	218
7-8	堆芯核功率保护线路	219
7-9	一回路保护	224
7-10	紧急停堆保护系统	228
7-11	专设安全设施触发系统	231
7-11-1	引起专设安全设施动作的主要故障	231
7-11-2	专设安全设施的 动作信号及逻辑功能	232

第一章 绪 论

1-1 反应堆控制的物理基础

1-1-1 反应堆的核物理基础

在链式反应过程中， ^{235}U 原子核受到中子轰击发生裂变反应后，可产生2~3个快中子和一定量的裂变碎片。一个原子核裂变时约放出 200MeV 的能量，而且这些能量主要是通过裂变碎片的动能形式转化为热能。热能通过燃料元件包壳传给冷却剂，使冷却剂温度升高。当冷却剂流量一定时，冷却剂平均温度就反映了裂变释放出来的能量，即反应堆功率。

反应堆根据不同的用途，可分为研究堆、生产堆和动力堆。动力堆控制的目的在于使核链式反应在堆芯中按预定要求控制进行，并利用核裂变释放出来的热能发电、作机械功或供热。

1. 临界条件

链式反应的开始是由一个铀-235 核俘获一个热中子发生裂变，平均产生 2.5 个快中子。快中子在慢化过程中，由于非裂变材料的吸收和泄漏只有约 1.6 个成为热中子。再经过扩散，又有一部分被吸收和泄漏，最后能有一个、少于一个或者多于一个的热中子被铀-235 俘获产生新的裂变。于是出现三种可能状态：临界状态、次临界状态和超临界状态。首先引入有效增殖因数 k_{eff} ：

$$k_{eff} = \frac{\text{每代裂变产生的中子总数}}{\text{每代(被核燃料、慢化剂、冷却剂、非裂变材料)吸收和泄漏的中子总数}}$$

(1) 当 $k_{eff} = 1$ 时，为临界状态。表示在每次裂变过程中产生

的中子数正好等于泄漏中子数加上吸收中子数。中子循环达到平衡，当然这种平衡可以在不同的中子数目下达到。中子数目不同则反映堆功率水平不同。也就是说，在不同功率水平下都可以实现这种平衡。只有满足这样的平衡条件，裂变反应才能自持下去。反应堆在正常稳态运行时处于临界状态。

(2) 当 $k_{eff} > 1$ 时，为超临界状态。表示产生的中子数除去被非裂变材料吸收的中子数和泄漏中子数所剩的将产生下次裂变的中子数多于前次产生裂变的中子数。例如设 $k_{eff} = 1.02$ ，若第一代中子为 100 个，则第二代为 102 个，第三代为 104 个，……堆芯的中子越来越多。反应堆在启动或提升功率过程中，处于超临界状态。

(3) 当 $k_{eff} < 1$ 时，为次临界状态。即产生的中子数目还不如消耗的多，实际能产生下次核裂变的热中子一代比一代少。堆芯总的链式反应越来越弱，堆芯中子总数会越来越来少，随之功率将下降。因此，在功率下降或停堆过程中反应堆处于次临界状态。

在研究反应堆变工况运行时，最关心的是在稳态运行工况下出现变化的那部分量。于是引入反应性 ρ 的概念：

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

反应性是一个表征链式反应介质或系统偏离临界程度的参数。显然，当 $\rho = 0$ 时，反应堆处于临界状态 ($k_{eff} = 1$)； $\rho > 0$ 时，反应堆处于超临界状态 ($k_{eff} > 1$)；当 $\rho < 0$ 时，反应堆处于次临界状态 ($k_{eff} < 1$)。

反应性常用的单位表示法：

① $\rho = 1 - \frac{1}{k_{eff}}$ ，无量纲。

② 当 $\rho = \beta$ (缓发中子份额) 时，反应堆处于瞬发临界，把 1β 称 1 元，1 元 = 100 分。

③ 由于反应性值很小，为便于书写，引入 pcm 单位。

1pcm = 10^{-5} 反应性。

2. 反应堆周期和倍增时间

在不考虑缓发中子效应并忽略外中子源的情况下，反应堆的动态方程为

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho}{l_p} n(t) \quad (1-2)$$

式中， $n(t)$ ——中子密度，中子数/cm³； ρ ——反应性，pcm；

l_p ——中子一代时间，s； $l_p = \frac{l}{k_{eff}}$ ， l ——中子寿命，s； t ——时间，s。对(1-2)式求积得

$$n(t) = n_0 e^{(\rho/l_p)t} \quad (1-3)$$

式中， n_0 ——中子密度的初始值。

定义 $T = \frac{l_p}{\rho}$ 为反应堆周期，则式(1-3)可写为

$$n(t) = n_0 e^{\frac{t}{T}} \quad (1-4)$$

反应堆周期的物理含义是中子密度变化e(2.718)倍所需的时间，它反应了功率变化的速度。它是一个动态参量，当反应堆的功率水平不变时，周期为无穷大，只有在功率水平变化时，周期才是一个有限值。为防止短周期瞬发临界事故，一般反应堆周期不允许小于10~20s。

上面得到的反应堆周期是在假设所有裂变中子都是瞬发中子情况下得到的。其值是很小的，有的可达到 10^{-4} s。对于这样短周期的反应堆是无法控制的。事实上，上面的情况是不存在的，裂变中子中存在着很少一部分缓发中子。缓发中子是在瞬发中子产生后相当长一段时间才出现的，是在裂变产物衰变中产生的。因此，实际反应堆周期要比不考虑缓发中子情况时长得多。中子的平均寿命由下式决定：

$$l = (1 - \beta)l + \sum_{i=1}^6 \beta_i (t_i + l) \quad (1-5)$$

式中, β ——缓发中子份额; $\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i$, β_i ——第 i 组缓发中子份额; t_i ——第 i 组缓发中子先驱核的平均寿命。这样求得的平均中子寿命 l 远大于瞬发中子寿命 l 。因此, 反应堆实际周期也就远大于瞬发反应堆周期, 反应堆也就成为可控的。

表征中子通量密度或反应堆功率变化速率的物理量除反应堆周期外, 也常用反应堆倍增时间 T_d , 即

$$n = n_0 2^{\frac{t}{T_d}} \quad (1-6)$$

当 $t = T_d$ 时, $n = 2n_0$ 。

1-1-2 反应堆动态方程

为省略繁琐的推导过程和阐明物理概念问题, 将多组缓发中子核反应堆动态方程近似为等效单组缓发中子动力学方程:

$$\dot{n}(t) = \frac{\rho - \beta}{l_p} n(t) + \lambda c(t) \quad (1-7)$$

$$\dot{c}(t) = \frac{\beta}{l_p} n(t) - \lambda c(t) \quad (1-8)$$

式中, $c(t)$ ——等效单组缓发中子先驱核密度, 核数/cm³; λ ——等效单组缓发中子先驱核的衰变常数, $\lambda = \beta / \left(\sum_{i=1}^6 \beta_i / i_i \right)$; λ_i ——第 i 组先驱核衰变常数, ($i = 1, 2, \dots, 6$)。

对方程组(1-7)和(1-8)求解。当反应性 ρ 为一个较小的阶跃扰动时, 等效单组缓发中子的动态方程的近似解为

$$\begin{aligned} n(t) &\approx \frac{n_0}{\beta - \rho} \left[\beta e^{\frac{\lambda \rho}{\beta - \rho} t} - \rho e^{-\frac{\beta - \rho}{l_p} t} \right] \\ &\approx A_1 e^{\omega_1 t} + A_2 e^{\omega_2 t} \end{aligned} \quad (1-9)$$

图1-1为阶跃扰动情况下,等效单组缓发中子的动态方程的响应曲线。当反应性 ρ 为一个很大扰动,其解近似为

$$n(t) \approx \frac{n_0}{\rho - \beta} \left[\rho e^{\frac{\rho - \beta}{l_p} t} - \beta e^{-\frac{\lambda \rho}{\rho - \beta} t} \right] \quad (1-10)$$

动态方程的解,表明在反应性扰动开始瞬间,中子密度迅速增长决定于瞬发中子,反应堆周期 $T = \frac{l_p}{\rho}$;很快缓发中子发挥作用,

中子通量密度以反应堆稳定周期 $T = \frac{\beta - \rho}{\lambda \rho}$ 按指数规律增长。如果反应性 $\rho = \beta$ 值时,反应堆周期为零,反应堆达到瞬发临界。此时,反应堆完全依靠瞬发中子维持链式反应,功率急剧上升失去控制,出现所谓“瞬发临界事故”。这种现象表明在裂变过程中产生的中子,有 β 份是缓发中子,那么瞬发中子就是 $(1 - \beta)$ 份。如果也将 k_{eff} 看成由两部分组成:一部分是缓发中子增殖系数 βk_{eff} ,另一部分是瞬发中子增殖系数 $(1 - \beta) k_{eff}$,且把瞬发中子的增殖系数调整到小于1,那么无论如何也就不会由瞬发中子造成瞬发临界。

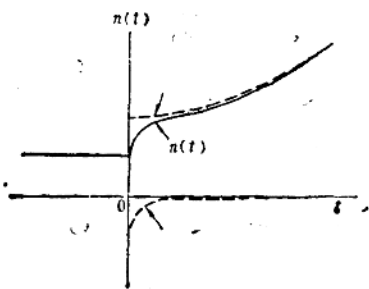


图1-1 较小阶跃扰动下等效单组缓发中子的动态方程响应曲线

在这种条件下,反应堆功率的变化就完全由缓发中子决定了。不难理解,缓发中子份额虽然很小,但它的平均寿命有几十秒,所以有充分的时间进行控制。因此,只要利用这段时间调节缓发中子的数目,使 $k_{eff} = 1$,就实现了反应堆功率水平的控制。

反应堆尤其是动力堆是作为能源使用的,而反应堆的能量来源于核裂变反应。堆芯核燃料每一次核裂变反应平均释放出

200MeV (即 3.2×10^{-11} W) 的能量来, 由此可计算出每秒有 3×10^{14} 次核裂变反应就可以产生 1 瓦的功率。反应堆产生的热功率 P_n 为

$$P_n = CE_f N \sigma_f \phi V, \text{ W} \quad (1-11)$$

式中, ϕ ——堆芯活性区平均中子通量密度, 中子数/cm²·s;
 V ——堆芯活性区体积, cm³; C ——单位换算系数; E_f ——每次核裂变平均释放的能量, 值为 200MeV; σ_f ——裂变材料的微观裂变截面, m²; N ——堆芯平均单位体积内核裂变材料的核子数, 10^{24} 原子/cm³。

由上式可以看出, 反应堆功率与活性区的中子通量密度 (以下有时简称为中子通量) ϕ (或中子密度 $n = \phi/v$, v 为热中子速度) 成正比, 反应堆功率的变化与中子通量密度的变化规律是一致的。对反应堆中子通量密度的控制也就实现了反应堆功率的控制。

中子通量密度的控制可通过两条途径实现: 一是向堆芯投入吸收中子能力较强的用铟、镉和银等材料制成的控制棒, 用它来吸收一部分中子, 改变裂变反应速度; 另一途径是化学控制, 即在冷却剂中加入吸收中子能力较强的硼酸溶液, 通过调节硼酸浓度来达到改变中子密度的目的。因为控制棒的动作较快, 故可用来对付较快的反应性变化; 而改变硼酸浓度的化学控制方法是比较慢的, 因此, 用来补偿由于氙毒或燃耗等引起的较慢的反应性变化。

1-1-3 裂变产物中毒

反应堆在运行过程中, 核燃料裂变会直接或间接地产生大量的有较大中子吸收截面的同位素。假如, 这些同位素有了相当数量, 它们将直接影响 k_{eff} 或 ρ 。这些同位素中, 以氙 (Xe) 和钐 (Sm) 等中子吸收截面最大, 毒性较强。

氙-135 的中子吸收截面 $\sigma_a = 3.6 \times 10^{-22}$ m²。一部分氙-135 由铀-235 裂变直接生成, 约占总裂变产物的 0.3%, 另一部分由裂

变产物碲-135和碘-135衰变生成，约占总裂变产物的5.6%。

钐-149的中子吸收截面 $\sigma = 4.1 \times 10^{-24} \text{ m}^2$ ，它是由裂变产物钷-149(^{149}Nd)和钷-149(^{149}Pm)衰变生成的，约占总裂变产物的1.5%。由于，钐-149的中子吸收截面较氙-135小得多，在研究与中毒有关的控制问题时，可以不考虑它的影响。

在反应堆中，氙-135的浓度方程为：

$$\frac{d[\text{Xe}]}{dt} = (v_2 \Sigma_f - \sigma_x [\text{Xe}]) \phi + \lambda_1 [\text{I}] - \lambda_2 [\text{Xe}] \quad (1-12)$$

$$\frac{d[\text{I}]}{dt} = v_1 \Sigma_f \phi - \lambda_1 \cdot [\text{I}] \quad (1-13)$$

式中， $[\text{Xe}]$ ——在 t 时刻，氙-135浓度，核数/ cm^3 ；

$[\text{I}]$ ——在 t 时刻，碘-135浓度，核数/ cm^3 ；

v_2 ——由裂变直接产生氙-135的份额；

v_1 ——由裂变直接产生碘-135的份额；

ϕ ——中子通量密度，中子数/ $\text{cm}^2 \cdot \text{s}$ ；

σ_x ——氙-135的热中子微观吸收截面， m^2 ；

λ_1 ——碘-135的衰变时间常数， s^{-1} ；

λ_2 ——氙-135的衰变时间常数， s^{-1} ；

Σ_f ——燃料宏观裂变截面， m^{-1} 。

(1-12)和(1-13)式反映了碘-135和氙-135的浓度随时间的变化特性。

在反应堆启动时，碘-135和氙-135的浓度初始值都为0，认为在 $t=0$ 时刻中子通量密度就很快地达到额定值，并一直保持不变。可由解方程式(1-12)和(1-13)得到氙-135和碘-135随时间的变化规律。图1-2给出了反应堆启动后，碘-135和氙-135的浓度随时间的变化曲线。可以看出，碘-135和氙-135都是以指数规律随时间上升的。当时间达到足够大时，碘-135和氙-135都达到平衡浓度，即核的产生率正好等于其消失率，因而浓度保持不变。

这种状态称为平衡中毒。达到平衡浓度的值可令 $\frac{d[Xe]}{dt} = \frac{d[I]}{dt}$

$= 0$ ，求解方程式(1-12)

和(1-13)得

$$[Xe]_{\infty} = \frac{\sum_i (\nu_x + \nu_i) \phi}{\lambda_x + \sigma_x \phi} \quad (1-14)$$

$$[I]_{\infty} = \frac{\nu_i \sum_i \phi}{\lambda_i} \quad (1-15)$$

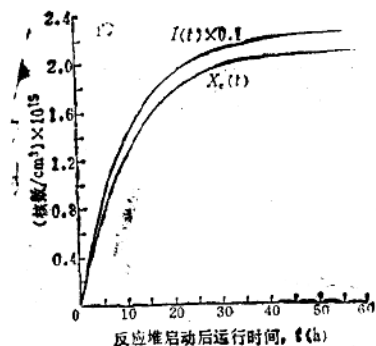


图1-2 反应堆启动后，碘-135和氙-135的浓度随时间的变化曲线

图1-2曲线是当热中子通量密度为 $10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 和宏观裂变截面为 0.10 cm^{-1} 时得到的。由

(1-14)和(1-15)式可以看出碘-135和氙-135的平衡浓度都随通量的增大而增大，中毒也就随之加深。反应堆达到运行功率后，就一直处于稳定功率运行状态，大约在启动30小时后，堆内就建立了平衡氙浓度，引起平衡中毒。图1-3为平衡中毒引起的负反应性当量。

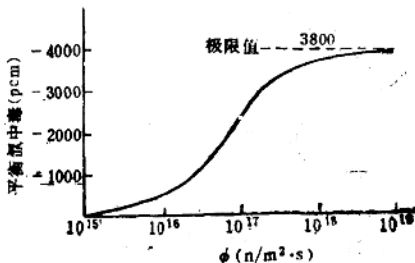


图1-3 反应堆运行中平衡氙中毒的反应性当量

另一种中毒效应为最大中毒效应，它发生在反应堆从高功率

稳定运行状态突然停堆后的十几小时，也称为停堆后氙-135中毒。在反应堆停堆后，中子通量近似地降为零，裂变对氙-135的直接产生率也近似等于零。但堆内存在的碘-135继续衰变成氙-135，而氙-135却不能因吸收中子而消失，仅通过 β 衰变而消失。由于氙-135的半衰期大于碘-135的半衰期，这样一来在停堆后的一段时间内，氙的浓度将要增加。但是，停堆后同样没有新的碘产生，碘的浓度随衰变而逐渐减少，因此，氙-135的浓度不会无限增加。当它达到某一极值后，氙-135的浓度将开始减少，堆芯氙-135浓度出现了峰值。同时，引入的反应性中毒出现低谷，称为“碘坑”，如图 1-4 所示。功率愈高，“碘坑”愈深，中毒也就越深。

设反应堆在停堆前已建立了平衡氙浓度，由于停堆后中子通量近似为零，所以，(1-12)和(1-13)式变为

$$\frac{d[\text{Xe}]}{dt} = \lambda_1[\text{I}] - \lambda_2[\text{Xe}] \quad (1-16)$$

$$\frac{d[\text{I}]}{dt} = -\lambda_1[\text{I}] \quad (1-17)$$

可以认为这是停堆后碘-135和氙-135的浓度随时间变化的微分方程。若停堆时间为零时刻，那么方程的初始条件为

$$[\text{I}]_0 = [\text{I}]_{\infty}, [\text{Xe}]_0 = [\text{Xe}]_{\infty}$$

方程(1-16)和(1-17)的解为

$$[\text{I}] = \frac{\nu_1 \sum f \phi_0}{\lambda_1} e^{-\lambda_1 t} \quad (1-18)$$

$$[\text{Xe}] = \frac{(\nu_1 + \nu_2) \sum f \phi_0}{\sigma_2 \phi_0 + \lambda_2} e^{-\lambda_2 t} + \frac{\nu_1 \sum f \phi_0}{\lambda_1 - \lambda_2} [e^{-\lambda_2 t} - e^{-\lambda_1 t}] \quad (1-19)$$

式中， ϕ_0 ——停堆前稳定运行时的中子通量密度。应用(1-19)式可

找到对应不同中子通量密度 ϕ_0 情况下的最大中毒时间和最大中毒氙 ≈ 135 的浓度。图1-4给出了停堆后，氙中毒引起的负反应性随时间的变化曲线。由图中可以看出 ϕ_0 越高，停堆后最大中毒越深。另外，停堆后氙中毒的变化还与停堆方式有关，如果采用逐渐降低功率的方式来停堆，停堆后的“碘坑”深度要比突然停堆引起的深度浅得多。

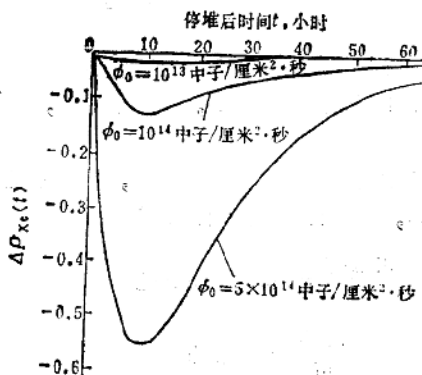


图1-4 停堆后氙中毒随时间变化曲线

1-1-4 反应性温度系数

反应性温度系数是表示反应堆温度对反应性影响程度的一个参数。一般要求温度系数不出现正值，因为它直接影响着反应堆的稳定性和安全性。这是反应堆固有的一种特性。因而它是研究反应堆控制的一个重要问题。

(1) 核燃料温度系数

核燃料温度系数 α_f 是表示燃料温度 T_f 变化一度(°C)时所引起的反应性变化量。伴随燃料温度的变化它对功率变化影响很快，对反应堆安全起着非常重要的作用。燃料温度系数主要是由燃料核