

核反应堆及动力厂的自动控制

M. A. 舒尔茨著

高之梁等译

中国科学院原子核科学委员会編輯委员会編輯

內 容 簡 介

本书首先扼要地叙述了反应堆控制的物理基础，接着研究反应堆和核动力廠的控制理論以及反应堆控制机构。然后討論了反应堆启动停閉和在功率下的运行問題，最后又简单地介紹了模拟装置。

本书原著为 М. А. Шульц (M. A. Schultz) 所著之 Регулирование Энергетических Ядерных Реакторов (Control of nuclear reactors and power plants)

限于水平，在譯、校中，在內容形式与文字方面，均按充当教材讲义的要求处理，以供高等学校有关专业作教科书，或参考书，或从事核反应堆和动力廠控制工作的工程技术人员参考之用。

目 录

第一章 緒 論

1-1. 緒言和本书的目的	1	1-4. 反应堆和动力厂控制的 原則	4
1-2. 核动力厂和直流发电机系 統的比較	1	1-5. 控制系統設計說明	5
1-3. 核动力厂和直流发电机系 統相比較的例子	2	1-6. 本书的范围	5

第二章 反应堆控制的物理基础

2-1. 反应堆概述	7	2-10. 超临界状态的运行	12
2-2. 裂变过程	7	2-11. 反应堆运行基础	14
2-3. 中子水平	9	2-12. 燃耗	15
2-4. 反应堆周期	9	2-13. 具有負温度系数的反应堆 运行基础	15
2-5. 反应堆的状态	10	2-14. 裂变产物的中毒	15
2-6. 瞬发临界	10	2-15. 影响反应性的因素	18
2-7. 次临界状态下运行	10	2-16. 控制棒的有效性	19
2-8. 次临界周期	11		
2-9. 临界状态下运行	12		

第三章 反应堆的动态

3-1. 概述	21	3-4. 在临界反应堆中輸入为綫 性函数的动态方程的 近似	28
3-2. δk 的輸入为阶梯函数时动 态方程的介	21	3-5. 正弦 δk 輸入时动态方程 的介	30
3-3. 輸入为直綫性函数的动态 方程的介	24		

第四章 反应堆的自动控制

4-1. 原理性反应堆作为一个控 制装置	34	4-4. 中毒反饋	38
4-2. 具有温度系数和中毒效应 的反饋迴路的反应堆負温 度	34	4-5. 功率水平自动控制的一般 要求	43
4-3. 負温度系数反饋	34	4-6. 反应堆自动控制系统概述	44
		4-7. 控制迴路特性	47

4-8. 继动式的反应堆控制系统	49	4-11. 负温度系数对功率最大值的限制	63
4-9. 控制迴路的过渡过程	55	4-12. 过渡过程的评价	64
4-10. 用模拟的方法决定控制迴路的特性	57	4-13. 选择控制系统常数的程序	66

第五章 反应堆控制机构

5-1. 控制机构的一般要求	68	5-4. 刹车机构	76
5-2. 控制棒的传动电动机和控制机构(未加压力的系统)	70	5-5. 能量储藏装置	77
5-3. 在压力下工作的控制传动系统	71	5-6. 缓冲器	79
		5-7. 棒位置的指示	80
		5-8. 控制机构要求的馬力数	81

第六章 核动力厂的控制

6-1. 概述	83	6-9. 流量的变化	104
6-2. 核动力厂的基本元件	84	6-10. 多段反应堆的分析	105
6-3. 稳定工况下的方案	85	6-11. 温度反馈迴路传递函数的应用和限制	106
6-4. 基本迴路的热力学基础	90	6-12. 温度系数的反应性反馈迴路	109
6-5. 动力厂基本元件的传递函数	94	6-13. 过渡过程的分析	111
6-6. 基本动力厂动态特性的概述	97	6-14. 反应堆外部控制系统	113
6-7. 温度反馈迴路的分析	98	6-15. 动力厂自动控制	116
6-8. 冷却剂的混合	102	6-16. 功率给定迴路稳定性的分析	120

第七章 反应堆控制用的辐射探测仪

7-1. 测量问题	125	邻近效应对中子测量影响	133
7-2. 测量范围	125	7-6. 温度对中子测量仪器的影响	135
7-3. 各种仪器的介绍	127	7-7. 仪器的校验和相互校验	136
7-4. γ 辐射对仪器特性的影响	131	7-8. 仪器线路	139
7-5. 反应堆运行情况与控制棒			

第八章 运行控制问题: 启动

8-1. 中子源	141	8-5. 安全启动问题	149
8-2. 反应堆初次启动	143	8-6. 中毒问题	154
8-3. 以后的反应堆启动	145	8-7. 启动控制系统	156
8-4. 启动运行的要求	148		

第九章 运行控制問題。带功率运行

- 9-1. 在功率水平下对反应性变化的要求160
- 9-2. 自动控制164

第十章 运行控制問題: 停閉

- 10-1. 停閉原理167
- 10-2. 刹車保护的原則169
- 10-3. 事故175
- 10-4. 警报和回校准176
- 10-5. 最后的危急停閉方法177
- 10-6. 刹車綫路178

第十一章 模拟装置

- 11-1. 基本模拟計算技术184
- 11-2. 反应堆动态模拟188
- 11-3. 次临界反应堆的模拟装置191
- 11-4. 氙中毒的模拟装置193
- 11-5. 动力厂的模拟装置195

第一章 緒 論

1—1. 緒言和本书的目的

目前关于核动力装置的問題,在我国由于技术和政治方面有着不同的見解,因此还存在許多不确定的情况。虽然如此,但在反应堆和核动力厂的控制领域中,还是有許多观念已經被肯定下来,并且在此基础上从事了研究工作。由于对最好类型的动力厂問題还没有完全一致的看法,显然最好类型的控制系统,也不可能有一致的看法,直到如今所建造的核动力厂是各有其自己的控制系统,这些控制系统的主要区别是在机械設計方面,但是許多理論問題和基本設計观念是一致的。本书就是试图來說明这些一致点。

本书的另一个目的是叙述反应堆及核动力厂控制的基础,以帮助新的控制工程技术人員掌握这方面的技术,从发展上来看,核动力厂是在核反应堆的基础上产生的,而后者又是在核物理的基础上产生的,由于复杂的数学和保密关系,要很好掌握核反应堆的設計等問題是困难的。好在核反应堆控制的許多問題,可以用一般簡化的方法来解决,而这些方法对随动系統的专家来說是熟悉的,但对控制系统設計时常常需要的一些核反应堆的簡化和假設,有时候核物理学家和控制工程师的看法并不一致的。

現在我們都可以看到核动力的事业正在从科学的領域向工程的領域过渡,到目前为止所建造的动力厂就它們自己來說,是如同建立反应堆所依据的那些基本物理方程那样复杂的。所以工程师倾向于把反应堆仅仅看作是較大系統中的一个組織部分,因此用一般工程術語来处理,而这些術語对系統的其余部分是适合的。物理学家則更注意于反应堆复杂的內部結構,而倾向于把动力厂看作是一个有害而又是必需的附屬装置。

反应堆控制問題,自从第一个反应堆的建造就产生了,在很多年来它是广泛研究的对象,核动力厂的控制則是个新問題,因此还没有肯定的答案。

1—2. 核动力厂和直流发电机的系統的比較

我們来研究除了維持鏈式反应外,並沒有其它輸出的反应堆的工作,它可以和断路无負載的直流发电机的工作相比較,將負載加到反应堆而从它取出功率,相当于給直流发电机加上負載,对发电机來說,很容易預料到負載將影响发电机的特性,过去对动力厂会影响反应堆特性这一点是不很清楚的,这种作用在复杂的动力厂是由許多原因引起的,既使較小的附屬設備都能对反应堆的基本特性发生影响,为了从全面的观点出发来估計这問題,将进一步用例子來說明核动力厂和直流发电机相似的問題。

1—3. 核动力厂和直流发电系统相比较的例子*

假设我们的核动力厂包括一个压水冷却式的反应堆系统和一个普通的蒸汽透平系统,如图1—1所示。在这动力厂中,高压水用来冷却反应堆并从它取出热量,这热量通过蒸汽发生器传到二次回路,蒸汽发生器包括一个炉锅和一个蒸汽分离器,动力厂的输出回路由汽轮机凝结器和必要的附属设备组成,蒸汽透平机直接和负载相连,在这里就是发电机,一次冷却剂系统和蒸汽系统都是闭合回路。方案有很多,它取决于装置的基本元件及其特性,因为一次回路中水的温度和二次回路中蒸汽的压力与温度间有着直接的关系,所

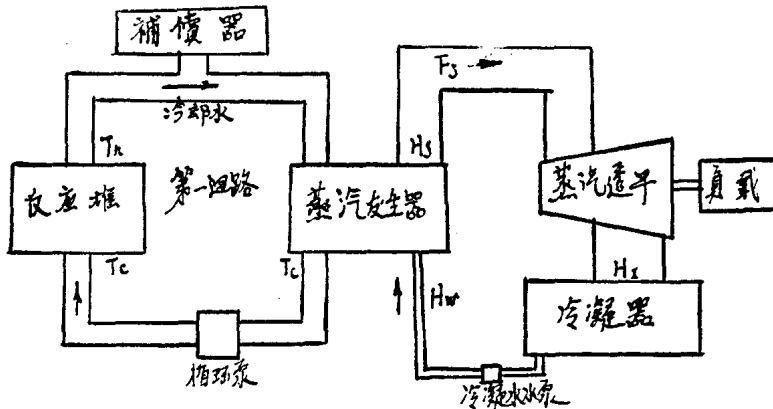


图1—1 包括压水反应堆和一般蒸汽系统的基本核动力厂的方块图

以控制方案可以从任一个回路来确定,这里是根据一次回路参数来研究装置工作的問題,给出了冷却剂在反应堆入口处的温度,出口温度决定于功率水平。我们采用下列符号:

Q = 反应堆的总输出功率;

T_h = 反应堆出口处的冷却剂温度;

T_c = 炉锅出口处的冷却剂温度;

T_{ep} = 冷却剂的平均温度; $T_{Av} = \frac{1}{2}(T_h + T_c)$;

T_s = 蒸汽发生器出口处的蒸汽温度;

p_s = 蒸汽发生器出口处的绝对蒸汽压力;

H_s = 蒸汽发生器出口处蒸汽的焓;

H_x = 在蒸汽轮机出口处废汽的焓(可逆绝热膨胀);

H_w = 给水的焓;

F_s = 蒸汽的流量。

假设我们的控制方案是:一次回路冷却剂的平均温度不依赖于二次回路的负载而保持不变,这称为恒定 T_{ep} 的方案,输出功率的焓变并不引起一次冷却剂体积的焓变,因而,可采小而简单的压力补偿器,在水泵的作用下的循环流量同样在功率变化时也是不变的。在这种控制方案下,一次冷却剂的温度和二次蒸汽温度间的特性关系示于图1—2

* 本书中所用角碼是列于每章后参考文献的序号。

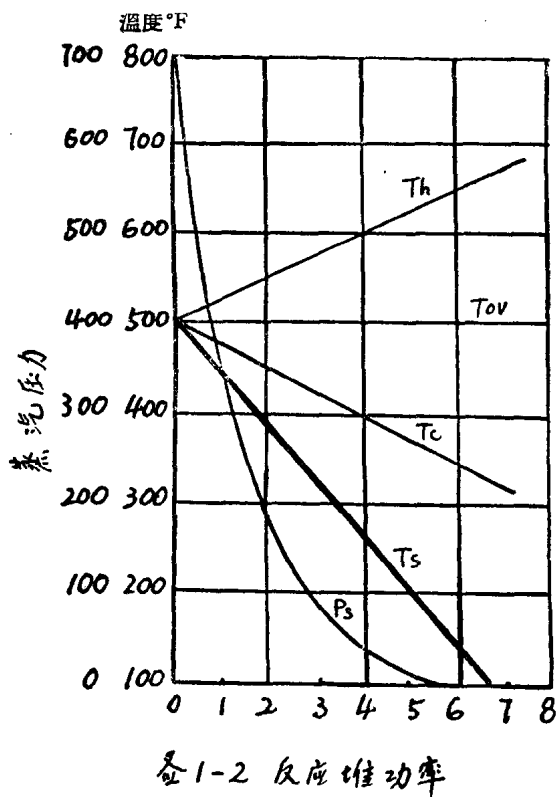


图1—2 对于具有恒定 T_{op} 方案的动力厂的
温度和压力控制情况

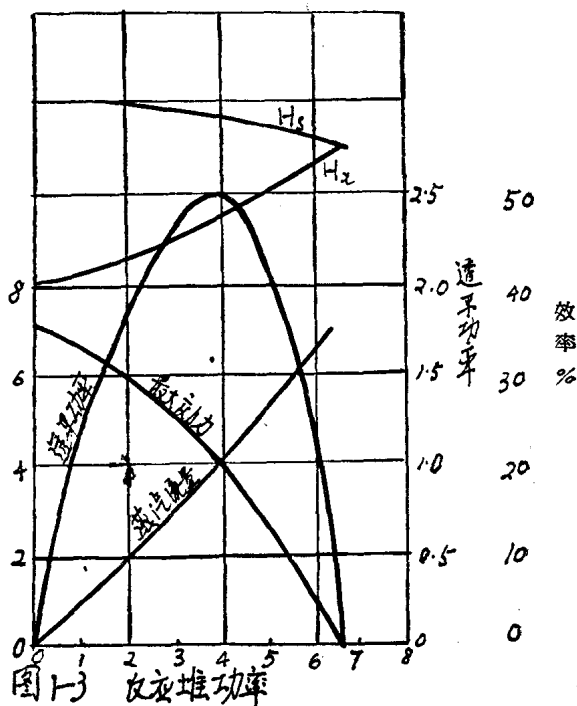


图1—3 不同反应堆输出功率下恒定 T_{op} 动力厂的特性

($T_{op} = 500^{\circ}\text{F}$ 的情况。) 可以看到, 在动力厂中蒸汽温度随着输出的功率的增加很快降低, 蒸汽温度的下降又引起了蒸汽压力的相应下降。

热力学分析: 在分析所讨论的动力厂时, 可以看到反应堆的输出功率正比于 $T_h - T_c$ 。假定一次回路中恒定的冷却剂流量在反应堆额定输出时, 使得 $T_h - T_c = 50^{\circ}\text{F}$, 这一数值也是任选的。从一次回路冷却水传给二次回路的功率正比于 $T_{ov} - T_s$ 。比例常数取决于额定功率值和锅炉的尺寸, 为了说明起见, 假定在单位功率下 $T_{ov} - T_s = 60^{\circ}\text{F}$, 把这个功率称为额定满功率, 所有这些温度的数值都列在图 1—2 上, 在这基本动力厂中, 由蒸汽发生器来的蒸汽具有很高的质量, 但不是过热的, 然而我们可以假设在各种功率下蒸汽发生器可以供给干燥的饱和蒸汽, 那末蒸汽压力仅仅取决于蒸汽温度, 而可以从蒸汽表中查到。

如果我们假定蒸汽位能和动能的改变和整个蒸汽回路中焓的改变相比较可以忽略的话, 那末任何组成元件的输出功率就只是 $F_s \cdot \Delta H$, 这里 F_s (磅/小时) 是蒸汽流量, 而 ΔH (英热量单位/磅) 是该元件上的焓降, 然后可以计算 F_s , H_w 和 H_s 的值, 并画出蒸汽透平机输出功率和反应堆功率相互关系的图表, 用相对单位表示的输出功率和效率的图表示于图 1—3。这些曲线完全表征了整个稳定状态下我们所讨论的核动力厂的工作。

恒定 T_{op} 方案的电模拟焓对刚才所描述的工况, 最直接的模拟焓以用直流发电机电路, 如果用电压降 ΔV 代表焓降 ΔH 而电流 I 代焓蒸汽流量 F_s , 那么乘积 $F_s \cdot \Delta H$ 相等于 $I \cdot \Delta V$ 也就是功率, 近似地相似于核动力厂的直流回路表示在图 1—4, 这回路包括能焓,

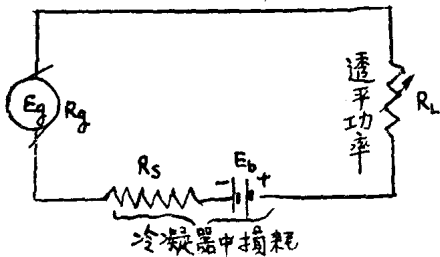


图1—4 直流发电系统的模拟图

代表凝結器損失的功率損耗部分，以及代表蒸汽透平机軸功率的負載，上述三个組成部分是串联的，因为蒸汽迴路的元件是串联的，反应堆和蒸汽发生器用直流发电机来模拟，生的电压相当于降 $H_s - H_{10}$ ，它从空載到最大負載約降低10%，凝結器是用和电源相反极性的蓄電池和电阻器来代替。采用蓄電池因为凝結器的損失用 F_c 表示比用 F_c^2 表示更准确些。汽輪机是用一变电阻来代替，这个模拟裝置的

輸出特性亦于图1—5，而它們近似地和图1—3所示的动力厂特性相同。

由以上的对比可見，穩定状态下核动力厂的整个动力裝置的工作特性和一般的系統不是相差很大的、同样可以看到，所討論的动力厂的控制問題和蒸汽动力厂的控制有很大关系，控制的規則相似。这样核动力厂控制的工程技术人员应当具有核物理的知識，随动系統的知識和較高程度的普通热力学的知識。

1—4. 反应堆和动力厂控制的原則

在着手設計某核动力厂前，控制系統設計者必須对运行的原則有完整的概念，直到现在，控制系統和其它輔助部分必須特別可靠，这一点是首要的原則，核动力厂的情况是特殊的，如果它們当任何一个偶然被炸毀，結果造成的影响将严重的危害今后数年中动力的发展，由于这个原因，可以預料在将来控制系統的設計原則也是要求特別安全。

应当指出，由于技术原因造成的核动力厂的事故是不像最初所想像的那么危險，很容易想到原子彈和核动力厂間的主要区别是在于控制——在第一种情况下能量的放出是瞬时的在第二种情况下能量是逐漸被放出的，显然控制系統的损坏将使动力厂爆炸，汉維茲 (Hurwitz) 曾經指出核反应堆事故有相当的危險程度。反应堆事故造成的破坏力近似地相当于和反应堆中鈾等量的三硝基甲苯产生的破坏力，这样的事故显然比原子彈的破坏力小，但从一般的观点来看，核动力厂要和其它的工业动力厂并駕齐驅，无疑是还要經過許多年。所以我們仍然要尽

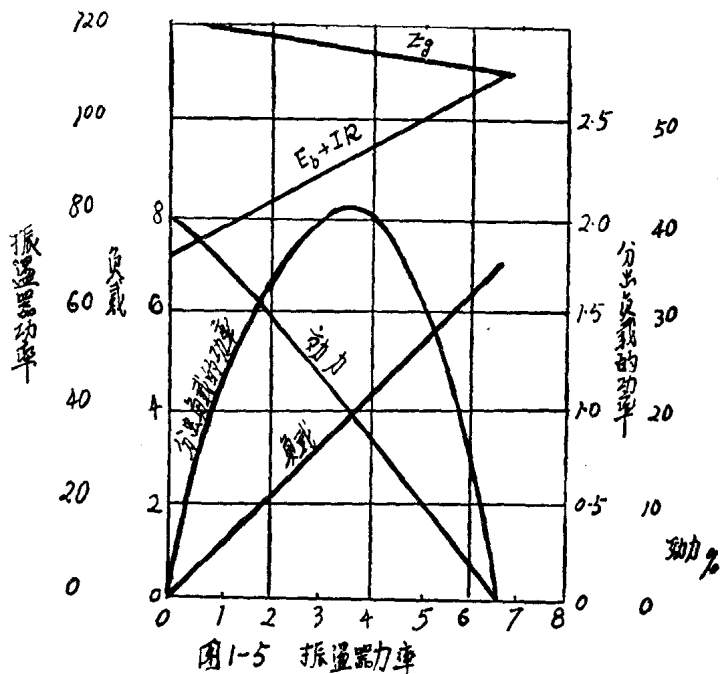


图1—5 不同功率下直流发电机的特性

全力来得到特別安全的控制系統。

一般电站和飞机的設計原則：在上述要求运行特別安全的原则下，有两个关于停閉反应堆的原则。它們称为一般电站的設計原則和飞机的設計原則、在一般电站的設計原則下、当电站任何部分有重要元件损坏时、該迴路中的发电机及其它的貴重部分，必須和损坏部分断开，并立刻停止工作以保护它們不受損害，其它的机組能胜任地担负起負載、而不致由于系統中任何一台机組的切断而造成大的損害，在理想的原子能电站中，根据这个原則反应堆应尽可能快的停閉，这不但是由于上述原因，而且由于如果反应堆不停閉并繼續輸出功率，那将可能加重损坏情况。

在飞机設計原則下，任何一个元件包括反应堆在內的损坏必須不危及系統，而每个元件必須保护它們自己。換句話說，任何外部原因都不能关掉飞机引擎，否則整个結構都将损坏，这些原則对現在的核动力厂設計者都是有用的，究竟应用那一种原則，显然取决于动力厂的具体运行情况，这些原則影响基本設計是十分明显了。例如，某个动力厂要求十分注意保护反应堆，那么反应堆可以有三份檢查仪器，而其余情况是只用单个仪器檢查孔道。

控制自动化的原則：另外一个在开始設計反应堆时必须解决的原則問題是控制的自动化程度，这和反应堆的主要用途有很大关系，例如，軍事性的动力装置比起核动力的中心电站来讲可以有較低的自动化程度，因为在軍事性动力装置中在劳动力上化費的維持費用不是很重要的，考虑安全起見，自动控制比手动控制是逐漸地用得愈来愈多，它是建立这样的基础上，即使在自动控制系统失灵的情况下，它們也能安全地处理事故，当自动控制系统正常工作时，它永不会发生錯誤的动作，但是，当以人来代替自动元件时，就不一定是这样了。

1—5. 控制系統設計說明

我們值得注意到，核动力装置控制的設計者不能定出他所遇到的許多基本条件，反应堆設計者將給出从反应堆所能得到的热量，过载的能力以及允許过载的时间。泵設計者將給出循环的冷却剂流量，鍋炉設計者將給出蒸汽压力和温度的范围，金相工作者將給出为了避免过渡的腐蝕和应力下装置所有部分允許的最大温度。

控制系統設計者必須在个别的迴路中和整个迴路中把这些因素連系起来，为的是使每一个因素都滿足，然后它將給自己提出这样的必然性的問題：系統是否稳定？幸而像以后所要指出的那样，大多数核动力厂是固有地稳定的，但是也必须很好了解到，由于控制系统元件設計不当会使系統的穩定遭到破坏。

1—6. 本书的范围

这本书的主要内容是为了使新从事核反应堆控制工作的工程技术人员对核动力装置控制設計的要求有一完整的概念，假定讀者已具有反应堆物理过程的基本知識³，本书首先复习一下反应堆控制的物理基础，复习中采用了工程符号，很少提到有关的复杂的物理

問題,我們把反应堆当作一个“黑匣”,它的工作性能由简单的外部测量来描述,当建立了物理概念以后,给出了在不同传动情况下最简单反应堆性能的数学描述,并导出反应堆的传递函数,这些函数在分析控制系统时将被利用,然后介绍反应堆的控制系统并研究其在暂时扰动下的过渡特性。因为反应堆控制回路的特别有趣而重要的元件是实际的输出控制机构,因此轉而对反应堆控制的要求和目前实际应用的某些例子进行討論,到这里談一下整个动力厂的控制,并将討論动力厂过渡过程的某些基本問題和控制方案的选择。

然后討論一般控制設計者所不熟悉的某些反应堆的特殊元件,接下去討論的是核子仪器和它們的使用問題,然后研究核动力厂的运行問題,因为可以指明运行方式对个别控制元件的設計是有影响的。这里討論了启动,功率范围运行和停堆問題,最后,因为通常設計者要对他設計的装置进行試驗,在十一章里討論了动力厂的电子模拟装置,运用了这些计算机,就可以避免对实际的反应堆动力厂的新装置进行試驗时产生危險。

参 考 文 献

1. Schultz, M. A, and J. N. Grace, A Simple Analogy to a Nuclear Power Plant, WAPD-T-38, Westinghouse Atomic Power Division Pittsburgh, Pa. Declassified, June, 1953.
2. Hurwitz, H. Jr. Safeguard Considerations for Nuclear Power Plants, "Proceedings of the 1953 Conference on Nuclear Engineering," University of California Press, Berkeley, Calif 1953.
3. Glasstone, S., and M. C. Edlund: "The Elements of Nuclear Reactor Theory," D. Van Nostrand Company, Inc, New York 1952.

第二章 反应堆控制的物理基础

在本章中为了引入反应堆控制的术语，简单地描述了反应堆及反应过程。假定控制工程技术人员已经学习了某些有关反应堆物理过程的教科书。在这里所介绍的术语仅仅是控制问题所需的最少数目。当控制工程师肤浅地处理一个反应堆时，他不需要知道物理参数的严密推导。所以某些术语的定义在这里是下得不严密的，并且解释得也很不确切。参考文献 1 至 3 中有更严格的定义。

2—1. 反应堆概述

动力反应堆的基本部分示于图 2—1 中。在堆的中心部分放置着燃料，它由 U^{235} 或 U^{238} 组成。这些同位素由设计决定或单独使用或合起来使用。在本书中考虑的燃料是有固定形式的固体。没有涉及到使用循环燃料或其它非固体燃料反应堆的控制。燃料混杂在并紧挨着减速剂，如氢、铍或任何合适的轻元素。减速剂用来把裂变中子减缓到所需要的能级。燃料，减速剂和结构材料组成了反应堆的活性区。穿过活性区并和它直接接触的是传热材料。气体、水或液态金属都可用来作为传热材料。减速剂也可穿过活性区而循环，同时作为传热材料用。活性区的外面是反射层，用来保存中子，它像光学反射镜一样，将中子弹回到活性区。反射层的周围是生物防护层，用来减弱由活性区发射出来的放射性强度。这防护层常常是同时减弱中子及 γ 射线的混合反射层。在活性区或反射层中设有控制棒，它的基本目的是通过控制中子的数目来调节活性区的功率水平。

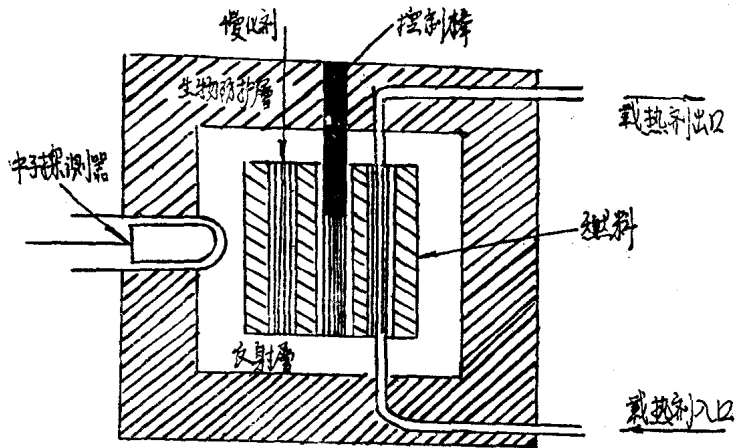


图 2-1 动力反应堆的基本组成部分

减速剂也可穿过活性区而循环，同时作为传热材料用。活性区的外面是反射层，用来保存中子，它像光学反射镜一样，将中子弹回到活性区。反射层的周围是生物防护层，用来减弱由活性区发射出来的放射性强度。这防护层常常是同时减弱中子及 γ 射线的混合反射层。在活性区或反射层中设有控制棒，它的基本目的是通过控制中子的数目来调节活性区的功率水平。

2—2. 裂变过程

在活性区里存在着初始中子源，它是利用某些天然的放射性衰变过程。当有一定能

量的中子被鈾核吸收,就存在着这核分裂成两个或更多碎片的几率。这个过程称为裂变,而在这裂变过程中释放了大量的能量(每次裂变约有 200 兆电子伏)。在裂变成碎片的过程中,放出 2—3 个中子,这些中子在适当条件下能引起更多的其它鈾核的裂变。这 2—3 个由裂变产生的中子,能够参加与裂变反应同时存在的其它反应。如中子能够被活性区中鈾以外的其它材料吸收、它也可能从系统中泄漏而损失。无论如何,为了产生链式反应,为了使每一个鈾核俘获一个中子而发生裂变,至少平均要得到一个中子而再激起其它鈾核的裂变。

反应堆类型:核反应堆是那样的一个系统,通常由减速剂、含有可裂变物质的燃料、载热剂和一个能维持链式反应的几何结构所组成。在这裂变过程中产生所谓快中子。这些快中子具有高能量。在反应堆里,这些中子能遭到碰撞,主要是弹性散射,结果中子能量减小。同时注意到它们也可能被系统中各种材料吸收,或者逃脱到系统之外。随着减速剂、燃料、其它物质的相对数量和性质的不同,结构布置和系统尺寸的不同,被鈾所吸收的中子的主要部分在一定的能量范围内发生裂变。

如果大部分裂变由于俘获所谓热中子而产生,那么系统被称为热中子反应堆,这些热中子是中子和减速剂碰撞后减低到热能的结果。如果大部分裂变过程是由于吸收具有较高能量的中子,有时称为中能中子而产生的,那么系统称为中能中子反应堆。在中能中子反应堆中,中子能量的一般范围是从热能至 1000 电子伏左右。如果裂变主要是由于直接从燃料俘获了没有遭到能量损失的快中子所引起,那么系统被称为快中子反应堆。动力反应堆一般是热中子和中能中子形式的。快中子堆常常用在军事上,这里将不再讨论。

增殖因数:维持链式反应的条件是每一个鈾核俘获一个中子发生裂变,最后至少要产生出一个中子,它再引起裂变,这样就引入了增殖因数 k 的概念。增殖因数可定义为某一代的中子数目和前一代中子数目之比。如果 k 等于或者稍大于 1,那么链式反应能够产生。如果 k 小于 1,链式反应是不能维持而最终将停止。

为了在活性区中保持链式反应,产生的中子数目必须等于泄漏的中子数加上吸收的中子数。所以 $k = \text{产生} / (\text{泄漏} + \text{吸收})$ 。在本书中符号 k 是代表着所谓无穷大反应堆的增殖因数,在有些书中用 k_{inf} 表示。表示式 $k-1$ 定义为 k_{ex} (k 过剩),也是用在无穷大反应堆上的。 k_{ex} 代表增殖因数和 1 的差数,而大多数反应堆增殖因数是在 1 左右,用 k_{ex} 来描述反应堆的状态可更精确些。

用在特定反应堆上更普通的增殖因数是 k_{eff} (k 有效),它是对某一定大小反应堆的有效增殖因数。对有限大小反应堆的反应性如用 k_{ex} 那样定义为

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (2-1)$$

在本书中用符号 δk 来表示反应性,代表某特定反应堆增殖因数和 1 的差数或者

$$\delta k = \rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (2-2)$$

从工程观点来看,这些值通常用在增殖因数 1 的附近。在研究控制的一般问题时,过去 k 和 k_{eff} 是互相替换的,而 k_{ex} 和 δk 同样地可以不很精确地互相替换。这种混淆的原因是由于反应堆的内部结构和活性区增殖因数的细节,对控制来说是不重要的。控制设计者

从全面的外部测量来得他需要的数据。对于他说，反应堆具有一定的增殖因数。一般地他不注意反应堆的大小、形状和构造。

中子寿期：在无穷大的反应堆上，中子相邻两代的平均时间定义为中子寿期 l^* 。符号 l^* 用来表示含有 U—235 的有限大小反应堆的中子平均有效寿期。换句话说， l^* 是从裂变中产生中子到它们又引起裂变或跑出反应堆时的平均时间。 l^* 值可写成

$$l^* = \frac{l}{k} \quad (2-3)$$

严格地说，这方程式是单组理论的结果，或者仅适用于大型反应堆中。

2-3. 中子水平

在有限大小的反应堆中，这一代比上一代中子的过剩数目为 δk 。假如最初在活性区里每立方厘米有 n 个中子，那么每代增长的速度是 $n\delta k$ 。假如 l^* 是相邻两代的有效时间，则

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\delta k}{l^*} n \quad (2-4)$$

这方程积分后得

$$n = n_0 e^{[\delta k/l^*]t} \quad (2-5)$$

其中 n_0 是最初每立方厘米的中子数目，而 n 是经过时间 t 后的中子数目。假如有效增殖因数大于 1，则中子数目按指数规律增加。

在活性区里中子的数目正比于发生裂变的次数，而每秒 3×10^{10} 次裂变产生 1 瓦的功率。那么反应堆的输出功率正比于在活性区里在任何给定时间间隔内的中子数目。而符号 n 用来指示中子水平并暗示包含的功率水平。

2-4. 反应堆周期

反应堆的周期可以人为地定义为

$$\text{周期} = \frac{1}{(1/n) (dn/dt)} \quad (2-6)$$

反应堆周期的倒数 $(1/n) (dn/dt)$ 是通常测量的数值。我们可以求解具有方程式 (2-5) 的反应堆的周期，得

$$\text{周期} = \frac{l^*}{\delta k} = T \text{ 秒} \quad (2-7)$$

所以把周期的关系式代入后，方程式 (2-5) 就变成 $n = n_0 e^{t/T}$ 。现在可以给出反应堆周期的另一个定义。反应堆的周期就是反应堆功率水平改变 $e = 2.716$ 倍时所化的时间。可以看出，反应堆的周期是个动态量。也就是说，当反应堆在一固定功率水平下工作时，周期等于无限大。仅在反应堆功率水平改变时，周期才成为有限的测量值。

2-5. 反应堆的状态

任何指定瞬时反应堆的状态用增殖因数来确定。当 $k=1$ 时，反应堆称为临界状态， $k<1$ 为次临界，而 $k>1$ 为超临界。必须注意，临界的定义中并不包含功率水平。一个反应堆可以在 1 瓦或者 1 瓦下临界。

延发中子：上面的方程式曾经假定，所有中子都是在裂变过程瞬时产生的，并有寿期 l 。实际上有一小部分中子是在实际裂变发生以后隔一段时间才发出的。这些中子称为延发中子，约为总中子数 0.75%。延发中子对反应堆的控制起着决定性的作用。表 2-1 示用热中子使 U-235 裂变时所发出的延发中子的特性^{4,5,6}。这些延发中子是从六个不同组在不同时间以不同数量发出的。符号 β 用来表示延发中子总份数，而用 β_i 来表示第 i 组延发中子的部分。同样地， λ_i 示第 i 组延发中子的衰变常数。对某些问题，把所有延发中子看成一组是比较方便的，它有着总的成分 $\beta=0.0075$ 而平均衰变常数为 0.1 秒^{-1} 。

表 2-1：由热中子使 U²³⁵ 裂变过程中所发出的延发中子的特性

平均寿期 t_i , 秒	衰变常数 λ_i , 秒 ⁻¹	占总中子数中的比率 β_i
0.071	14.0	0.00025
0.62	1.61	0.00084
2.19	0.456	0.0024
6.50	0.151	0.0021
31.7	0.0315	0.0017
80.2	0.0124	0.00026

2-6. 瞬发临界

当反应堆的有效增殖因数为 1.0075 时，反应堆称为瞬发临界。状态说明反应堆能够不用延发中子维持链式反应。假如 k 大于 1.0075，反应堆功率水平将按指数规律极迅速地增长。由于这个原因，大多数系统在任何时刻都要避免 k 大于 1.0075。

2-7. 次临界状态下的运行

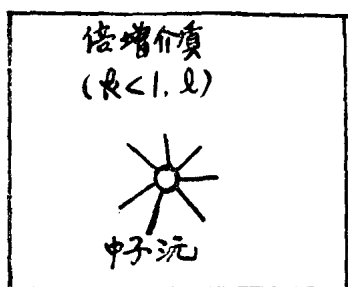


图 2-2 有倍增系数为 k ，平均中子寿命为 l 的次临界状态的反应堆的简单概图

假设我们有增殖因数 $k<1$ 和中子寿命为 l 的中子增殖介质，图 2-2 所示。在其中加入一根控制棒，控制棒用来作为吸收中子的装置，这样保证我们的增殖介质确实处于次临界状态。让我们在这介质中放入一中子源。这些中子源可以是天然存在的宇宙射线，或由某些放射性同位素，混合物做成的人工中子源，例如 Ra—Be 或 Po—Be。

在次临界状态下，不难看出在足够长的时间以后，增殖介质中存在的中子数是

$$n = n_0(1 + k + k^2 + \dots + k^{n-1}) \quad (2-8)$$

或写成

$$\frac{n}{n_0} = \frac{1-k^m}{1-k} \quad (2-9)$$

在足够长的时间以后, 在 $k < 1$ 的情况, 这方程式变成

$$\frac{n}{n_0} = \frac{1}{1-k} \quad (2-10)$$

这个比例称作次临界增殖因数, 而所有反应堆都呈现这现象。对于突然在增殖介质中引入中子源的情况下, 这方程式的结果用图表示在图 2-3 中。设在增殖介质中 $k=0.5$, 那么好几个寿期 l 后, 中子数目接近为 $n/n_0=2$ 。这反应堆的次临界增殖因数因此等于 2。假如在介质中将控制棒提升一段, 使 k 增加到 0.9, 则次临界增殖因数最后将达到 10, 依此类推。当 k 趋近于 1, 次临界增殖

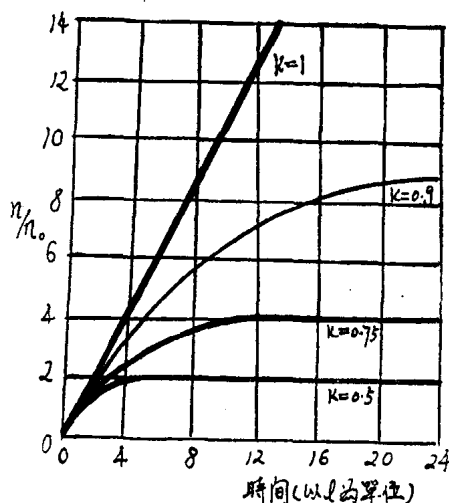


图 2-3 在次临界状态中中子的倍增

因数趋近于无限大, 而在介质中的中子数目随时间直线地增加。可以看到, 当次临界增殖因数逐渐增高, 在介质中建立一定的水平常常需要较长的时间。最后它根本不能固定而继续增加。这个情况仅在有源存在下才正确。没源的情况下, 在任何次临界介质中, 中子水平最后必定减少到零。

现在让我们来研究, 当慢慢提升控制棒来增加介质的 k 使它趋近于 1 时, 次临界反应

堆中功率水平将如何改变。最简单的情况是棒动的速度无限地慢, 在这种情况下, 整个增殖因数时时都是次临界的。因为提升棒的速度是如此的慢, 即使是最长寿期的延发中子蜕变时间, 和任何一点点反应性改变所需要的时间相比, 还是比较短。因此所有延发中子有足够的时间在功率有很小一点的变化以前发出。那么现在中子的数目在任何时刻都可用次临界增殖因数的公式 (2-10) 来算。图 2-4 示出在这种情况下中子水平的增长。曲线是双曲线以渐近线形式接近临界。这条曲线是在 $k=0.9$ 功率水平为 1 时画出的。

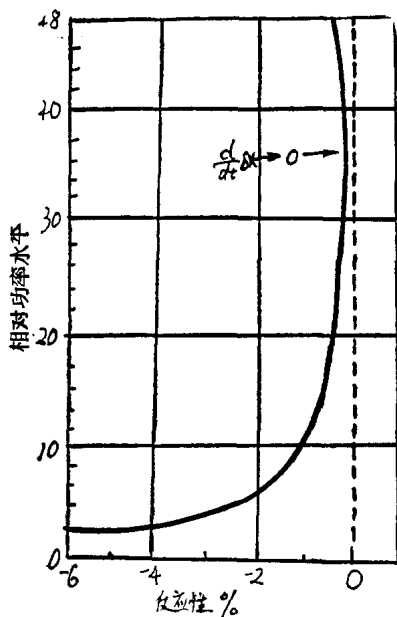


图 2-4 在反应性无限慢的改变情况下反应堆功率与它的反应性的关系。

2-8. 次临界周期

这个十分慢的提升速度所形成的周期, 可以由方程式 (2-6) 中周期的定义中得到。对次临界增殖因数公式 (2-10) 进行微分后代入 (2-6), 则得

$$\text{周期} = \frac{1-k}{dk/dt} \quad (2-11)$$

从这个表示式可以看出, 假如 k 的变化速率是常数, 则

周期随着反应堆反应性的减少而成正比地减少。对于我们的以极慢的等速提升棒的例子,当介质趋近于临界时,周期趋近于零。

2—9. 临界状态下的运行

回忆前面的定义,在临界状态 $k=1$ 。在这定义中没有谈到源的问题;所以虽然在 $k=1$ 时介质的功率水平是恒定的,但从 2—7 节可以看出,源的中子数增加,功率水平将提高。从实用的观点来看,这现象仅在极低运行水平下才显著的,而可用来决定低功率条件下反应堆的工作。一个反应堆运行在足够高的功率水平以产生有用的功率,意味着在临界状态它的增殖因数是定的并有几十亿中子。一般的反应堆源强度可以在每秒几个中子到几百万中子内变化。那么源发射出的中子数仅是在功率运行下中子数的很小一部分。所以实际上在功率状态下运行时, $k=1$ 是意味着功率水平不变的状态。

2—10. 超临界状态下的运行

如果所有中子都是瞬发的,方程式 (2—5) 示出了当 $k>1$ 时反应堆的工作。这里给出一个在上述条件下功率水平改变的例子。让我们假定增殖介质在临界状态下 $l^*=10^{-3}$ 秒,这和以石墨作减速剂的大型反应堆的 l^* 值近似。现在我们突然使反应堆的反应性改变 $+\delta k=0.003$ 。那么方程式 (2—5) 指出在 3 秒钟末功率水平将增加 8000 倍。

现在我们来研究有延发中子存在的情况,中子水平方程式变成这样的形式⁶

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\delta k}{l^*}n - \frac{\beta}{l^*}n + \sum_{i=1}^6 \lambda_i c \quad (2-12)$$

其中 c_i 是第 i 组延发中子的浓度,其他符号所代表的意义和前面的相同, c_i 被定义为

$$\frac{dc_i}{dt} = \frac{\beta_i}{l^*}n - \lambda_i c_i \quad (2-13)$$

计算 n 的变化速率要从瞬发中子中扣除延发中子数,但应当加入前几代的延发中子以得到整个的变化速率。

对于不同型式的 δk 下,上面方程式的完全在第三章中给出。为了便于比较和得到延发中子效应的概念,我们去解近似方程式。这一近似方程式是假设所有延发中子都集中在一个组,而其 λ 的平均值为 0.1 秒^{-1} 而形成的。那么 β_i 变成 β , c_i 变成 c 。让我们再假定 δk 是如此地小,以至 k 和 k_{eff} 可以互相代换。在这些条件下,方程式 (2—12) 和 (2—13) 变成

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\delta k - \beta}{l^*}n + \lambda c \quad (2-14)$$

$$\frac{dc}{dt} = \frac{\beta}{l^*}n - \lambda c \quad (2-15)$$

这些方程式的解是两个指数项和的形式

$$\frac{n(t)}{n(0)} = \frac{b-c}{b-a}e^{at} + \frac{c-a}{b-a}e^{bt} \quad (2-16)$$