

第七章

反应性反馈与反应性控制

本章内容

- 正如题目所示，本章主要内容包括两部分：

反应性反馈

反应性控制

- 相当于教材的第八章 “温度效应与反应性控制”

第七章 第 1 节

反应性反馈

反应性的变化

- 我们已经知道：一个反应堆的**反应性**，会随着燃料的燃耗而变化，会因为裂变产物中毒而变化
 - 一般来讲，反应堆的反应性是随燃耗的加深而下降的（增殖堆除外）**？**
- 实际上，不仅如此
 - 即使反应堆没有燃耗，当反应堆的**功率，温度，压力，流量**等参数发生变化时，也会使堆的反应性发生变化

反应性的变化

- 反应堆的功率变化，会引起温度的变化
- 再引起核反应截面（群常数）的变化 ?
- 继而是有效增殖系数（反应性）的变化
- 而反应性的变化，反过来又使堆的功率发生变化

这种现象称为 反应性反馈

反馈

- 反馈是自动控制理论中的术语
- 反馈的意思是：
当某物理量A发生变化时会影响另一物理量B使之变化，而物理量B的变化反过来又会
影响物理量A
- 反应性反馈效应对于反应堆的动态行为、
控制性能和安全性有重大影响

反应性反馈很重要！

本节内容

1. 反应性温度反馈

研究反应堆**温度变化**引起的反应性变化

2. 其他反应性反馈效应

研究反应堆**功率**、冷却剂**空泡份额**等因素发生变化时对反应性的影响

反应性温度效应

- 我们已经知道：
 - 反应堆的状态由有效增殖系数 k_{eff} 或反应性 ρ 决定，它们取决于堆芯材料成分，几何形状和尺寸
 - 氙中毒是改变了堆的成分，故对反应性产生影响
- 但是，即使堆的**尺寸**和**成分**均无变化，但是**温度**发生了变化，也会对反应性产生影响

温度不同的材料可以看成是两种材料

反应性温度效应

- 一个反应堆在常温时正好处于临界状态，在高温时可能会变成次临界
- 反应堆在高温时停了堆，冷却到低温时，可能会重返临界
- 在核燃料的生产、运输、储存等环节中，都需要考虑与温度有关的临界安全问题

反应性温度效应

- 举例：
404厂的后处理中试厂乏燃料储存水池

核安全局要求他们分析温度变化时的临界安全问题

不同的温度状态下，
系统有不同的反应性水平



反应性温度效应

- 为什么温度变化会影响反应性？
- 温度变化会引起

1. 微观截面的变化

$$\bar{\sigma}_a = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \sigma_a (0.0253 \text{ eV}) \sqrt{\frac{293}{T}} g_a$$

I_{eff}

2. 核密度的变化

$$\Sigma = \sigma N$$

宏观截面变化必然影响反应性

反应性温度效应

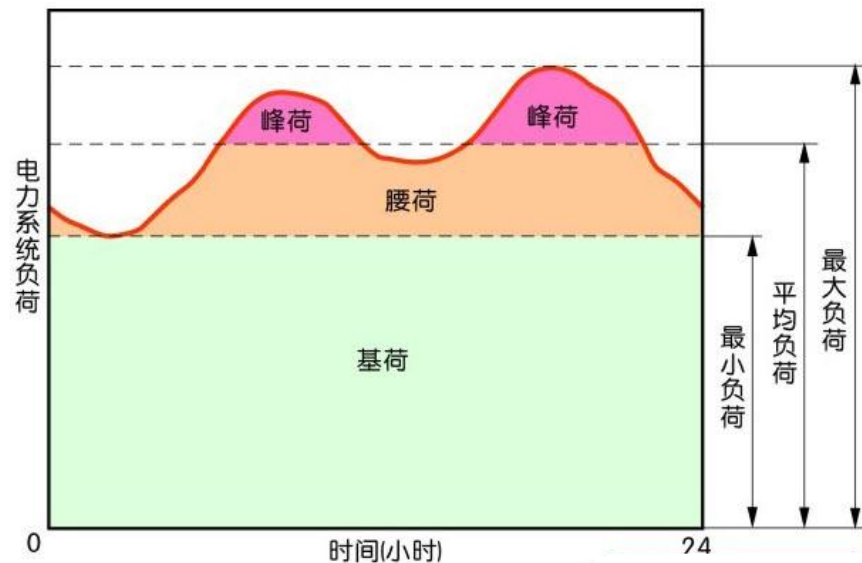
- 引起温度变化的原因

工况变化：开堆，提升 / 降低功率

负荷变化

功率峰偏移

事故



电力系统日负荷图

反应性温度效应

- 为定量描述温度对反应性的影响，引入一个参数：

反应性温度系数

- 定义：反应堆的温度变化 1 度(k)所引起的反应堆的反应性变化量，称为该堆的反应性温度系数

$$\alpha_T \equiv \frac{\partial \rho}{\partial T}$$

反应性温度效应

- 反应性温度系数对反应堆稳定性的影响
- 正温度系数使反应堆具有固有的不安全性

$$T \uparrow \quad \rho \uparrow \quad P(\text{功率}) \uparrow \quad T \uparrow \dots$$

$$T \downarrow \quad \rho \downarrow \quad P(\text{功率}) \downarrow \quad T \downarrow \dots$$

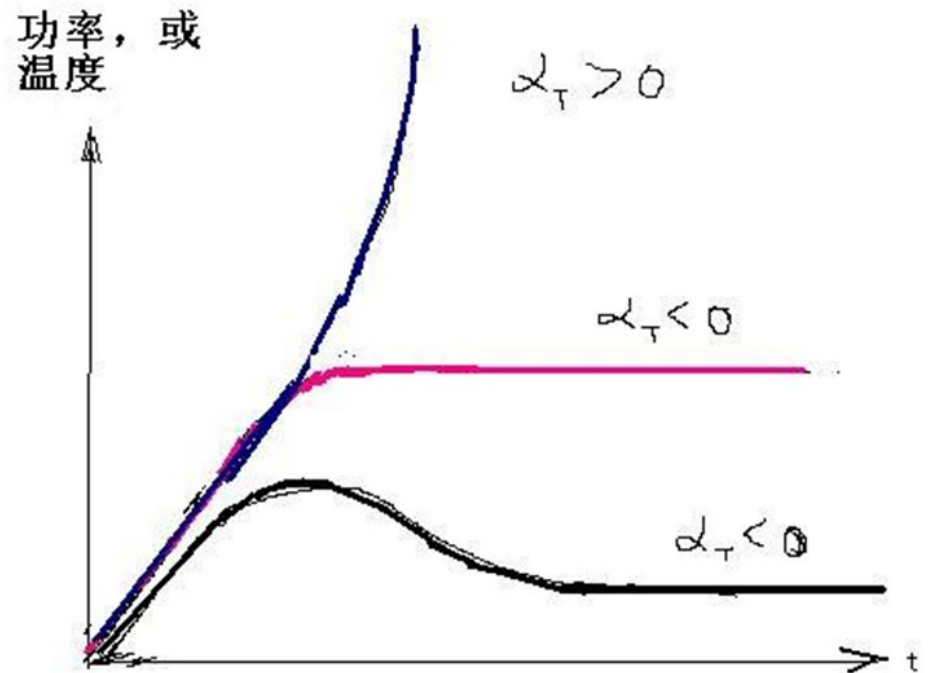
- 负温度系数使反应堆具有自稳性--固有安全性

$$T \uparrow \quad \rho \downarrow \quad P \downarrow \quad T \downarrow \dots$$

$$T \downarrow \quad \rho \uparrow \quad P \uparrow \quad T \uparrow \dots$$

反应性温度效应

- 负反馈使得系统趋于稳定
- 通过提出控制棒，给原本处于临界的某反应堆一个正反应性扰动
- 反应堆的温度响应可能有三种情况



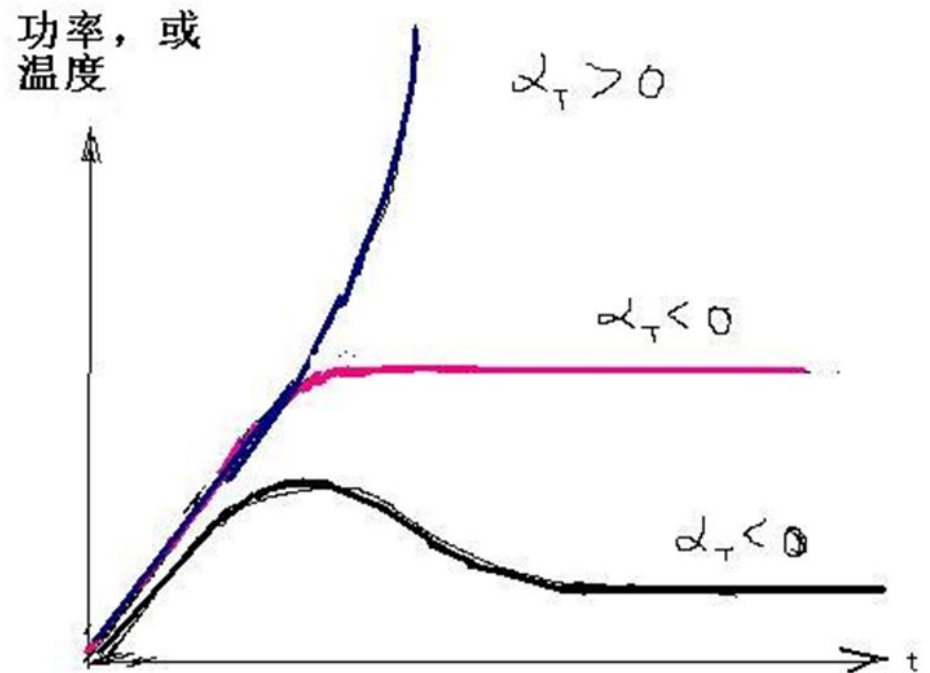
反应性温度效应

- 正温度系数的情况很容易理解
- 同样是负温度系数，行为为何有些差别？

$$\alpha = \frac{\partial \rho}{\partial T}$$

$$\Delta \rho = \alpha \Delta T$$

$$\Delta T = \frac{\Delta \rho}{\alpha}$$



反应性温度效应

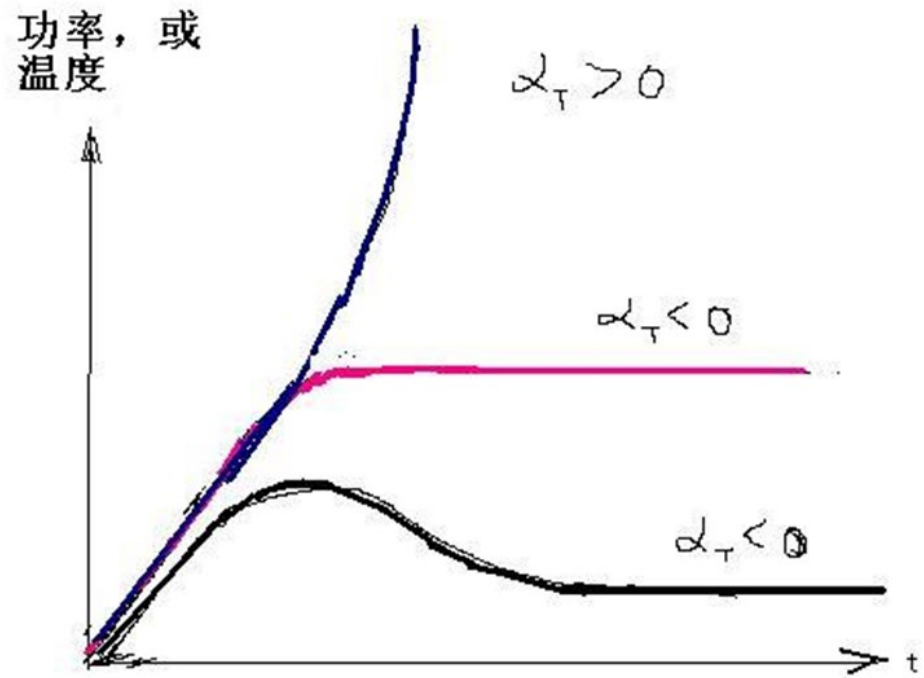
- 负温度系数下

当温度系数绝对值较大时，反应堆只需要较小的温升就可以抵消掉抽出控制棒的正反应性扰动

当温度系数绝对值较小时，反应堆需要较大的温升才能抵消掉抽出控制棒的正反应性扰动

反应性温度效应

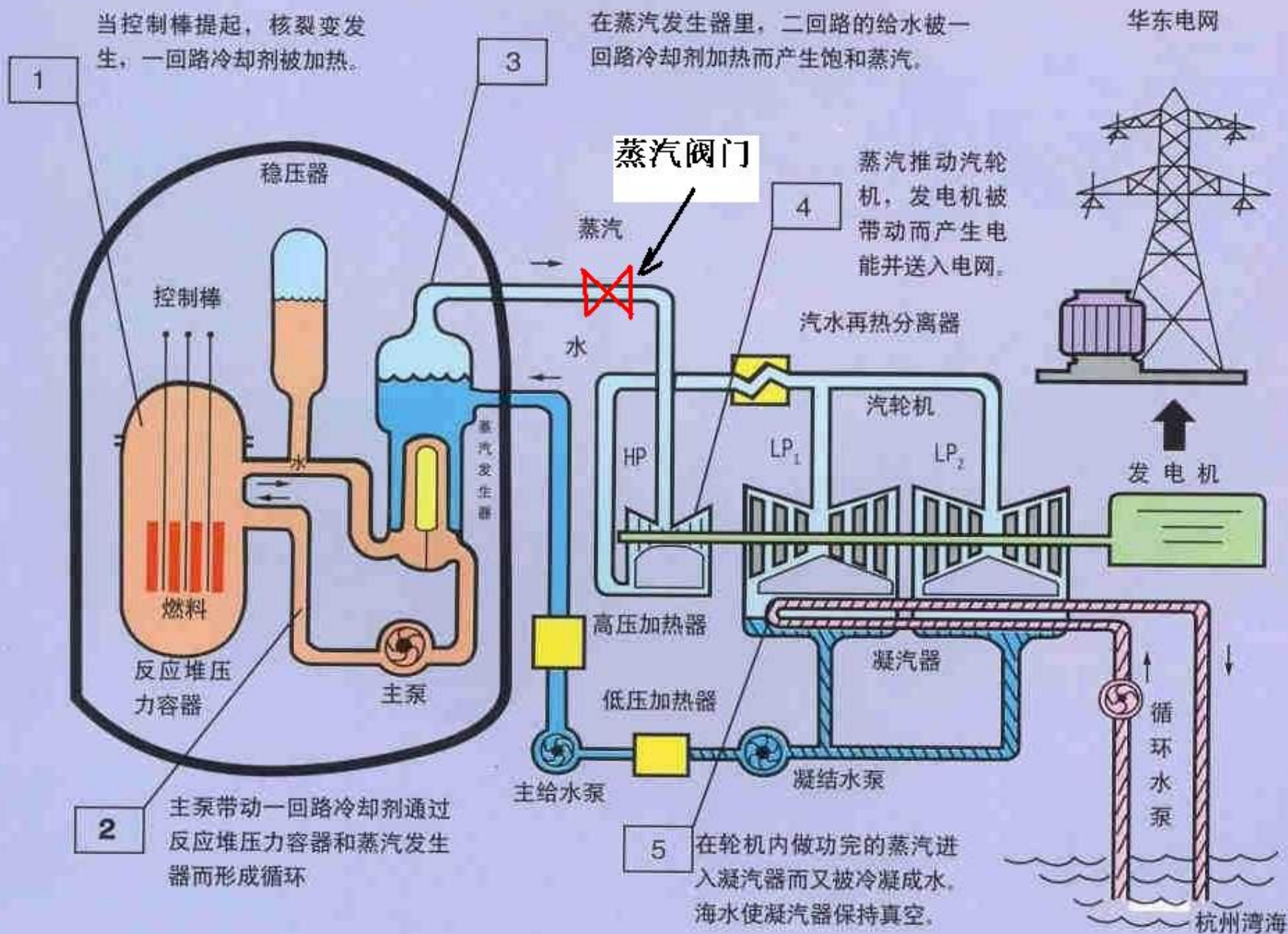
- 在负温度系数下，不同条件下的过渡过程也不相同
- 温度的影响分为
 - 燃料温度
 - 慢化剂温度
- 传热快慢会影响过渡过程



反应性温度效应

- 负的温度系数，不光是保证了反应堆的安全性
- 负温度系数，还使得反应堆具有自动跟踪负荷的能力
 - 负荷跟随
 - 不需要控制系统的介入，就可以直接根据电网的反馈调节反应堆的功率

实际上为了功率控制的准确性和快速性，
还是需要使用功率控制系统的



负荷跟随

- 当**负荷增大**（汽轮机—发电机组转速减小）
——主蒸汽阀门开度增大，更多蒸汽流入汽轮机——（堆发热量小于供热量）反应堆温度下降——（负温度系数使得）反应性上升——**堆功率上升**
- 当**负荷减小**（发电机转速加快）——主蒸汽阀门开度减小，流入汽轮机蒸汽流量减少——（堆发热量大于供热量）反应堆温度上升——（负温度系数使得）反应性下降——**堆功率下降**

温度系数

- 由温度特性可知，反应堆必须设计成具有负的温度反馈效应，即具有负的反应性温度系数

安全评审的要求

- 温度系数的计算方法
 - 工程中的精确计算方法
 - 基于六因子公式的分析方法

温度系数的计算

- 工程设计中的精确计算方法

分别在温度 T_1 和 T_2 进行多群扩散计算，
求出两个温度下反应堆的反应性

$$k_{eff}^1, k_{eff}^2 \Rightarrow \rho_1, \rho_2$$

可得：

$$\alpha_T = \frac{\rho_1 - \rho_2}{T_1 - T_2}$$

温度系数的计算

- 基于六因子公式的近似分析方法

$$\rho = \frac{k-1}{k} = 1 - \frac{1}{k} \quad \alpha_T = \frac{\partial \rho}{\partial T} = \frac{1}{k^2} \frac{\partial k}{\partial T} \approx \frac{1}{k} \frac{\partial k}{\partial T}$$

$$k = \eta \ \varepsilon \ p \ f \ P_s \ P_d$$

$$\ln k = \ln \eta + \ln \varepsilon + \ln p + \ln f + \ln P_s + \ln P_d$$

$$\alpha_T = \frac{1}{\eta} \frac{\partial \eta}{\partial T} + \frac{1}{\varepsilon} \frac{\partial \varepsilon}{\partial T} + \frac{1}{p} \frac{\partial p}{\partial T} + \frac{1}{f} \frac{\partial f}{\partial T} + \frac{1}{P_s} \frac{\partial P_s}{\partial T} + \frac{1}{P_d} \frac{\partial P_d}{\partial T}$$

温度系数的计算

- 反应性温度系数是六个因子的温度系数之和，在六个因子中，温度变化主要影响其中两个因子
 - 热中子利用系数 ?
 - 逃脱共振吸收概率 ?

$$\alpha_T = \frac{1}{\eta} \frac{\partial \eta}{\partial T} + \frac{1}{\varepsilon} \frac{\partial \varepsilon}{\partial T} + \frac{1}{p} \frac{\partial p}{\partial T} + \frac{1}{f} \frac{\partial f}{\partial T} + \frac{1}{P_s} \frac{\partial P_s}{\partial T} + \frac{1}{P_d} \frac{\partial P_d}{\partial T}$$

$$\alpha_T \approx \frac{1}{p} \frac{\partial p}{\partial T} + \frac{1}{f} \frac{\partial f}{\partial T}$$

温度系数的细分

- “反应堆的温度系数”说法较为粗疏，可以进一步细分为燃料温度系数和慢化剂温度系数

实际的反应堆都是非均匀堆，慢化剂与燃料是分开的，两者的温度也是相差甚远，笼统说“反应堆温度”不确切

- 又称为瞬发和缓发温度系数
 - 燃料温度系数是瞬发的
 - 慢化剂温度系数是缓发的

燃料温度系数

- 反应堆的燃料温度变化1k所引起的反应性变化称为该反应堆的**燃料温度系数**

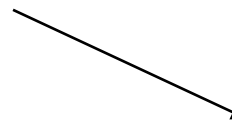
$$\alpha_T^{(f)} \equiv \frac{\partial \rho}{\partial T_f}$$

- 燃料温度系数的来源
 - 燃料温度升高，铀238等吸收剂核的共振峰展宽（**多普勒效应**），使得共振吸收增加，**逃脱共振吸收概率减少**，从而使反应性减少

燃料温度系数

- 燃料是固体，其形态随温度变化不大
- 燃料温度系数主要由多普勒效应引起，因此

$$\alpha_T^{(f)} = \frac{1}{\textcolor{red}{p}} \frac{\partial p}{\partial T_f}$$


$$p = \exp\left[-\frac{N_0}{\xi \Sigma_s} I\right]$$

$$T_f \uparrow \quad I_{eff} \uparrow \quad k \downarrow \quad \rho \downarrow \quad Power \downarrow \quad T_f \downarrow$$

燃料温度系数的计算

- 计算有效共振积分随温度的变化，即可得到燃料温度系数
- 有效共振积分的经验公式

$$I = I(293k) \left[1 + \beta \sqrt{T_f} - \sqrt{293k} \right]$$

- 燃料温度系数的计算式

$$\alpha_T^f = \frac{-\beta}{2\sqrt{T_f}} \left[\ln \frac{1}{p(293k)} \right]$$

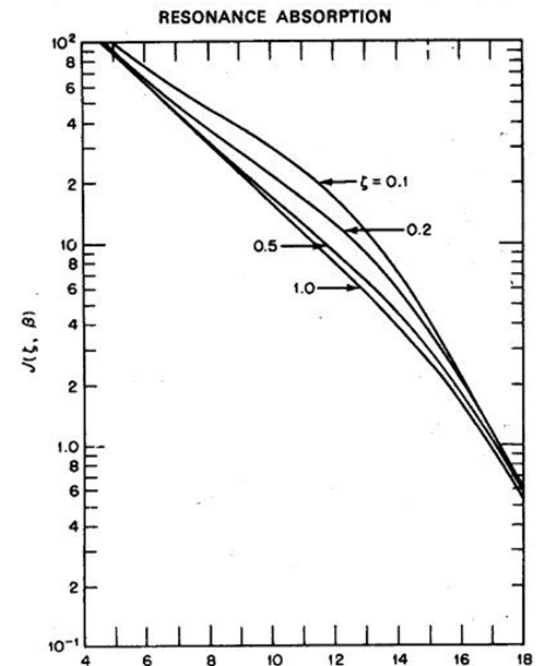


FIG. 8.11 THE FUNCTION $J(\zeta, \beta)$ VS j , WHERE $\beta = 2' \times 10^{-5}$ (AFTER L. DRESNER, REF. 71).

燃料温度系数的计算

$$p = \exp\left[-\frac{N_0}{\xi \Sigma_s} I\right] \quad p(293k) = \exp\left[-\frac{N_0}{\xi \Sigma_s} I(293k)\right]$$

$$\frac{1}{p(293k)} = \exp\left[\frac{N_0}{\xi \Sigma_s} I(293k)\right] \quad \ln \frac{1}{p(293k)} = \left[\frac{N_0}{\xi \Sigma_s} I(293k)\right]$$

$$\alpha_T^{(f)} = \frac{1}{p} \frac{\partial p}{\partial T_f} \quad \Rightarrow \quad \alpha_T^{(f)} = -\frac{N_0}{\xi \Sigma_s} \frac{dI}{dT_f}$$

$$I = I(293k) \left[1 + \beta \sqrt{T_f} - \sqrt{293k}\right]$$

$$\alpha_T^f = -\frac{N_0}{\xi \Sigma_s} I(293k) \frac{\beta}{2\sqrt{T_f}} = \frac{-\beta}{2\sqrt{T_f}} \left[\ln \frac{1}{p(293k)} \right]$$

燃料温度系数的特点

1. 对于以低富集度铀为燃料的反应堆，燃料温度系数恒为负值
2. 燃料负温度效应是快速起作用的
3. 燃料温度系数较小， $1\text{E}-5$ 量级
4. 燃料温度系数的具体数值随燃料温度的升高而降低
5. 燃料温度系数与燃耗深度有关

燃料温度系数的特点

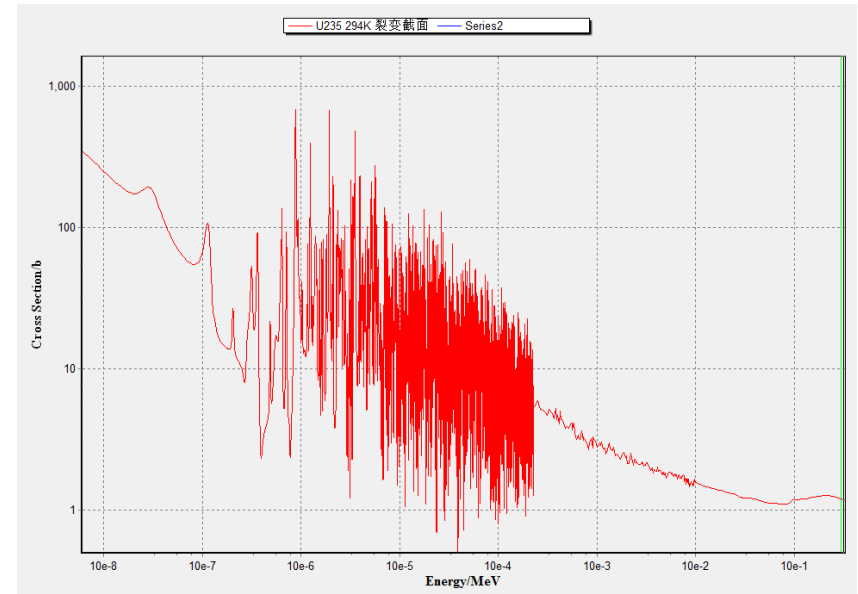
- 燃料温度系数的具体数值随燃料温度的升高而降低

$$\alpha_T^f = \frac{-\beta}{2\sqrt{T_f}} \left[\ln \frac{1}{p(293k)} \right]$$

- 燃料温度系数与燃耗深度有关
 - Pu-239在0.3ev处有强共振峰， Pu-240在1.05ev处有强共振峰，燃耗越深，钚240的积累越多，其共振峰的多普勒效应对燃料温度系数的贡献越大，燃料温度系数的值也越大

燃料温度系数的特点

- 快堆中所用的燃料如果易裂变材料（如铀²³⁵）的富集度太高，燃料温度系数可能为正
 - 铀²³⁵的裂变共振峰的多普勒效应，是一种正效应
 - 故快堆中铀燃料富集度不宜过高



慢化剂温度系数

- 反应堆的慢化剂温度变化1k所引起的该反应堆的反应性变化量称为慢化剂温度系数

$$\alpha_T^M \equiv \frac{\partial \rho}{\partial T_M}$$

- 慢化剂的温度效应包括
 - 密度效应（温度升高，慢化剂体积膨胀，密度减小）
 - 能谱效应（温度升高，热中子能谱硬化）

液体慢化剂比固体慢化剂温度效应显著

慢化剂温度系数

- 慢化剂温度上升影响六因子公式中的5个
 - 对 ϵ 的影响很小，可以忽略

$$k = \eta \ \epsilon \ p \ f \ P_s \ P_d$$

- 对于有效裂变中子数， $\alpha_T^M(\eta)$ 为负

$$\eta = \nu \frac{\sigma_f}{\sigma_f + \sigma_\gamma}$$

热中子能谱硬化，使得中子能量更接近于钚的低能俘获共振峰，降低了有效裂变中子数

慢化剂温度系数

- 对**热中子利用系数**， $\alpha_T^M(f)$ 为正
 - 密度减小，栅元中慢化剂的量减少，燃料的量不变，燃料吃中子的份额必然上升

$$T_M \uparrow, N_M \downarrow, N_f \text{不变} \quad f \uparrow$$

- 对于**逃脱共振吸收概率**， $\alpha_T^M(P)$ 为负
 - 慢化剂减少，中子慢化更不充分，逃脱共振吸收概率下降

慢化剂温度系数

- 对于中子不泄露概率 $\alpha_T^M(P_s)$, $\alpha_T^M(P_d)$ 为负
 - 中子穿过稀疏介质比穿过致密介质要容易一些
- 总结：五个因子，一正四负
 - 慢化剂温度的升高，其反应性效应既有正效应，又有负效应

总效应是正还是负？

慢化剂温度系数

- 考虑到各个因子的影响大小，决定慢化剂温度系数的主要是一正一负两个因素
 - 逃脱共振吸收概率
 - 热中子利用系数

$$\alpha_T^M \approx \frac{1}{p} \frac{\partial p}{\partial T} + \frac{1}{f} \frac{\partial f}{\partial T}$$

- 我们已经知道，慢化剂温度系数也应该是负的

慢化剂温度系数

- 为了使慢化剂温度系数为负，就要把堆芯设计成为欠慢化堆芯
- 现代核电厂反应堆的堆芯都是设计成欠慢化的（如何设计？）
 - 改变水铀比（栅格比）可以改变慢化状态
 - 使得慢化剂温度升高时，逃脱共振吸收概率 p 的负效应显著大于热中子利用系数 f 的正效应，从而确保慢化剂温度系数为负

慢化剂温度系数

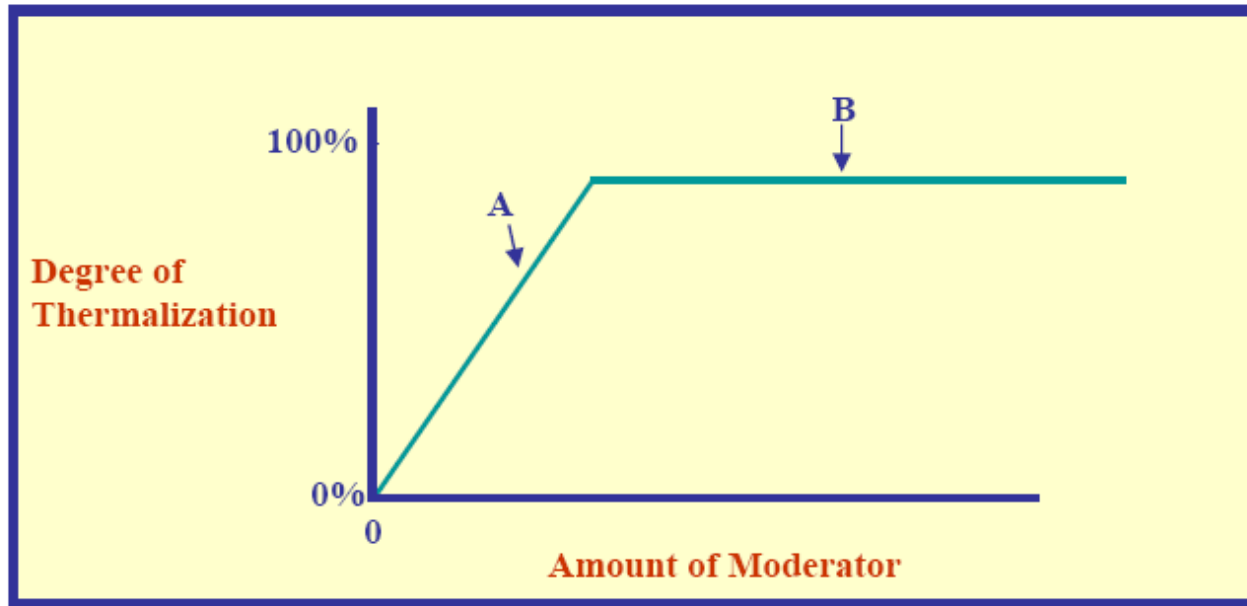
- 设计不当，慢化剂温度系数可能为正！
- 如果堆芯水铀体积比过大
 - 慢化剂过多、过度慢化
 - p 的负效应敌不过 f 的正效应

过慢化状态下，当温度升高，水密度减少时，中子的慢化条件还是可以保持，因此 p 的变化量不大，而水对中子的吸收随着密度减少变化很大，因此 f 的变化量比较大

- 热中子反应堆一定要设计成欠慢化的

慢化剂温度系数

- 中子的慢化度



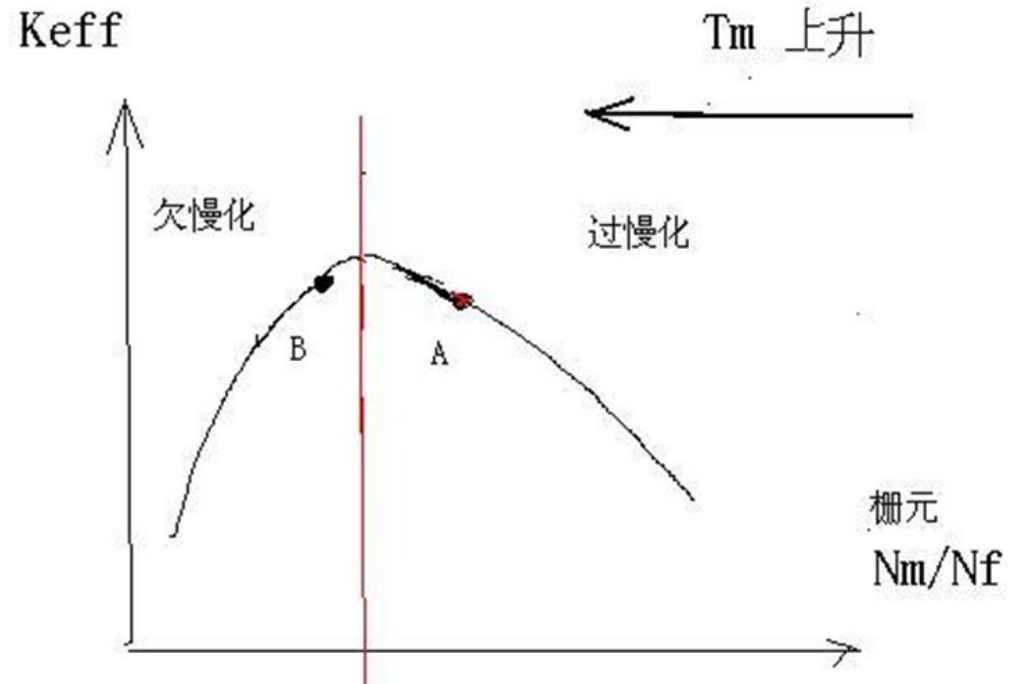
在过慢化区，慢化剂数量变化对中子的慢化度没有影响

慢化剂温度系数

- 反应性随着水铀比的变化

反应性与多个因素有关，在温度变化的情况下，最主要的影响因素就是水对中子的吸收截面

由于水密度随温度变化幅度大，从而显著影响了热中子利用系数



慢化剂温度效应

Effects of Moderation:

Fission neutrons are born at high energies and must be thermalized in order for the neutron chain reaction to be sustained. This is done by colliding the fast neutrons with light nuclei such as hydrogen, deuterium, beryllium, and graphite. If no moderator is present, the neutron spectrum remains fast. If a little moderator is added, some of the neutrons slow down. If more is added, then more slow down. Such cores are called “under-moderated” because the amount of moderator present is insufficient to thermalize all of the neutrons. Eventually, enough moderator is present so all the neutrons are thermalized. If more moderator is added, no further thermalization occurs. Such cores are called “over-moderated.” The figure below illustrates the idea.

慢化剂温度系数

- 在压水堆的情况下，对慢化剂温度系数还有一个重要的影响因素

慢化剂中的硼浓度

- 慢化剂中含硼，在温度升高时是**正效应**
 - 温度升高，慢化剂膨胀，堆芯单位体积中含硼量下降，热中子利用系数 k 增大，反应性上升

如何衡量硼的影响？

慢化剂温度系数

- 硼的正温度效应，加剧了 β 的正温度效应

$$f = \frac{\Sigma_F}{\Sigma_F + \Sigma_M} \Rightarrow f = \frac{\Sigma_F}{\Sigma_F + \Sigma_M + \Sigma_B}$$

- 如果一个反应堆，无硼时是负的温度系数，硼浓度超过一定值， β 的正温度效应将压倒P的负温度效应，使得整体温度系数为正
- 因此，压水堆核电站慢化剂中的硼浓度一般不能超过**1300ppm**

计算题

- 慢化剂处于两种状态：无硼和有硼，已知两种状态下的条件
 - $\Sigma_F=1, \Sigma_M=0.5$
 - $\Sigma_F=1, \Sigma_M=0.5, \Sigma_B=0.5$
- 求慢化剂密度变化10%时，两种状态下热中子利用系数的变化率

$$\Delta f = \frac{\Sigma_F}{\Sigma_F + \Sigma_M} - \frac{\Sigma_F}{\Sigma_F + \Sigma_M - \Delta \Sigma_M} \quad \frac{\Delta f}{f} = - \frac{\Delta \Sigma_M}{\Sigma_F + \Sigma_M - \Delta \Sigma_M}$$

可见慢化剂的吸收截面越大， f 的正温度效应越大

慢化剂温度系数的特点

1. 响应较慢

- 滞后于堆功率的变化
- 从燃料向慢化剂传热，到慢化剂温度升高，需要一定时间

2. 慢化剂温度系数的绝对值较大 $1\text{E-}4/^{\circ}\text{C}$

对比：燃料温度系数是作用快，数值小

负温度系数是不是越负越好？

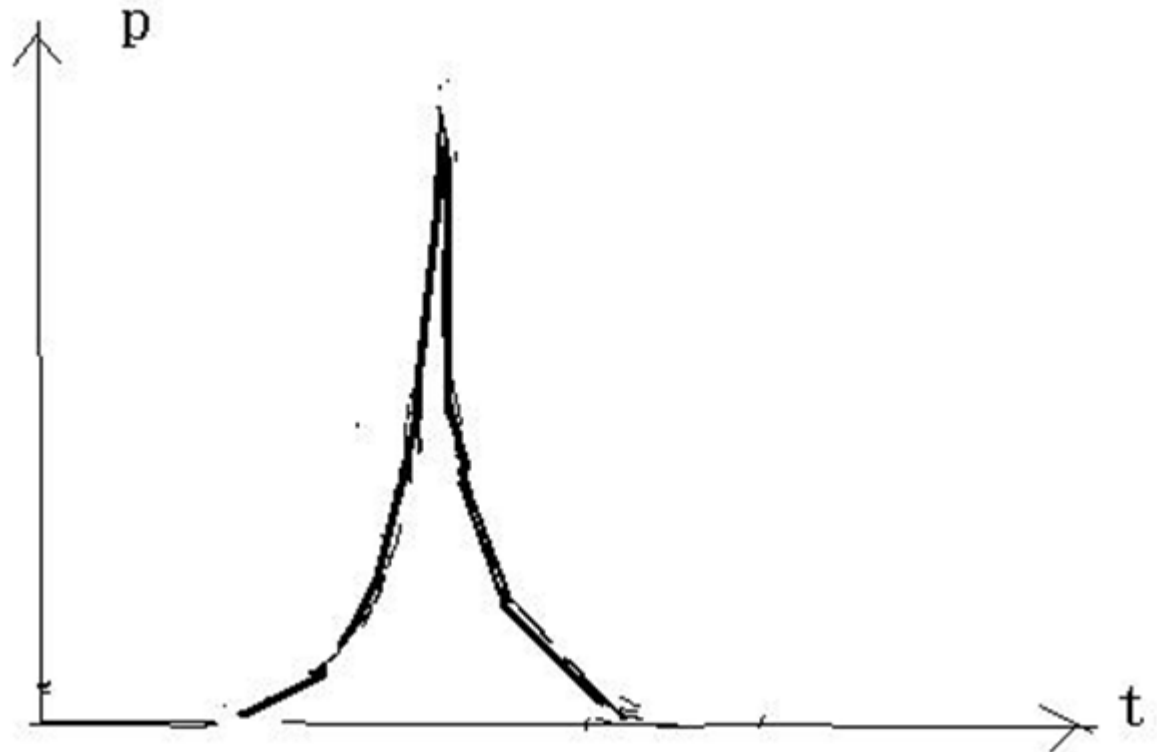
脉冲堆（TRIGA堆）简介

- **脉冲堆**采用 U-H-Zr（铀氢锆）燃料
 - （铀弥散在氢化锆中）
- 氢化锆也是慢化剂，与燃料亲如一家，燃料温度与堆功率直接相关，具有快速作用的大的负温度系数
- 这种反应堆，加入非常大的正反应性也没有危险
 - 出现一个大的功率突增，然后回到次临界

脉冲堆

- 在大的正反应性作用下，输出一个很窄的功率脉冲，故称为脉冲堆

最大正反应性
输入能够达到
 $2-3\beta$ 以上



空泡系数

- 冷却剂的（反应性）空泡系数
 - 冷却剂沸腾（或局部沸腾）产生气泡，气泡越多，冷却剂核密度越小
 - 实际上与慢化剂温度效应是类似的
- 定义：冷却剂中气泡体积份额变化百分之一所引起的反应性变化量称为冷却剂的反应性空泡系数

$$\alpha_V^M \equiv \frac{\partial \rho}{\partial x}; \quad x \text{ -- 空泡体积份额}$$

空泡系数

- 对于**沸水堆**、**快堆**，冷却剂的空泡效应很重要

$$x \uparrow \quad P_L \downarrow \quad f \uparrow \quad \xi \Sigma_s \downarrow \quad p \downarrow$$

- 对于沸水堆，空泡系数是负的
 - 沸水堆无硼
 - 本身就是欠慢化的堆芯

$$f \uparrow \quad p \downarrow\downarrow, \quad \alpha_V^M < 0$$

空泡系数

- 对于快堆，共振吸收本身影响很小，主要看燃料吸收中子和泄漏率

$$x \uparrow \quad P_L \downarrow \quad f \uparrow$$

- 空泡在堆芯边缘区

$$f \uparrow, P_L \downarrow\downarrow \quad \therefore \alpha_V^M < 0$$

- 空泡在堆芯中心

$$f \uparrow, P_L \rightarrow \quad \therefore \alpha_V^M > 0$$

大型钠冷快堆的正空泡系数是
快堆设计中的一个问题

反应性系数的测量

- 如何测量反应性系数
- 对温度系数的测量
 - 慢化剂温度和燃料温度变化是相关的
 - 如何区分？
- 对空泡系数的测量
 - 如何产生空泡？

加入一些对中子透明的材料作为空泡

温度系数测量

- 燃料温度系数不好测量，但计算容易
- 在测量过程中让慢化剂的温度缓慢变化，这样测得的温度系数称为等温温度系数
 - 由于温度变化很慢，可以近似认为燃料温度的变化量与慢化剂一样
- 已知了燃料温度的变化量，用理论方法可以计算出燃料温度系数
- 从实际测量出的等温温度系数减去燃料温度系数，就得到了慢化剂温度系数

反应性功率系数

- 在实际运行中，并不希望对反应性系数进行区分，而是把各种因素合并在一起考虑
- 定义：反应堆的功率变化一个单位，引起的反应性变化量称为**反应性功率系数**
 - 堆功率变化 — 温度场变化 — 空泡份额变化 — 反应性变化

$$\alpha_{POWER} = \frac{\partial \rho}{\partial P_{ower}}$$

反应堆的功率
系数一定要设计成负的

Power Coefficient of Reactivity:

The power coefficient of reactivity is the net effect of the various temperature induced reactivity feedback (both positive and negative) effects. Definitions vary but should include the Doppler coefficient, moderator and coolant coefficients, the effect of core expansion (i.e., if the core itself expands, neutron utilization decreases), and the effect of any special resonance absorbers. The power coefficient should be negative over all power levels.

This later consideration is often a problem at low power levels. Material densities do not vary much with temperature at low temperature. Hence, the magnitude of any feedback effect that depends on density is quite small at low temperatures. Also, the Doppler Effect is only a factor at very high temperatures.

The power coefficients of any Generation II reactors (existing LWRs) are negative at low temperature but are of such small magnitude that critical operation is not allowed until the reactor is at normal operating temperature. Thus, heat up is done via a means other than core power. Common practice is to operate the coolant pumps with off-site electricity. Those pumps are typically 90% efficient. So, 10% of the energy is lost as heat and, over a day or so, this can be used to bring a plant to full operating temperature.

其他反应性系数

- 对于不同的反应堆，还要考虑各种因素对反应性的影响

- 流量系数（潜艇）

$$\alpha_G \equiv \frac{\partial \rho}{\partial G}$$

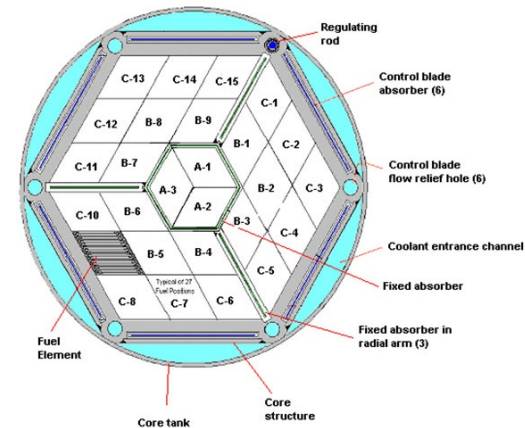
- 压力系数（气冷堆）

$$\alpha_{pressure} = \frac{\partial \rho}{\partial p}$$

- 水位系数（游泳池堆） ...

其他反应性效应

- 元件棒弯曲效应
 - 燃料棒受辐照后生长，导致弯曲
- 失水效应（进水效应）
- 孔洞效应
- 样品效应



MIT的研究反应堆，**冷却剂**用轻水，**反射层**用重水，不论是轻水泄露还是重水泄露，或者轻水进入重水还是重水进入轻水，都会导致反应性减少

反应性亏损

- 如前所述，负反应性系数的绝对值太大也有不利的地方
- 反应堆从低温升到高温，反应性必有损失
- 反应堆从低功率升到高功率，反应性也必有损失
- 反应堆的运行中，必须考虑这些反应性的损失量，称为反应性亏量（亏损）

反应性亏损

- **温度亏损:**

反应堆从冷态零功率状态转变为热态零功率状态时，其反应性的减少量称为反应堆的反应性温度亏损

- **功率亏损:**

反应堆从热态零功率状态转变为热态满功率状态时，其反应性的减少量称为反应堆的反应性功率亏损

把功率的影响和温度的影响分开

反应性系数的大小

TABLE 14-2: Temperature Coefficients

	BWR	PWR	HTGR	LMFBR
Fuel-temperature coefficient				
Doppler (pcm/°K)	-4 to -1	-4 to -1	-7	-0.6 to -2.5
Isothermal temperature coefficient				
Coolant void (pcm/%void)	-200 to -100	0	0	-12 to +20
Moderator (pcm/°K)	-50 to -8	-50 to -8	+1.0	
Expansion (pcm/°K)	~0	~0	~0	-.92
<u>Temperature defect ($\% \Delta k / k$)</u>	2.0-3.0	2.0-3.0	0.7	0.5
<u>Power defect ($\% \Delta k / k$)</u>	1.5-2.5	1.5-2.5	4.0	0.8
<u>Xe worth ($\% \Delta k / k$)</u>	2.6	2.6	3.3	0.0
<u>Sm worth ($\% \Delta k / k$)</u>	0.7	0.7	0.5	0.0

安全性

- 固有安全性和非能动安全性
- **Inherit safety and Passive safety**

Passive Safety Demonstration

The passive safety features of the IFR have been demonstrated dramatically in a series of tests in the Experimental Breeder Reactor II (EBR-II), which has the same type of fuel and heat transport system as the IFR. It was demonstrated that the reactor operating at full power would be safely shut down by negative reactivity feedback, without benefit of the scram or any other safety system or of operator action, upon loss of forced coolant flow and upon loss of heat sink, two of the most demanding reactor accident scenarios. Transient temperatures during shutdown were measured to be below those of concern for fuel integrity and reactor safety.

温度反应性效应

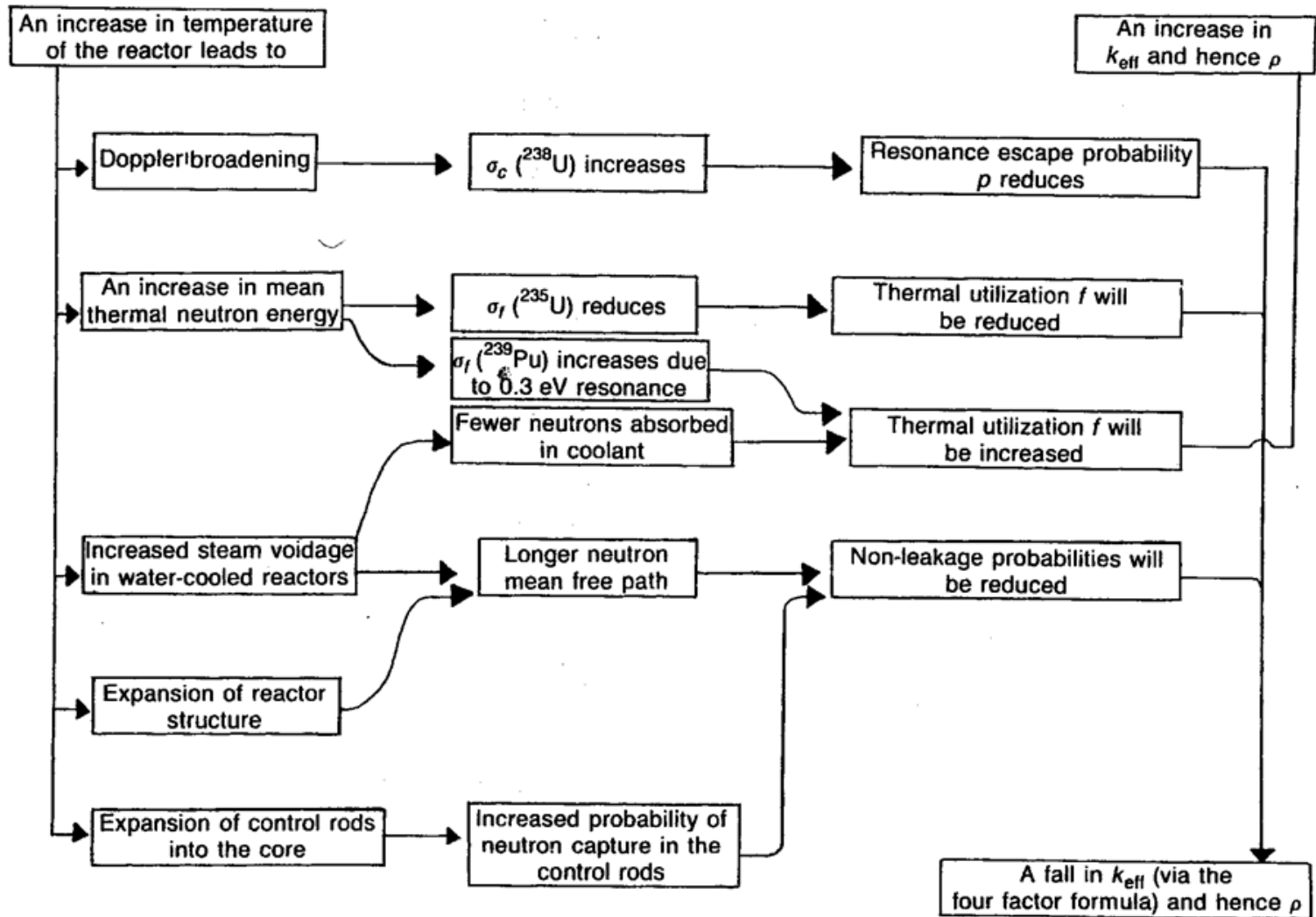
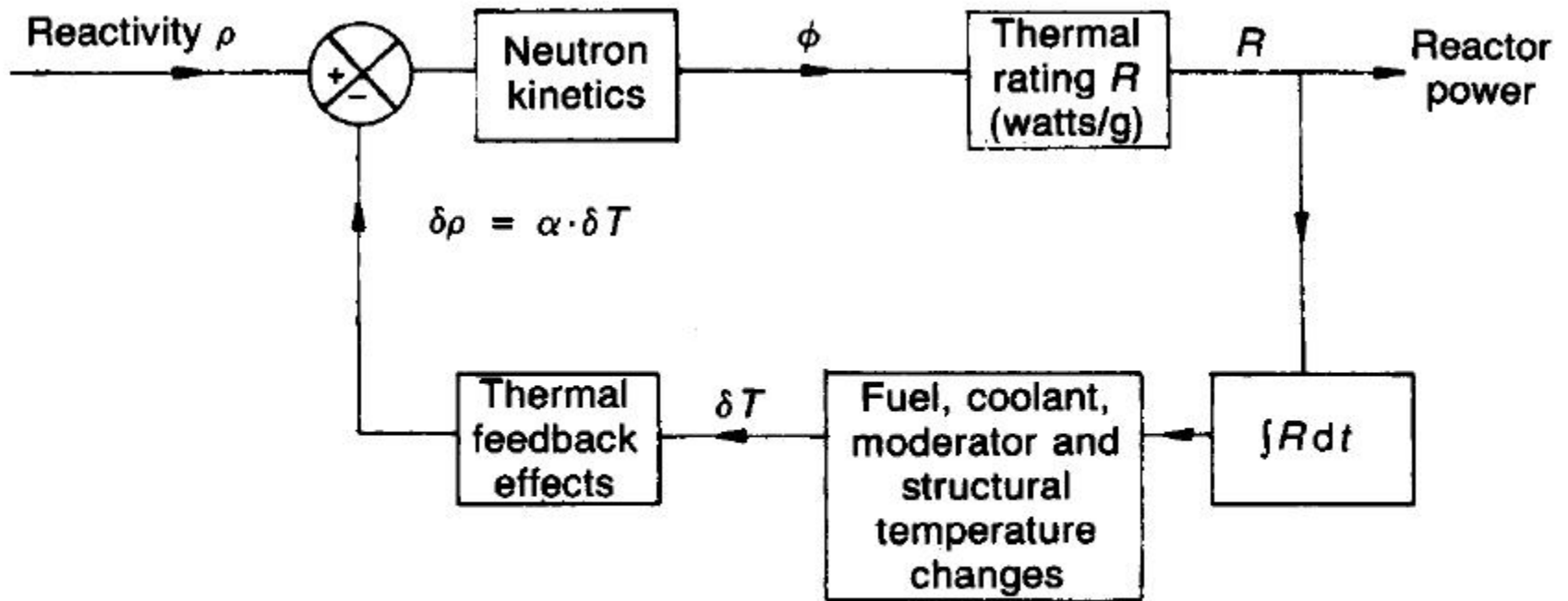


Figure 8.9. The ways in which temperature affects reactivity

温度反应性反馈



Thermal feedback in nuclear reactors

切尔诺贝利事故

- 切尔诺贝利事故的根本原因，是其**RBMK**反应堆的**设计缺陷**

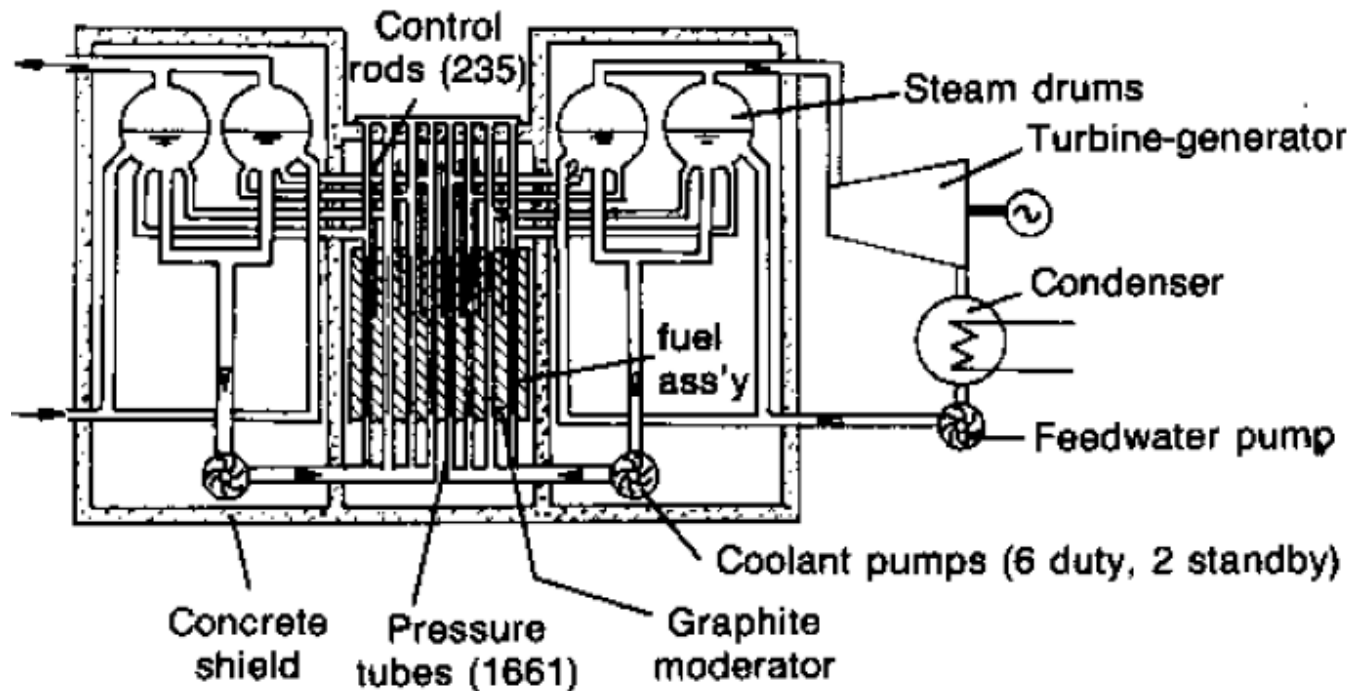


Figure 11.8. Layout of the RBMK reactor at Chernobyl

切尔诺贝利事故

- 切尔诺贝利的反应堆是**石墨沸水堆**
 - 该堆由早期的天然铀石墨慢化水冷生产堆发展而来
- 用石墨作为慢化剂，水作为冷却剂

但是水也是可以当慢化剂的！

- 正常功率运行时，堆芯气泡份额大，慢化剂核密度小，堆芯欠慢化，空泡系数为负

切尔诺贝利事故

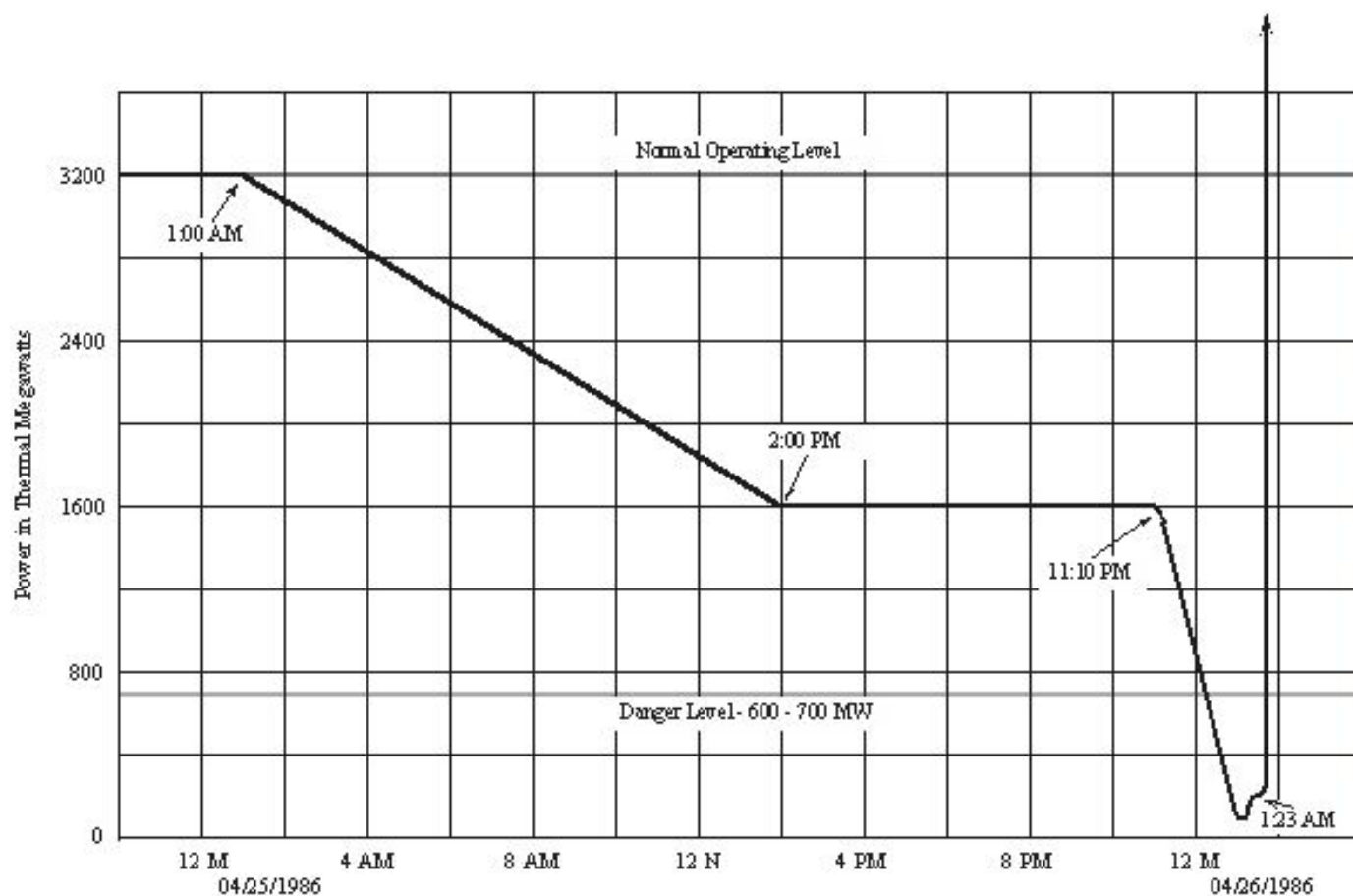
- 低功率运行时堆芯气泡份额小，慢化剂核密度大，堆芯过慢化，空泡系数为正

所以，该堆规定不许在很低功率下运行！

- 发生事故前，反应堆处于很低功率，又是在碘坑中，为了做实验，将汽轮机从电网断开，主蒸汽阀门关闭，但是不停堆，造成堆内冷却剂大沸腾，正空泡效应使得反应堆超瞬发临界

切尔诺贝利事故

- 切尔诺贝利事故中的功率历史



切尔诺贝利事故

- 请参阅STACEY书的P285-287
- 也可以参考附件中的文件



两大核事故介绍
Adobe Acrobat Do...
397 KB

- 有人说，低功率时，在RBMK反应堆的堆芯中插上一些控制棒，就可以将其空泡系数变成负的，有道理吗？

堆芯中布置一些中子吸收体后，当出现空泡时，虽然水的中子吸收减少了，但水中空泡增多使得中子穿透慢化剂被毒物吸收的概率增加，从而带来负的空泡系数。

反应性反馈

5.7 REACTIVITY FEEDBACK

Up to this point, we have discussed neutron kinetics—the response of the neutron population in a nuclear reactor or other fission chain reacting system to an external reactivity input—under the implicit assumption that the level of the neutron population does not affect the properties of the system that determine the neutron kinetics, most notably the reactivity. This is the situation when the neutron population is sufficiently small that the fission heat does not affect the temperature of the system (i.e., at zero power). However, in an operating nuclear reactor the neutron population is large enough that any change in fission heating resulting from a change in neutron population will produce changes in temperature, which in turn will produce changes in reactivity, or reactivity feedback. The combined and coupled response of the neutron population and of the temperatures, densities, and displacements of the various materials in a nuclear reactor is properly the subject of reactor dynamics, but the term is commonly used to also include neutron kinetics.

反应性反馈

When the neutron population increases, the fission heating increases. Since this heating is deposited in the fuel element, the fuel temperature will increase immediately. An increase in fuel temperature will broaden the effective resonance absorption (and fission) cross section, generally resulting in an increase in neutron absorption and a corresponding reduction in reactivity—the *Doppler effect*. The fuel element will also expand and, depending on the constraints, bend or bow slightly, thus changing the local fuel–moderator geometry and *flux disadvantage factor* (the ratio of the flux in the fuel to the flux in the moderator), thereby producing a change in reactivity. If the increase in fission heating is large enough to raise the fuel temperature above the melting point, fuel slumping will occur, resulting in a large change in the local fuel–moderator geometry and a corresponding change in flux disadvantage factor and fuel absorption, producing a further change in reactivity.

反应性反馈

Some of the increased fission heat will be transported out of the fuel element (time constant of tenths of seconds to seconds) into the surrounding moderator/coolant and structure, causing a delayed increase in moderator/coolant and structure temperature. An increase in moderator/coolant temperature will produce a decrease in moderator/coolant density, which causes a change in the local fuel-moderator properties and a corresponding change in both the moderator absorption and the flux disadvantage factor. In addition, a decrease in moderator density will reduce the moderating effectiveness and produce a hardening (shift to higher energies) in the neutron energy distribution, which will change the effective energy-averaged absorption cross sections for the fuel, control elements, and so on. An increase in structure temperature will cause expansion and deformation, producing a change in the local geometry that will further affect the flux disadvantage factor. These various moderator/coolant changes all produce changes in reactivity.

反应性反馈

The reduction in moderator/coolant density increases the diffusion of neutrons, and the increase in temperature causes an expansion of the reactor. The effect of increased diffusion is to increase the leakage, and the effect of increased size is to reduce the leakage, producing offsetting negative and positive reactivity effects. In addition to these internal (to the core) reactivity feedback effects, there are external feedback effects caused by changes in the coolant outlet temperature that will produce changes in the coolant inlet temperature.

第七章 第 2 节

反应性控制

反应性控制

- 理论上，一个反应堆的有效增殖系数 k 达到1（即反应性达到0），便可以运行
- 实际上，反应堆的有效增殖系数必须显著大于1（即反应性大于0），才能实现长期的、可控的运行 ？
- 存在各种因素使反应性减少
 - 燃料的消耗，裂变产物中毒、结渣
 - 反应性的温度亏损，功率亏损

反应性控制

I. INTRODUCTION

· Nuclear reactors must be initially loaded with a significantly larger amount of fuel than that required merely to achieve criticality, since the intrinsic multiplication of the core will change during core operation due to processes such as fuel burnup and fission product production. Sufficient excess reactivity must also be provided to compensate for negative reactivity feedback effects such as those represented by the temperature and power defects of reactivity. In contrast to the core geometry and volume, which are primarily determined by thermal considerations (i.e., achieving the required core thermal power output utilizing a power density consistent with thermal design limitations), the fuel loading or enrichment will be determined by the desire to build into the core sufficient excess reactivity to allow full power operation for a predetermined period of time.

To compensate for this excess reactivity, it is necessary to introduce an amount of negative reactivity into the core which one can adjust or control at will. This control reactivity can be used both to compensate for the excess reactivity necessary for long term core operation and also to adjust the power level of the reactor in order to bring the core to power, follow load demands, and shut the core down. The control reactivity is most often present in the form of strong neutron absorbers that can be inserted into or withdrawn from the core (although movable

反应性控制

core reflector elements or fuel assemblies and coolant flow have also occasionally been used for reactivity control). The determination of the control reactivity requirements and the apportionment of control reactivity among various types of control elements is a very important aspect of nuclear reactor core design. In this introductory section we will classify the control requirements of nuclear reactor cores, as well as the various control elements commonly used in power reactors.

反应性控制

- 如果某反应堆在**常温下**刚好临界，一旦升温就临界不了
- 如果某反应堆在**低功率下**刚好临界，那末不可能把功率提升上去
- 如果一个反应堆在“**干净**”时刚好临界，那末中毒后就无法临界了
- 如果一个反应堆今天刚好能临界，那末由于燃料的消耗，明天就无法临界了

反应性控制

- 比如大亚湾压水堆，其新堆芯在冷态、无毒情况下的反应性大约是0.29 ($K_{\text{eff}}=1.4$)
- 而反应堆稳定运行时，要求反应性必须等于零

因此，必须设法把**剩余的反应性**“**控制**”起来。即用某些手段，将这些剩余反应性抵消掉；等需要的时候，再把控制手段撤去，恢复剩余反应性。

反应性控制相关术语

- 剩余反应性 ρ_{ex}

所有控制毒物都从堆中取出时（所有控制反应性的手段都撤去时），堆芯的反应性

- 停堆裕度（深度） ρ_s

当所有控制毒物都放入堆芯时（所有控制反应性的手段都用上时），堆芯的负反应性。

— 例如：秦山要求停堆深度 -0.02

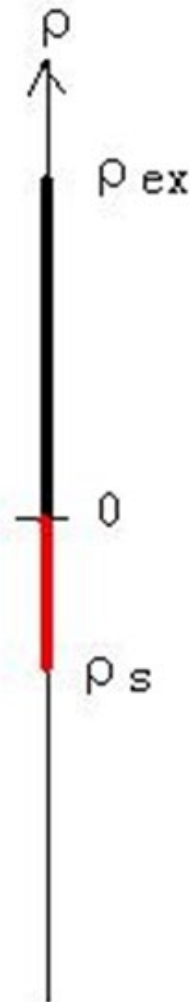
反应性控制相关术语

- 总的被控反应性

控制系统能够控制的反应性范围，
应该能够包括剩余反应性加上
停堆深度

$$\rho_{ex} + |\rho_s|$$

实际上这还不够



反应性控制相关术语

- 卡棒准则

反应堆处于冷态、无毒状态时，一束控制价值最大的控制棒被卡住时，停堆深度也要达到 - (2 - 3) %

- 因此，反应堆控制系统的控制能力要大于总的被控反应性

$$\rho_{\text{控制}} > \rho_{ex} + |\rho_s|$$

卡棒事故和卡棒准则

SL-1: The SL-1 reactor was located in Idaho and operated for research purposes. One of its control rods became stuck and the reactor was shut down. Two technicians, both on the night shift, were assigned to fix the problem. One bent over the stuck rod and pulled on it. It suddenly came free and the force of the pull caused it to come completely out of the core. This was enough to make the reactor critical. The previously stuck rod was ejected by the subsequent steam explosion and it pinned the technician to the top of the SL-1's containment building. The other technician died from radiation injuries.

The accident was caused by a sudden change in the thermal utilization. It led to a rule that reactors be designed so that the withdrawal of any single rod could not make the reactor critical. The SL-1 accident occurred in the early 1960s.

思考题

1. 剩余反应性是否越大越好？

大的代价（装料多，控制难）

2. 停堆深度是否越深越好？

深的代价（控制费钱）

适可而止！

反应性控制的任務

采用多种合理的控制手段来控制反应堆的剩余反应性，使反应堆能够安全、经济、机动地运行。

- **安全**：能对付各种扰动，抑制氙振荡，堆发生故障时能确保停堆，确保反应堆不过热、不烧毁
- **经济**：展平功率分布，延长堆芯寿命，减少计划外停堆次数，降低控制系统本身成本
- **机动**：开堆、停堆、升降功率快速方便，跟踪负荷性能佳，能在碘坑中启动

控制功能分类

- **调节**控制：
调节反应堆的功率，对付各种扰动 （快）
- **补偿**控制：
补偿燃料减少的反应性 （慢）
- **紧急**控制：
主要用于快速停堆 （平时不用，快）

反应性控制原理

- 改变堆内中子的**吸收**

控制棒，硼酸水，固体可燃毒物

- 改变堆内中子的**泄漏**情况

移动反射层，转鼓，移动燃料组件

- 改变堆内中子**能谱**

改变慢化剂成分，机械谱移

反应性控制手段

- 改变中子的吸收

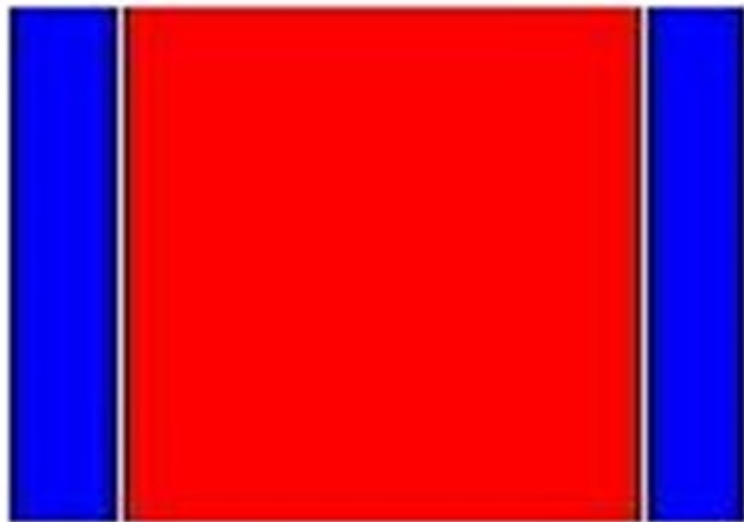
改变吸收是用的最普遍、最方便的反应性控制手段

- 改变中子的泄露

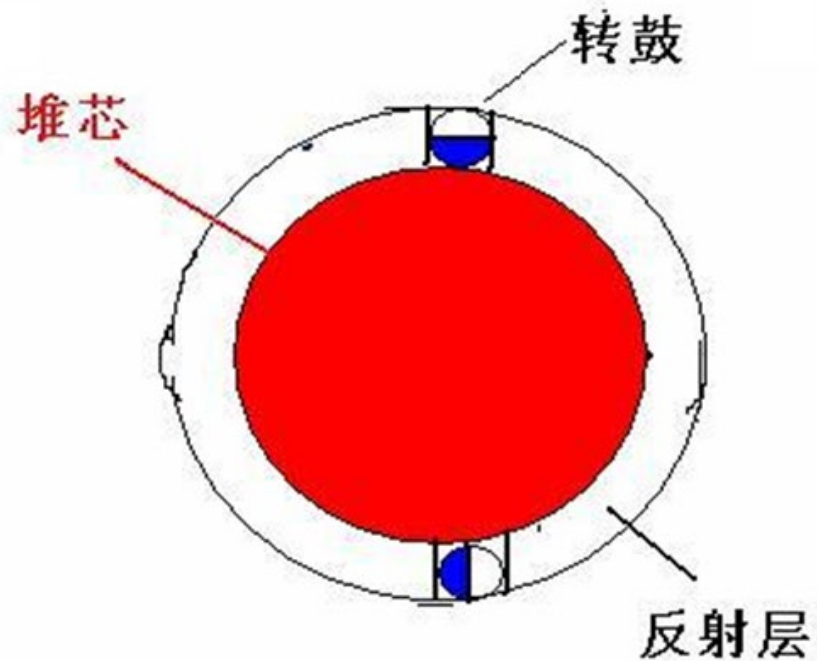
在快堆能谱下，各种材料的中子吸收截面都不是很大，基于吸收的手段“价值“不可能很大

— 某零功率快堆实验装置就用移动反射层的方法来控制反应性

反应性控制手段



可移动反射层的快堆



空间反应堆的转鼓式
控制手段

反应性控制手段

- **轻水增殖堆**，用移动燃料组件的方式控制反应性
- 当部分燃料组件抽出时，既增大了泄漏，也减少了裂变，反应性下降
- 热谱条件下，一般采用钍燃料，此堆为了实现增殖，需最大限度节省中子，故不用一般意义上的控制棒

轻水增殖堆

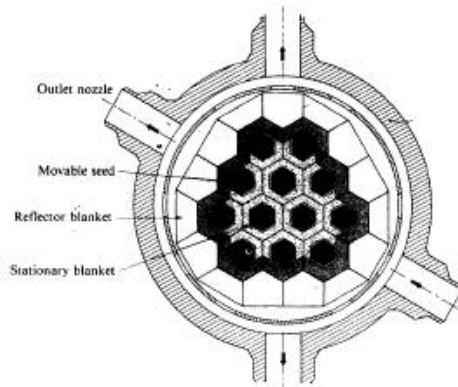


Fig. 4.22 LWBR core cross section. (Courtesy of U.S. Department of Energy.)

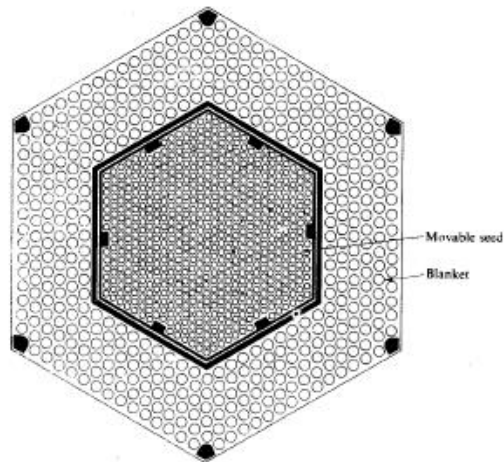


Fig. 4.23 Typical LWBR fuel module cross section. (Courtesy of the U.S. Department of Energy.)

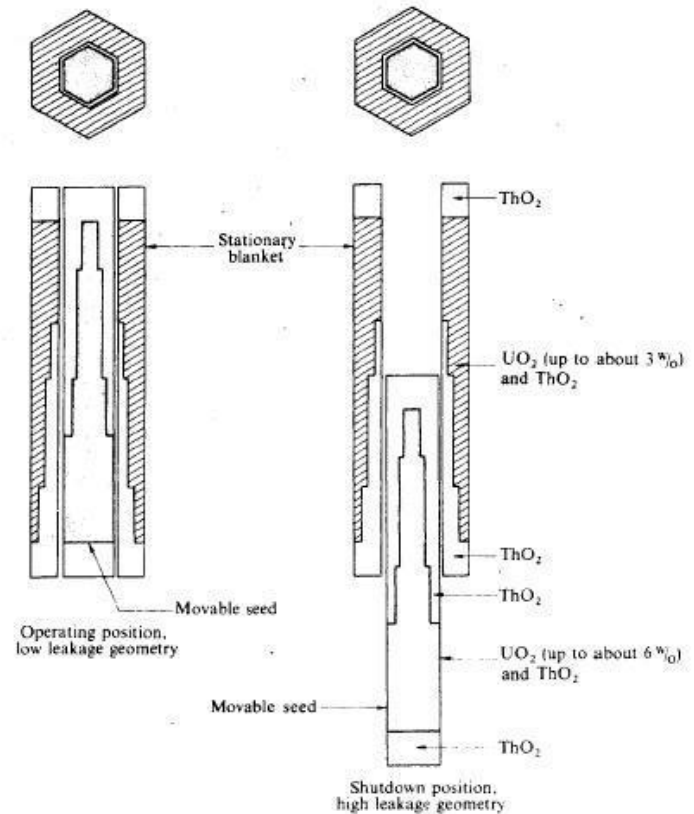


Fig. 4.24 Variable geometry control concept. (Courtesy of the U.S. Department of Energy.)

反应性控制手段

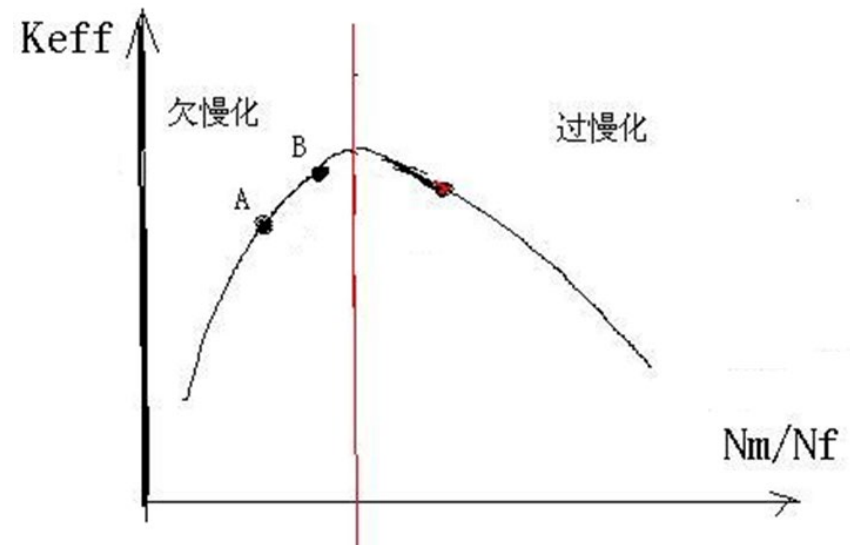
- 谱移控制：控制反应堆的能谱
- 改变慢化剂的成分来控制反应性
 - 其慢化剂由轻水重水混合组成
 - 开始时，轻水含量较少，堆内中子慢化不足，堆芯反应性较小
 - 以后逐步加大轻水比例，增强慢化能力，可使反应性增大

反应性控制手段

- 机械谱移

- 堆芯寿期初，在堆芯某些位置插入一些锆棒
- 锆棒挤掉减少一些慢化剂，使得堆芯慢化不足，反应性减小

- 以后逐步拔掉锆棒，相当于增加了慢化剂，使得反应性增加



反应性控制手段

- 谱移控制的好处
 - 节约中子，增大燃料转化比
 - 控制棒，硼酸吸收的中子是白白浪费掉的
- 实际上，**沸水堆**中就利用了谱移控制技术
 - 寿期初，堆芯凉水少，沸腾剧烈，空泡比较多，中子慢化不足，反应性少
 - 寿期末，堆芯凉水多，空泡较少，中子慢化多，增加了反应性，补充损耗的损失

反应性控制手段

- 反应堆的控制手段，多种多样
- 各种反应堆的类型很多，控制方式多变

同学们可以调研，有过哪些控制手段

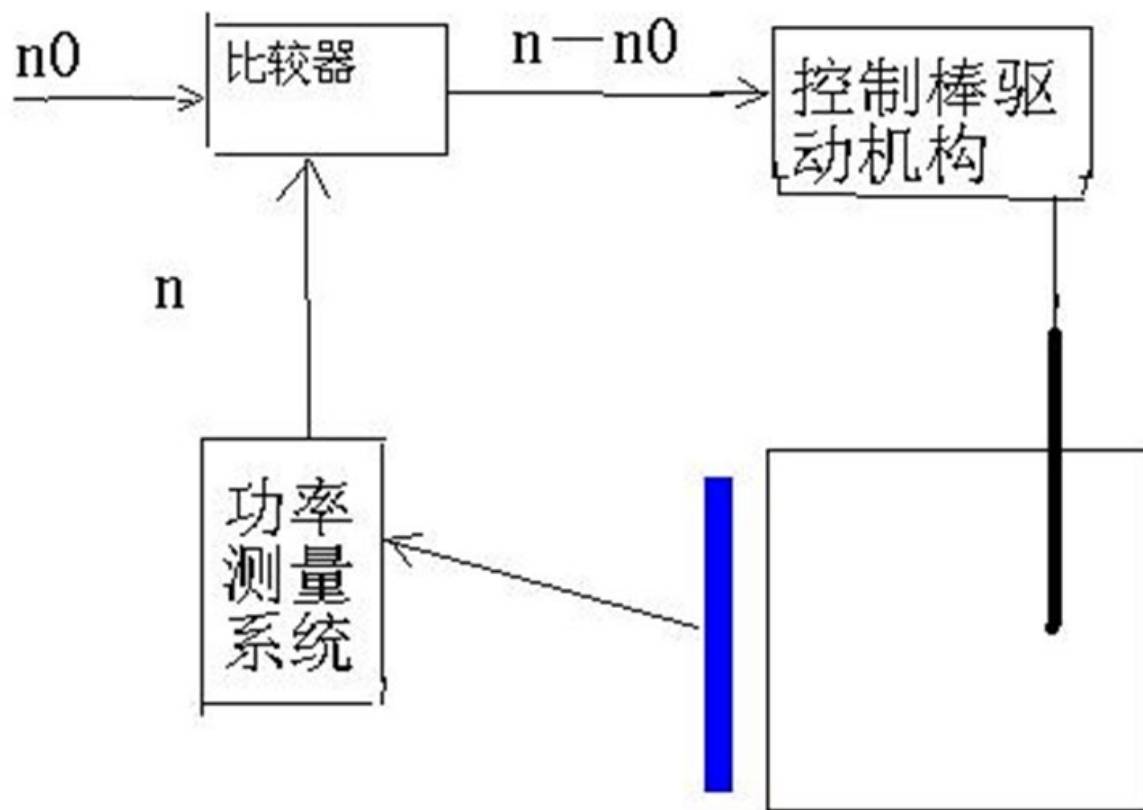
也可以大开脑洞，想一些新的控制手段

清华901游泳池堆的控制

- 敞开的非封闭堆芯，低温低压，功率只有2MW，剩余反应性不大，故只采用控制棒来控制反应性，控制棒的驱动机构也很简单（蜗轮蜗杆带钢丝绳）
- **自动调节棒** — 调节功率，对付扰动
- **补偿棒** — 补偿燃料消耗，中毒、结渣，温度效应等
- **安全棒** — 紧急停堆

控制棒驱动示意图

定值



调研

- 清华大学5兆瓦低温供热堆如何控制反应性？其控制棒有什么特点？
- 清华大学10兆瓦高温气冷堆如何控制反应性？

思考

- 某个高温气冷堆堆芯直径0.8米，在反射层里布置4根控制棒，即可控制整个反应堆
- 试问
 - PWR为何要那么多控制棒？
 - PWR控制棒为何不放在反射层里？
 - 为何清华高温堆控制棒不插在堆芯？

压水堆反应性控制

- 紧急控制：
安全棒
事故注硼
- 调节控制：调节棒（自动）
- 补偿控制：硼酸，固体可燃毒物

控制棒

- 控制棒的作用
- 控制棒的形式
- 控制棒吸收体常用材料
- 控制棒反应性价值计算方法

控制棒的作用和特点

- 特点：动作快，定位精度高
- 用于控制反应性的快变化
- 调节由于温度、硼浓度、空泡份额等扰动引起的反应性小变化
- 补偿功率变化时氙浓度变化引起的功率分布畸变
- 提供足够的停堆深度

控制棒的形式

- **PWR 棒束控制**
 - 17×17 组件中有24根一束的细控制棒
 - （秦山一期） 15×15 组件中有20根，共有37束控制棒，行程280步
 - 控制棒的移动不是连续的，而是一步一步的
- **BWR 十字形控制棒**

压水堆和沸水堆的控制棒

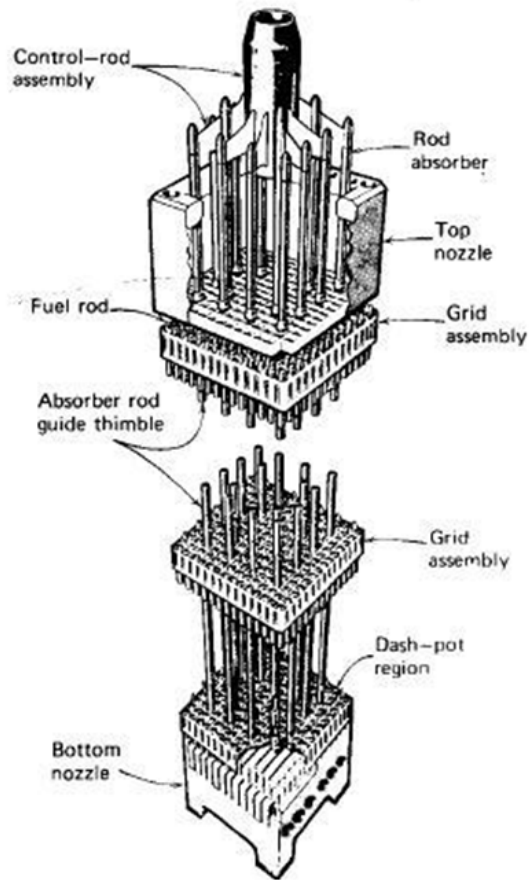


FIGURE 14-2. PWR rod cluster control assembly

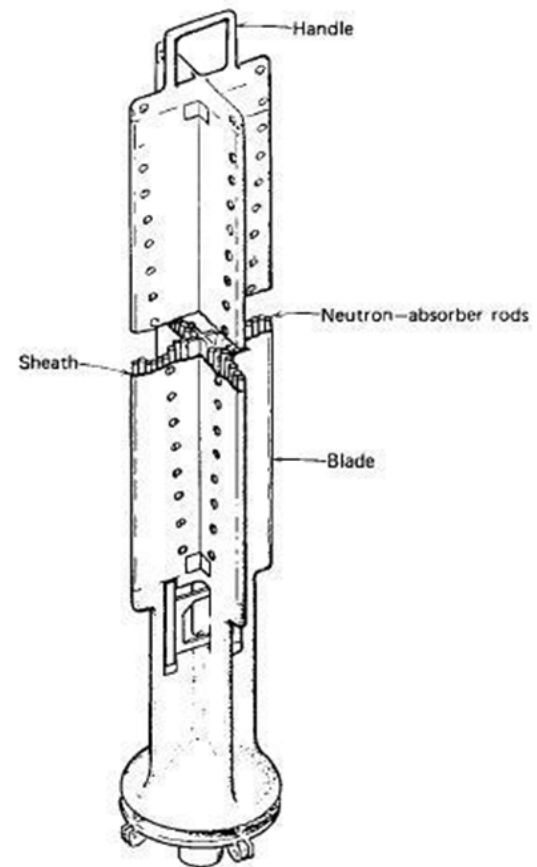
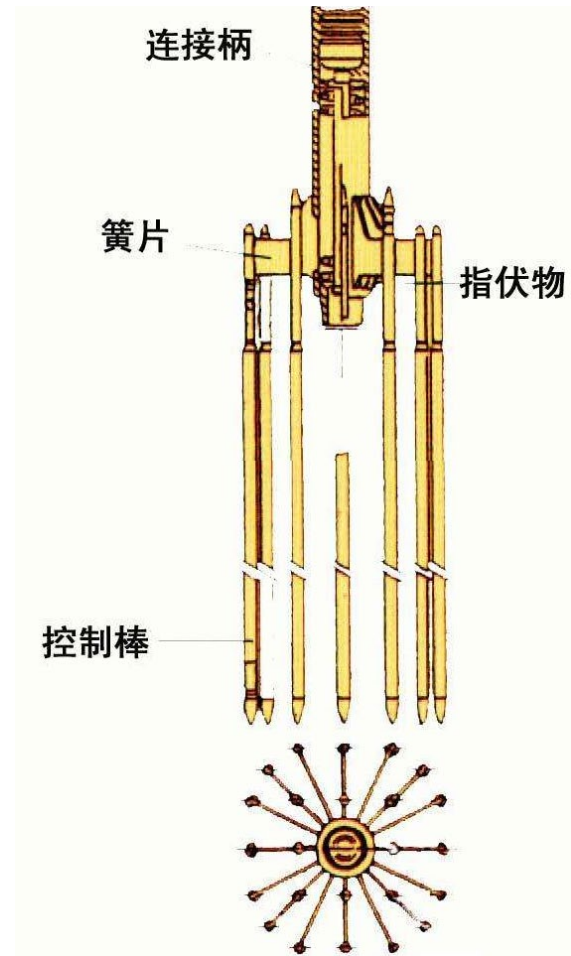
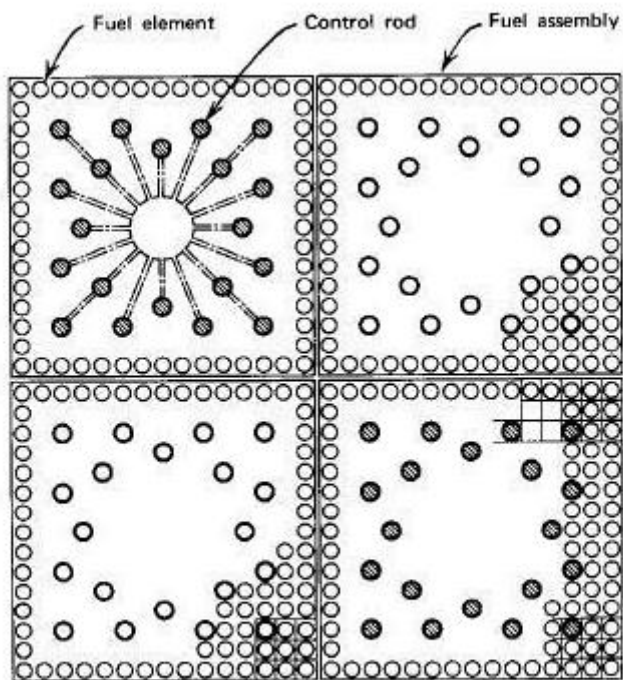


FIGURE 14-1. BWR control rod assembly.

控制棒



控制棒



压水堆燃料组件剖面示意

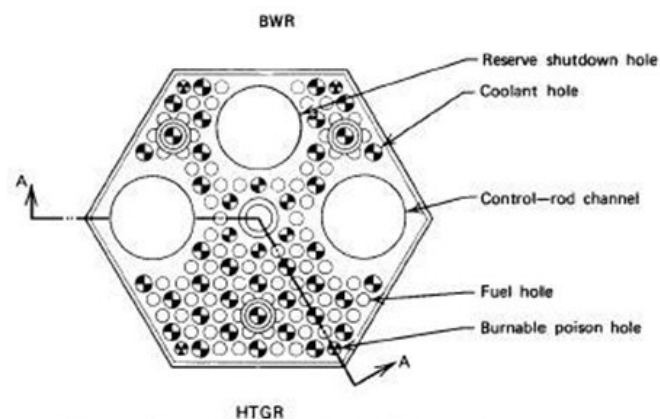
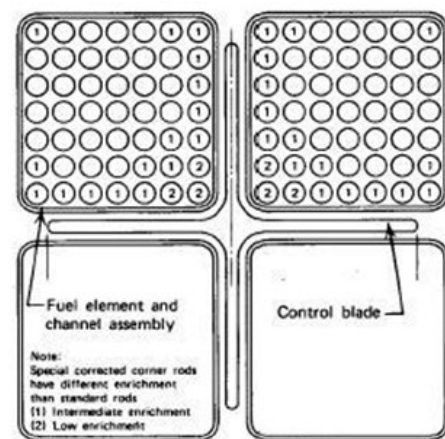


FIGURE 14-5. Control cells for several reactor types.

控制棒常用的材料

- 制作控制棒的材料，需要具备较大的中子吸收截面，比较长的寿命、良好的化学形态和机械强度等性质
- 硼
 - 碳化硼、硼玻璃...
- 银铟镉合金
 - 质量比（银80%、铟15%、镉5%）
- 铅

控制棒材料的性质

表 8-4 控制棒用材料核特性

同位素	丰度/%	$(\sigma_a)_{\text{热}}/b$	$(\sigma_a)_{\text{共振}}/b$	E_r/eV
^{107}Ag	51.8	45	630	16.6
^{109}Ag	48.2	92	12 500	5.1
^{113}Cd	12.3	20 000	7 200	0.18
^{113}In	4.2	12	—	—
^{115}In	95.8	203	30 000	1.46
^{174}Hf	0.18	390	—	—
^{176}Hf	5.2	<30	—	—
^{177}Hf	18.5	380	6 000	2.36
^{178}Hf	27.14	75	10 000	7.80
^{179}Hf	13.75	65	1 100	5.69
^{180}Hf	35.24	14	130	74.0

控制棒材料的性质

控制材料的性质

材料	$\sigma_a(0.025\text{ev})$ (barns)	Σ_a^T (cm^{-1})	Thickness For $\Sigma_a^T t = 20$ (cm)	共振积分 (barns)	吸收剂浓度 g moles / liter
Cd	2450	114	0.018	21	9.4
Gd in Gd_2O_3	49000	1244	0.0016	381	13
B in B_4C	759	83	0.024	341	36
Hf	102	4.7	0.418	2008	92
Ag-In-Cd	198	11.1	0.180	1060	89

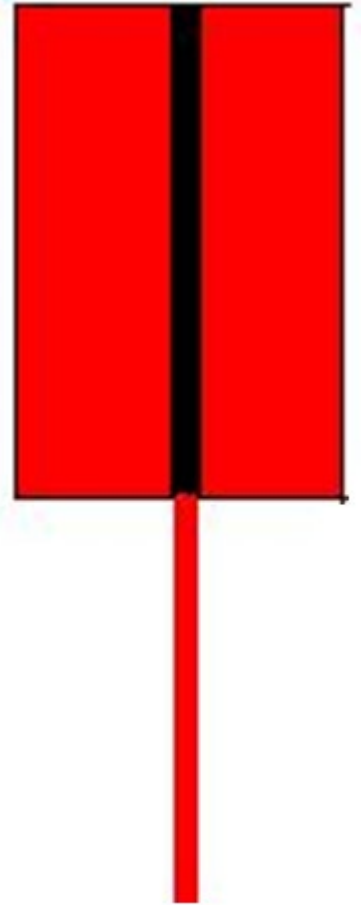
包括同位素吸收链的作用

控制棒的价值

- 某控制棒插入堆芯时，使得堆芯的反应性的减少量，称为该控制棒的反应性（控制）价值
 - 也可以说：某控制棒拔出堆芯时，使得堆芯的反应性的增加量，称为该控制棒的反应性（控制）价值
- 控制棒的微分价值和积分价值
- 控制棒的迭步运行

控制棒的价值

- 控制棒价值的计算方法
 - 通过两次计算求差法
 - 微扰方法
 - 直接方法
- 给出单群临界理论下，圆柱形均匀裸堆，控制棒带有跟随棒的单根中心棒的价值的计算公式



$$\rho_{\text{棒}} = \frac{7.43M^2}{(1 + B_0^2 M^2)R^2} \left[0.116 + \ln \left(\frac{R}{2.405a} \right) + \frac{d}{a} \right]^{-1}$$

控制棒的价值

- 在控制棒价值的计算式中

$$\rho_{\text{棒}} = \frac{7.43M^2}{(1 + B_0^2 M^2)R^2} \left[0.116 + \ln \left(\frac{R}{2.405a} \right) + \frac{d}{a} \right]^{-1}$$

M为徙动长度，**B₀**为无棒的几何曲率

R为裸堆的半径

d为外推距离，**a**为控制棒的半径

具体推导过程请参阅拉马什教材

控制棒的价值

- 可见对裸堆的中心棒

$$\rho_{\text{棒}} = \frac{7.43M^2}{(1 + B_0^2 M^2)R^2} \left[0.116 + \ln\left(\frac{R}{2.405a}\right) + \frac{d}{a} \right]^{-1}$$

- 棒周围介质的徙动面积越大，控制棒价值越大
- 反应堆径向尺寸R越大，控制棒价值越小
- 内边界外推距离d越近，控制棒价值越大
- 控制棒越粗，反应性价值越大

控制棒对径向通量分布的影响

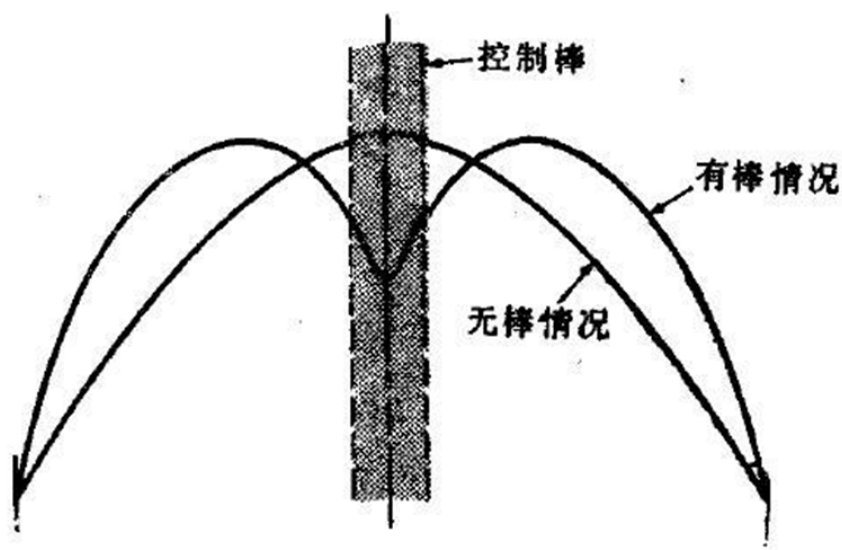
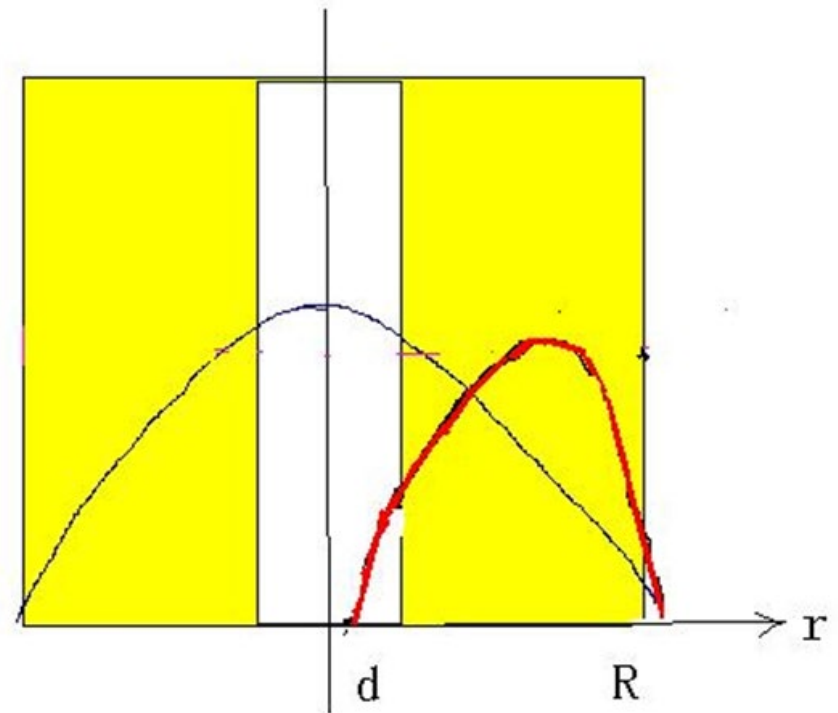


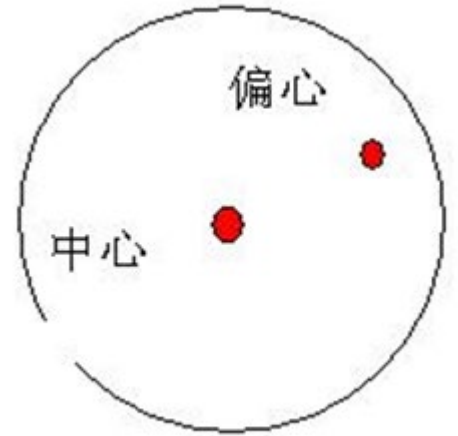
图 14-1 裸堆内有控制棒和没有控制棒情况下的通量



思考：在均匀裸堆中央插入一根控制棒，除了使堆内被吸收的中子数目增加外，对中子的泄漏有何影响？

偏心控制棒的价值

- 控制棒并非都插在中心位置
- 实际观察和理论分析均表明：控制棒的价值大体上与其所在位置的中子通量的平方成正比，故偏心棒的计算公式是



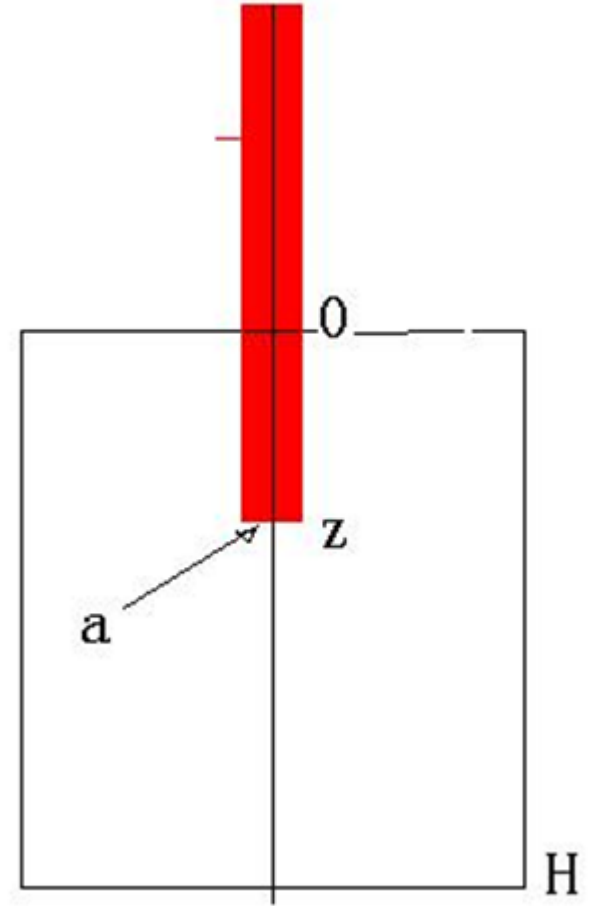
$$\rho_{\text{偏}} = \rho_{\text{中}} \left[\frac{\phi(r)}{\phi(0)} \right]^2$$

部分插入控制棒的价值

- 如果控制棒只插入一部分，
假设其插入深度为 z ，
其价值为

$$\rho(z) = -\frac{\Sigma_{a,p} \int_0^a \int_0^z \phi^2(r, z) 2\pi r dr dz}{\int_V \nu \Sigma_f \phi^2(r, z) dV}$$

$$\phi(r, z) = A J_0\left(\frac{2.405}{R} r\right) \sin\left(\frac{\pi}{H} z\right)$$

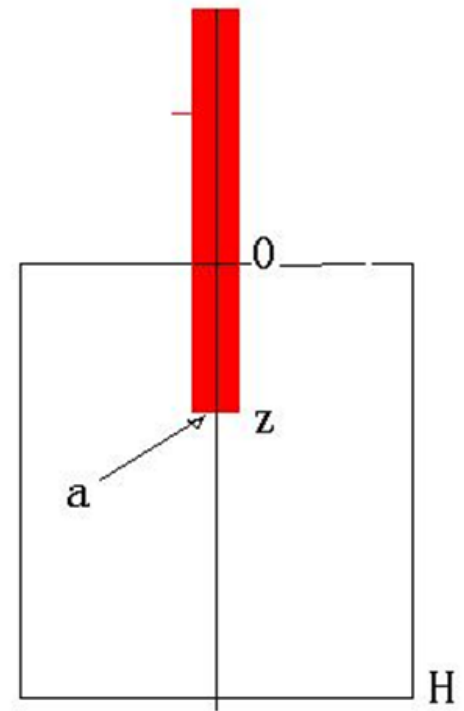


部分插入控制棒的价值

- 可得部分插入和全插入时的价值比

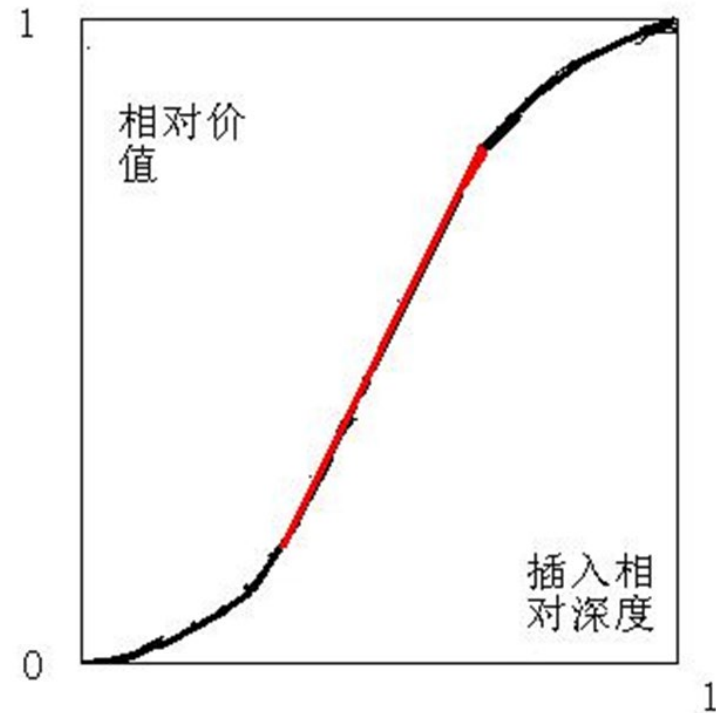
$$\frac{\rho(z)}{\rho(H)} = \frac{\int_0^z \sin^2\left(\frac{\pi}{H} z\right) dz}{\int_0^H \sin^2\left(\frac{\pi}{H} z\right) dz}$$

$$\rho(z) = \rho(H) \left[\frac{z}{H} - \frac{1}{2\pi} \sin\left(\frac{2\pi}{H} z\right) \right]$$



部分插入控制棒的价值

- 中间部分是线性区，控制棒的微分价值近似为常数
- 顶部、底部的微分价值较小
- 控制棒（调节棒）插到中间位置最好



控制棒的迭步

中子价值和价值函数

- 假定在堆芯某处，发生某个扰动，对堆芯反应性的影响是

$$\delta\rho = - \frac{\int_{V_p} \delta\Sigma_a \phi \phi^* dV}{\int_V \nu\Sigma_f \phi \phi^* dV}$$

- 则在堆内 r_0 位置放入一小块体积为 V_p 、吸收截面为 $\Sigma_{a,p}$ 的材料，则

$$\delta\Sigma_a = \Sigma_{a,p} V_p \delta(r - r_0)$$

中子价值和价值函数

- 则
$$\Delta\rho = -\frac{\Sigma_{a,p} V_p \phi(r_0) \phi^*(r_0)}{\int_V \nu \Sigma_f \phi(r) \phi^*(r_0) dV}$$
$$= \frac{-\Sigma_{a,p} V_p \phi(r_0) \phi^*(r_0)}{Q}$$

- 可得中子价值函数

$$\phi^*(r_0) = \frac{-\Delta\rho}{\Sigma_{a,p} V_p \phi(r_0)} Q$$

中子价值和价值函数

- 中子价值函数的定义

$$\phi^*(r_0) = \frac{-\Delta\rho}{\Sigma_{a,p} V_p \phi(r_0)} Q$$

- 在 r_0 处的中子价值正比于 r_0 处每秒吸收一个中子引起的负反应性
- 或者说
在 r_0 处的中子价值正比于 r_0 处每秒加入一个中子引起的正反应性

中子价值和价值函数

- 不同位置处，不同能量的中子，对反应性的贡献是不一样的，即其价值是不一样的
 - 位于堆中心的中子，其价值大于位于边缘的中子
 - 在热中子反应堆中，热中子的价值大于快中子的价值
 - 往堆芯中心飞行的中子，其价值大于往堆芯外飞行的中子

思考题

- 用中子价值来解释

1. 缓发中子有效份额为何不同于缓发中子份额？

$$\beta \neq \beta_{eff}$$

2. 控制棒价值为何与通量平方成正比，而不是与通量成正比？

$$\rho_{\text{偏}} = \rho_{\text{中}} \left[\frac{\phi(r)}{\phi(0)} \right]^2$$

缓发中子有效份额

- 在以铀235为燃料的热中子反应堆中，缓发中子份额是0.0065，但是缓发中子起的作用比这个份额要大一些
- 在点堆方程中用一个比 β 大一些的数 β_{eff} 来代替 β ，得到结果更符合实际
- **原因：** 在热堆中，缓发中子的价值比瞬发中子大一些

控制棒价值

- 控制棒价值为何与通量平方成正比，而不是与通量成正比？

$$\delta\rho = -\frac{\int_{V_p} \delta\Sigma_a \phi \phi' dV}{\int_V \nu\Sigma_f \phi \phi' dV} \approx -\frac{\int_{V_p} \delta\Sigma_a \phi^2 dV}{\int_V \nu\Sigma_f \phi^2 dV}$$

- 实际上，控制棒的控制价值是与所在处的通量成正比，也与该处的中子价值成正比
- 但是在单群价值理论框架下，中子价值等于中子通量，故控制棒价值与通量平方成正比了

控制棒对轴向通量分布的影响

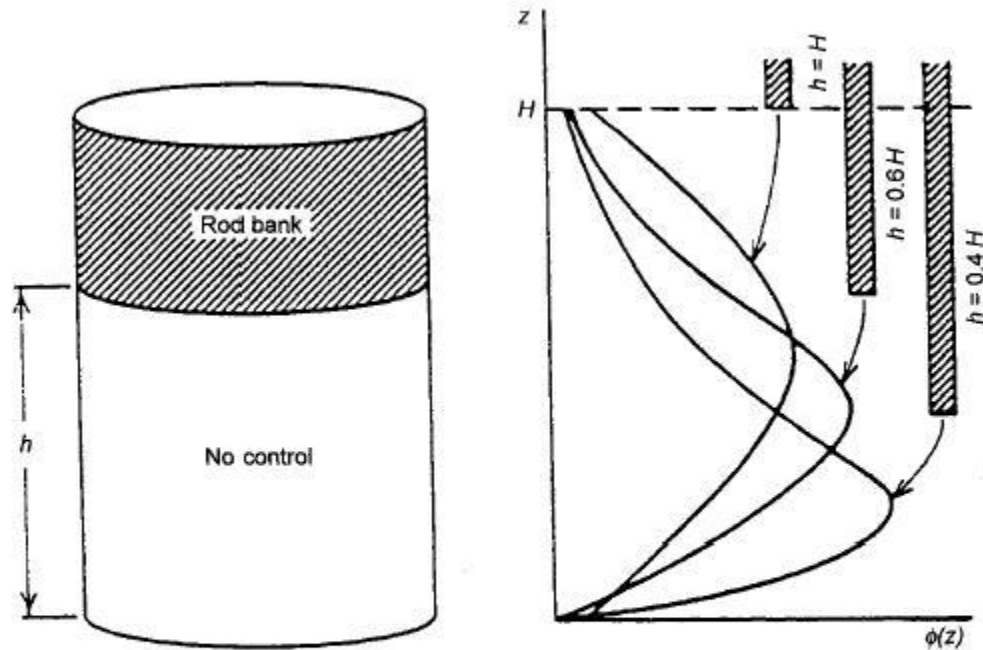
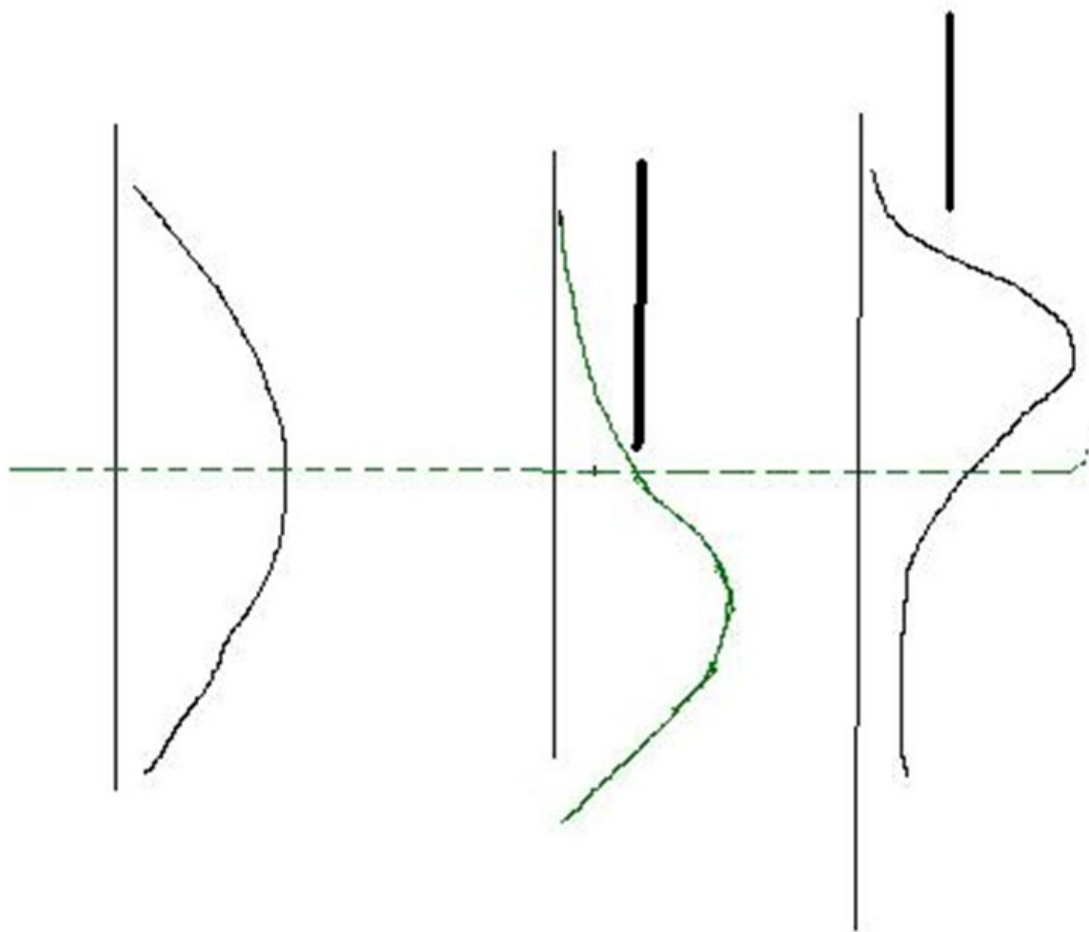


Fig. 3.7 Insertion of a control rod bank into a bare cylindrical core. (From Ref. 4; used with permission of Wiley.)

控制棒对轴向通量分布的影响



控制棒价值的实际计算方法

- 将控制棒栅元均匀，求出控制棒栅元的均匀化群常数
- 将此群常数用于组件计算，算出组件均匀化群常数
- 在此基础上进行堆芯多群扩散计算，算出堆芯的有效增殖系数（反应性）
- 有棒堆芯与无棒堆芯的反应性之差，就是控制棒的反应性价值

控制棒之间的干涉效应

- 现象：两根控制棒都插入堆芯，其反应性价值不等于两棒单独插入时的反应性价值之和

一加一不等于二！

- 原因：A棒的插入改变了B棒的“环境”
- 记住：控制棒之间不要靠得太近

控制棒之间的干涉效应

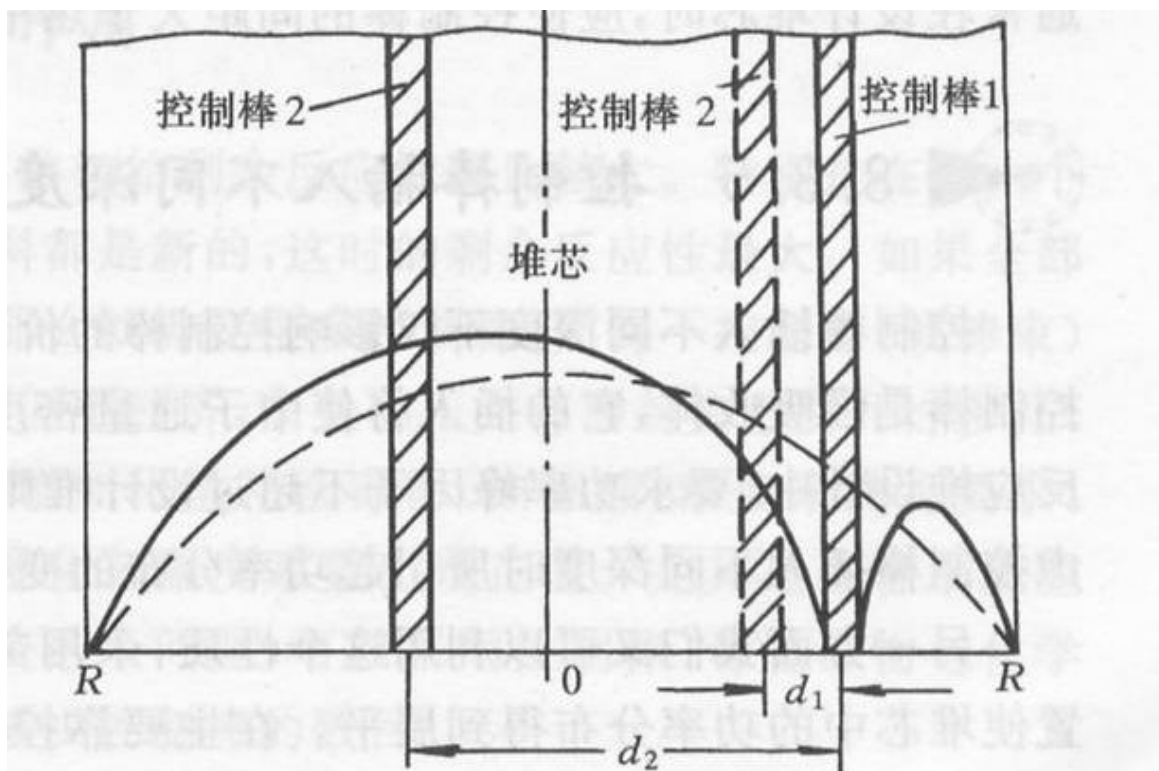


图 8-8 控制棒插入堆芯后对径向中子通量密度分布的影响

----- 无控制棒时中子通量密度的分布；

—— 控制棒插入堆芯后中子通量密度的分布

化学补偿控制

- 对于压水堆，溶解于冷却剂的**硼酸**是重要的反应性控制手段
- 压水堆一回路中重要的化学与容积补偿控制系统（化容系统），主要功能就是调硼
- 硼酸中，一般采用天然硼，特殊情况下也可以用富集硼
- 天然硼中，含硼-10为19.8%（3800靶），含硼-11为80.2%，平均吸收截面为760靶

化学补偿控制

- 采用化学补偿控制的必要性：
 - 单靠控制棒控制不了PWR的很大的剩余反应性
 - 控制棒很贵，太多控制棒，即使不考虑经济性，也无安装空间

- 化学补偿控制的优点：
 - 便宜
 - 不占空间
 - 不会造成通量分布畸变

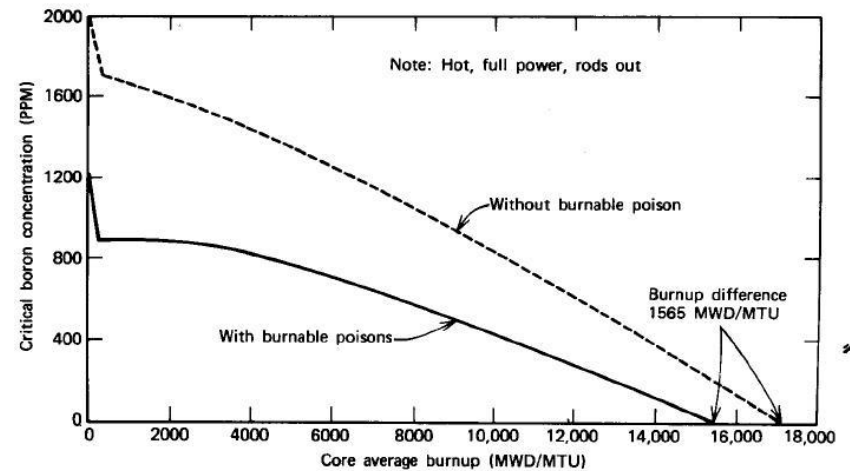


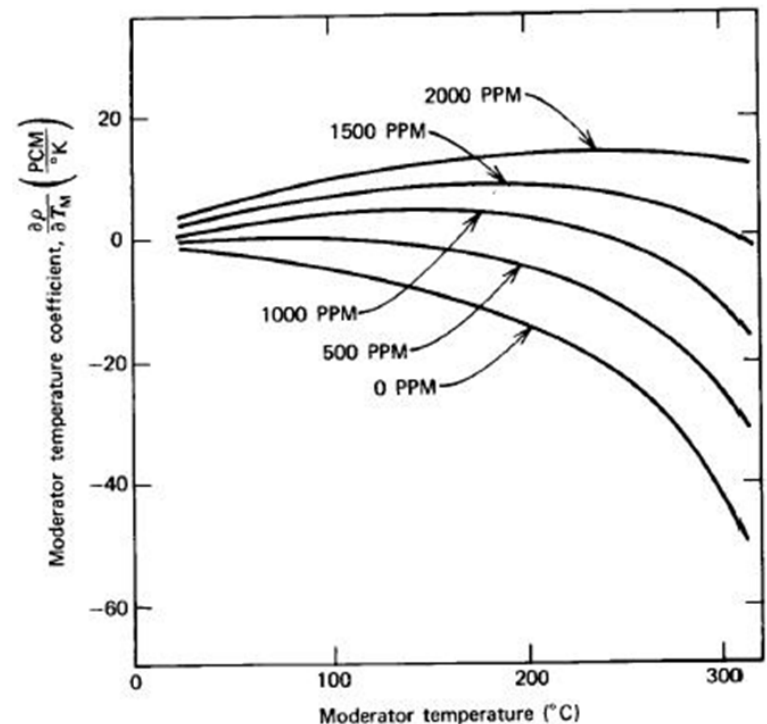
FIGURE 14-11. Boron concentration versus first cycle burnup with and without burnable poison rods.¹¹

化学补偿控制

- 化学补偿控制的缺点：
 - 不能控制反应性的快变化（ ？ ），主要用来补偿损耗反应性损失

- 硼浓度过大，会造成正的慢化剂温度系数，故限制硼浓度不得超过约1300ppm

1 ppm = 1微克 / 克



The effect of chemical shim on the moderator temperature coefficient in a PWR.

化学补偿控制

- 硼浓度减小对慢化剂温度系数的影响

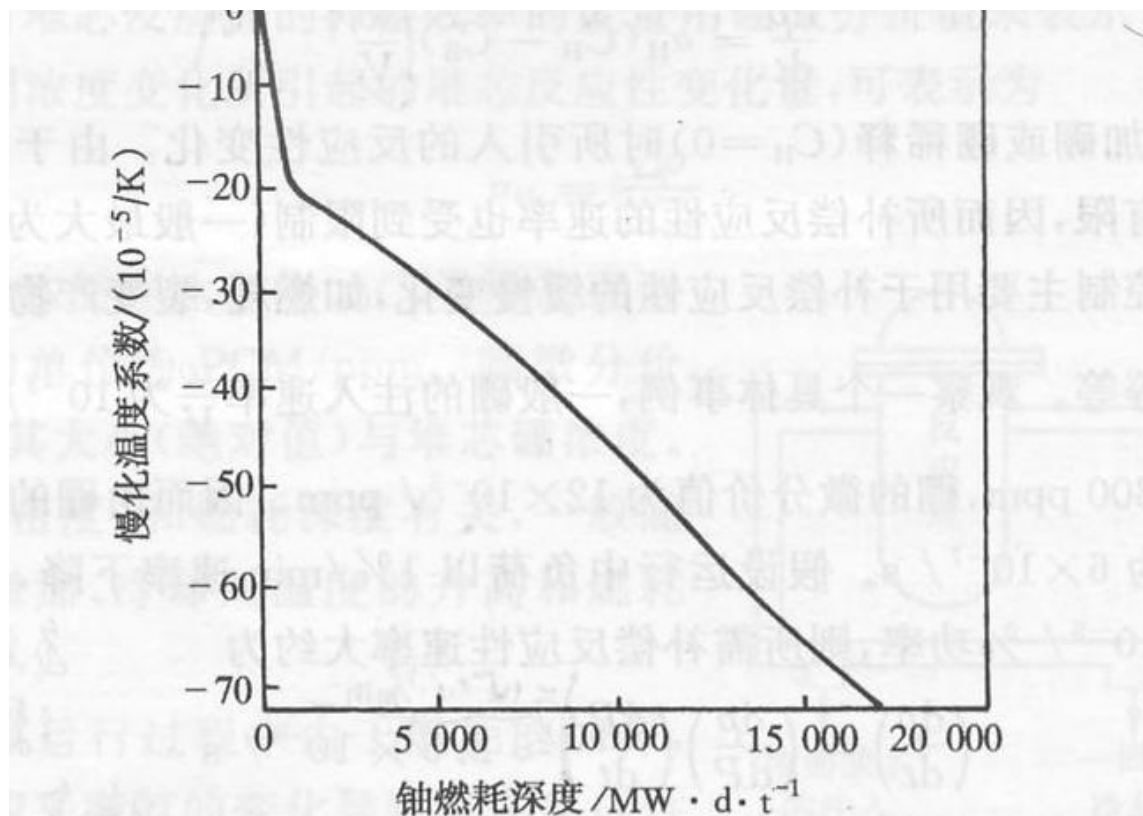


图 8-19 压水堆慢化剂温度系数随燃耗深度变化

化学补偿控制

- 硼的微分价值
硼浓度变化 1 ppm 引起的反应性变化，称为硼的微分价值
- 大致上是硼浓度变化 1 ppm 相当于反应性变化 10 pcm，即万分之一的反应性
 - 硼的微分价值与硼浓度有关？

教材上有关于硼的微分价值、调硼速度和反应性引入速度等的计算例题，注意消化一下。

可燃毒物控制

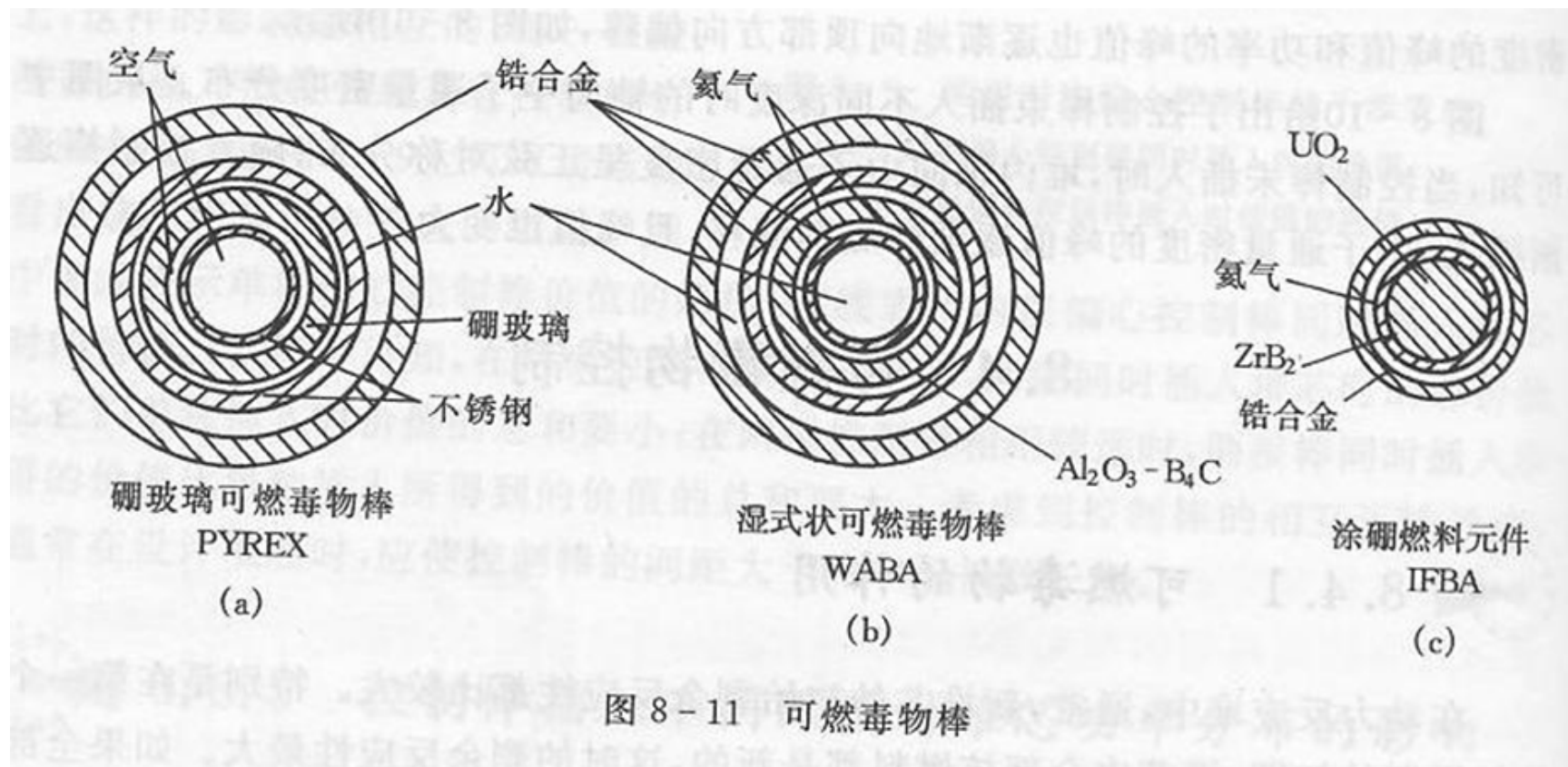
- 控制棒加上可溶硼酸，有时还满足不了PWR对反应性控制要求
- 可以采用**固体可燃毒物**
 - 毒物的吸收截面很大，但其产物吸收截面很小，不再是毒物了，即毒物被烧掉了
 - 燃料消耗，反应性下降
 - 毒物消耗，反应性上升

如果毒物的烧损可以正好补偿燃料消耗反应性的损失，则反应堆的运行非常便利

可燃毒物控制

- 目前的可燃毒物使用较多的是硼和钆，也在研究其他的一些材料
- 可燃毒物的形态
 - 做成单独的可燃毒物棒（硼玻璃管）
 - 与燃料均匀混合（三氧化二钆与二氧化铀均匀混合）
 - 将硼化锆涂在燃料芯块的表面

可燃毒物控制



可燃毒物控制

- 可燃毒物的数量和空间分布，会显著影响堆芯反应性的变化
- 理想状态下，可燃毒物消耗释放的反应性正好等于燃耗引起的反应性损失（ k_{eff} 不变）
 - 既要有足够补偿能力，又不要过补偿
 - 堆芯寿期末不要残留
 - 能展平堆芯中子通量分布

可燃毒物控制

- 可燃毒物的合理配置，是堆芯燃料管理的一大任务，也是当前研究热点
- 可燃毒物均匀布置
 - 所有燃料中均匀混合毒物
- 可燃毒物非均匀布置
 - 采用单独的可燃毒物棒
 - 部分燃料棒中混合毒物

可燃毒物控制

- 均匀布置不容易实现很好的匹配
- 初期可燃毒物数量多，宏观吸收截面大，烧得快，造成过补偿，使得 K 上升
- 后期可燃毒物数量少，宏观吸收截面小，烧得慢，造成欠补偿，使得 K 下降
- 有残余硼烧不完，影响堆芯寿期

可燃毒物控制

- 不同初始可燃毒物数量下，堆芯反应性的变化情况

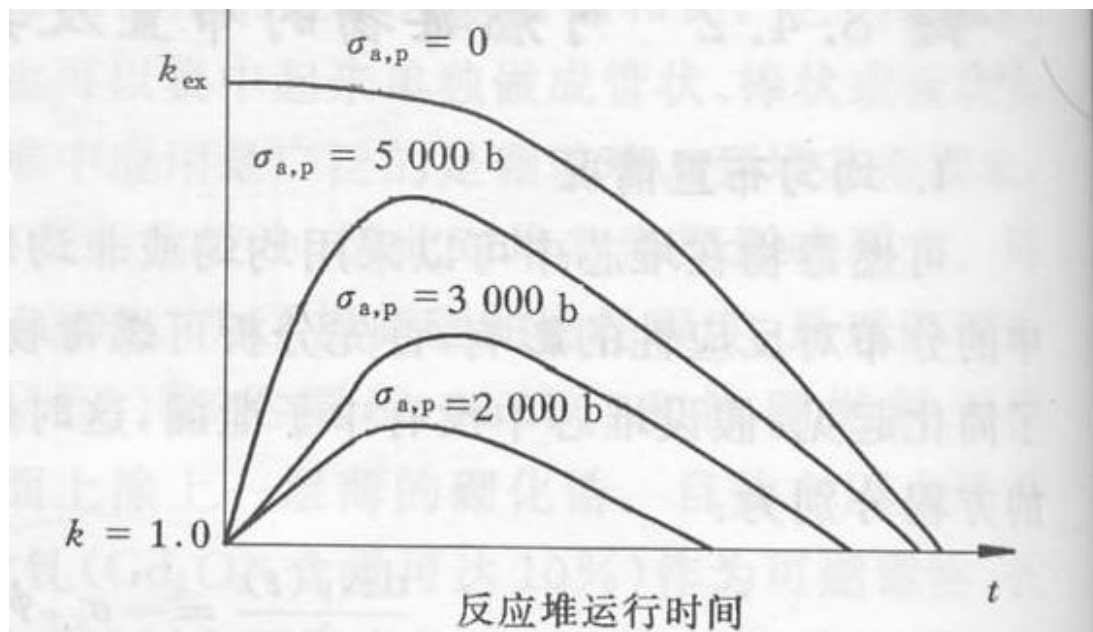


图 8-12 在不同 $\sigma_{a,p}$ 的情况下, $k(t)$ 与 t 的关系

可燃毒物控制

- 如果能设法使得可燃毒物的宏观吸收截面在堆芯寿期内大致不变（变化幅度较小），就可以基本实现与能耗的匹配
- 采用非均匀布置的可燃毒物（可燃毒物棒）就比较容易达到此目的
- 对于压水堆，可燃毒物棒插在不插控制棒的燃料组件的控制棒导向管里

可燃毒物控制

- 非均匀布置下，可燃毒物消耗率随燃耗变化不大
- 初期，可燃毒物的平均核密度较大，毒物棒内的平均通量较低（自屏效应）
- 后期，可燃毒物的平均核密度变小，毒物棒内的平均通量升高

总的效果是整个堆芯寿期内，可燃毒物的消耗率化不大，可以基本实现与燃料消耗率匹配

可燃毒物控制

- 可燃毒物的影响

非均匀布置可燃毒物实际上是分层燃烧，先烧外层，再逐步向里面烧，就像剥笋一样

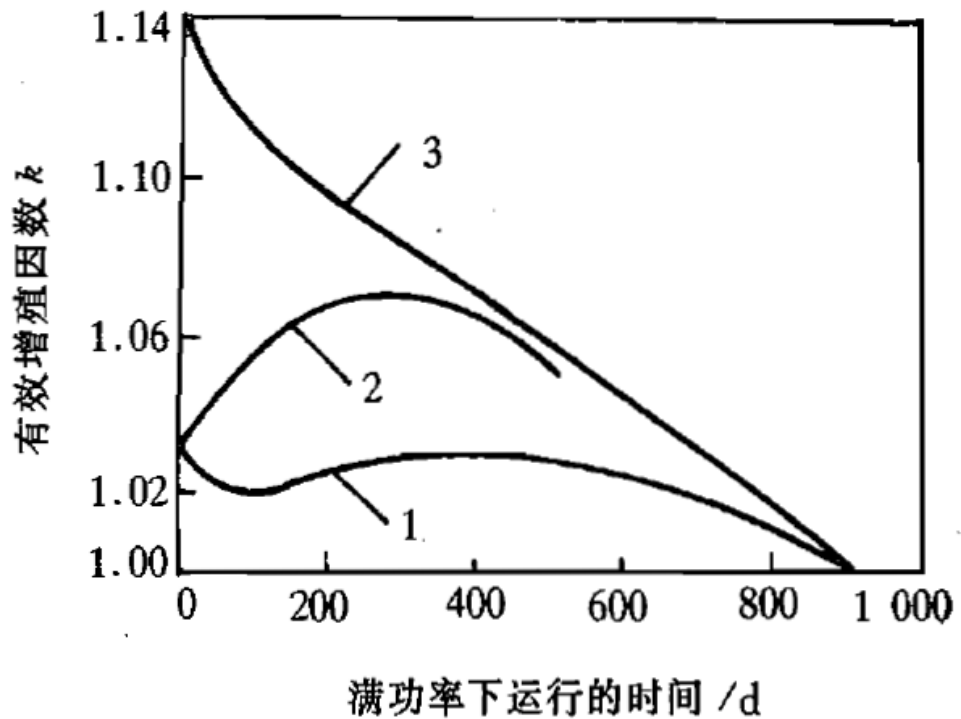


图 8-14 可燃毒物对有效增殖因数的影响

- 1——可燃毒物非均匀布置；
- 2——可燃毒物均匀布置；
- 3——无可燃毒物

可燃毒物控制

- 实际应用中的可燃毒物配置，还要考虑材料、反馈、运行等因素，不同的技术渠道有不同的选择
- 西屋公司的反应堆用非均匀布置的多
- 法国、俄罗斯和中国的使用部分燃料棒均匀布置的多
- 沸水堆和其他反应堆也多采用含钐的可燃毒物方案

可燃毒物控制

- 沸水堆中可燃毒物非常重要，因为BWR不用硼酸作化控
 - 可燃毒物钆以 Gd_2O_3 的形式与二氧化铀均匀混合
- 清华低温供热堆的设计中，也是如此采用了含钆可燃毒物
- 过去PWR只有首炉燃料采用可燃毒物，换料后就不用了，（ ? ）现在PWR普遍采用低泄漏装料方案（LLLP），为展平功率，一直要用可燃毒物

反应性控制

- 反应堆中不同反应性控制手段的能力

TABLE 14-1: Reactivity Requirements in Major Reactor Types

Reactivity ($\Delta k/k$)	BWR	PWR	HTGR	LMFBR
Excess reactivity ρ_{ex} of clean core:				
at 68 °F	0.25	0.293	0.128	0.050
at op. temp		0.248		0.037
at eq. Xe, Sm		0.181	0.073	
Total worth of control, $\Delta\rho$	0.29	0.32	0.210	0.074
Control-rod worth	0.17	0.07	0.16	0.074
Burnable poison worth	0.12	0.08	0.10	
Chemical shim worth		0.17		
Shutdown margin ρ_{sm}				
Cold and clean	0.04	0.03	0.082	0.024
Hot and eq. Xe, Sm		0.14	0.137	0.037

反应性控制

- 不同控制手段的应用范围

注意图中的数值
只有参考意义

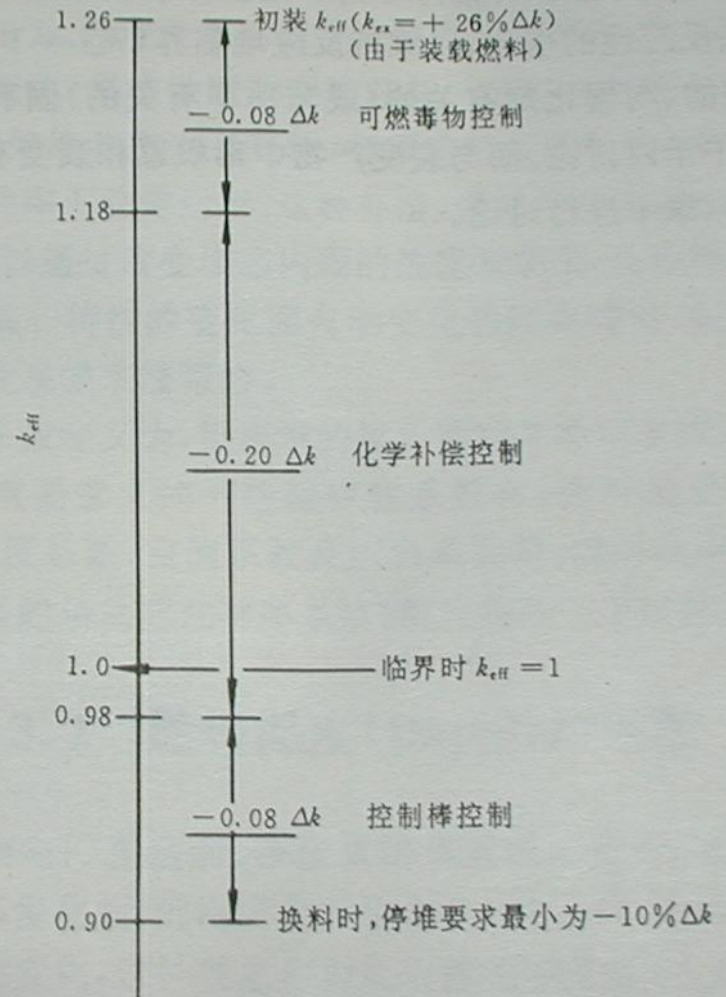


图2.4 k_{eff} 和控制方式

新的毒物

- 现有的毒物，均只有中子吸收作用
- 近年来提出了一些新的毒物方案
- 将 Pu-238 掺杂在燃料中
 - 该核素吸收中子能力强，相当于一种毒物，使堆芯初始反应性减小
 - 当它俘获一个中子后，毒物摇身一变，变成了核燃料钚239，使得堆芯的反应性增加

思考：Pu-238从哪里来？

思考题

- 在整个堆芯寿期内，控制棒价值会变小吗？
- 初看起来，控制棒吸收体材料的消耗，会使控制棒的价值下降
- 实际上，由于自屏效应，控制棒材料的消耗基本不会影响其吸收中子的能力，控制棒一直是黑体
- 而由于损耗，燃料棒的吸收截面变小，甚至可能会提高控制棒的价值

本章作业

- 教材第八章 P226—227，第 1、2、3、4、5、7、9题
- 本章作业不用交，但同学们要记得做

第七章结束

- 反应性反馈和反应性控制，是在前面所学基础上，对实际反应堆的运行状态的深入了解
- 对反应性反馈的理解，代表了反应堆物理的理解水平
- 反应性控制比较简单，但也需要记住
- 本章知识的学习，打开了同学们成为核反应堆工程专家的大门