



0024787

核反应堆知识入门

ZHISHI

RU MEN



小安东尼·V·内罗 编著

原子能出版社

核反应堆知识入门

[美]小安东尼 V. 内罗 编著

张士贯 杨宇 译

毕谊 校

原子能出版社

内 容 简 介

这是一本核反应堆知识的入门读物。讲得虽不象反应堆物理和反应堆工程教科书那样深透，但较为简明，能使读者获得一些反应堆方面的感性知识。

本书共分三章，第一章介绍了反应堆物理的基本知识，第二章介绍了目前使用的各种堆型，第三章讲几种新堆型。

书末有七个附录，每章之后有大量的参考书目，想要详细了解核反应堆知识的读者可以查阅。

本书可供与核反应堆工程有关，而对反应堆工程某些方面并不很了解的工程技术人员阅读。

A Guidebook to Nuclear Reactors

Anthony V. Nero, Jr.

核反应堆知识入门

[美]小安东尼 V. 内罗 编著

张士贯 杨宇 译

毕道 校

原子能出版社出版

(北京 2108 信箱)

原子能出版社印刷厂印刷

新华书店北京发行所发行·新华书店经售

☆

开本 $787\times 1092\ 1/32$ ·印张 $4^{3/4}$ ·字数88千字

1984年1月第一版·1984年1月第一次印刷

印数1—2900·统一书号：15175·472

定价：0.60元

序

这是一本核反应堆入门书，但它比一般的堆物理和核工程方面的教科书写得更加简明，也更加形象。重点是第二章，介绍了目前正在使用的几种反应堆的具体情况。第一章是绪言性质的，介绍了反应堆物理的基本知识、设计特点以及资源的利用与经济和环境方面的相互关系。在第三章中，通过介绍更先进的反应堆堆型，说明了如何利用铀资源。在这些新堆型中，有的是第二章中介绍过的堆型的改进，有的则完全是新的。在本书的附录中，对不宜在第一章中详细介绍的几个问题作了补充说明。

虽然这是一份辅助材料，在堆物理和堆工程方面的介绍不可能像现有的许多教科书那样深透，但我们希望通过书中的讨论和说明，能够使读者获得一些各种堆型的感性知识，以及与所述堆型有关的基本概念。对于那些对核工程某些领域并不很熟悉的人来说，这些知识肯定是有用的。作者还希望，本书所做的简化处理并不会影响原有内容的准确性。想要详细地了解这些问题的读者，可以去查阅每章末尾列出的参考书。想要获得反应堆设计的实际知识而不只是获得粗浅的知识的读者，应该进一步阅读比本书论述得更深入、更完整的各种资料。

促使我编写本书的一个重要原因是，目前找不到一本便于查阅的有关现有反应堆的资料。虽然目前有许多资料详细介绍了反应堆的设计原理，但它们离工业中的实际情况仍然太远。鉴于许多人——从有抱负的核工程师到活跃的环境保护学家——都十分关心商用反应堆，因此，编写一本专门介绍反应堆本身而不是介绍反应堆物理或反应堆工程的资

料，看来是有用的。虽然本书也谈到一些基本的物理知识，但这主要是给理解核反应堆的一般结构和各种堆型之间的差别提供一些背景知识。我们不打算具体解释每种反应堆的特定参数是如何计算出来的，只是希望非常简要地说一下选用了什么样的参数。作为一种概括性的介绍，这也许是有用的，但它不能如实地反映反应堆的实际情况。因此，本书只是一般性地介绍一下各种堆型，读者在了解和对比各种反应堆时，应该更广泛地收集一批图表数据，主要是从政府和工业公司的出版物中去找。本书的书名《核反应堆知识入门》就是由此而来的。

目 录

第一章 反应堆的一般介绍	1
1.1 物理特点和结构特点.....	1
1.1.1 核链式反应.....	1
1.1.2 堆芯冷却和能量转换.....	6
1.1.3 控制问题.....	8
1.1.4 应急措施和安全壳.....	10
1.2 反应堆的输入/输出特性.....	15
1.2.1 基本概念.....	15
1.2.2 目前用得最多的几种堆型.....	17
1.2.3 运行条件的变动情况.....	19
1.2.4 反应堆系统自身消耗掉的能.....	20
第一章 参考文献.....	21
第二章 商用核反应堆	24
2.1 压水堆.....	26
2.2 沸水堆.....	34
2.3 加压重水反应堆 (CANDU).....	42
2.4 高温气冷反应堆.....	50
第二章 参考文献.....	57
第三章 裂变动力堆的发展趋势	58
3.1 铀的使用和热中子反应堆.....	58
3.1.1 燃料资源和核发电装机容量的增长.....	58

3.1.2 具有高转换能力的热堆	64
3.2 增殖反应堆	75
3.2.1 轻水增殖反应堆	77
3.2.2 液态金属快中子增殖堆	81
3.2.3 气冷快中子增殖堆	91
3.2.4 熔盐增殖反应堆	95

第三章 参考文献	97
----------	----

附录 1 常用单位的换算关系和等值关系	100
附录 2 术语表	102
附录 3 核反应、截面和慢化	107
附录 4 各种核材料特性	113
附录 5 热效率和冷却	118
附录 6 临界性和控制	121
附录 7 核燃料循环	128

第一章 反应堆的一般介绍

1.1 物理特点和结构特点

1.1.1 核链式反应¹⁾

在反应堆堆芯内，每发生一次核裂变都释放出大量的能量（200 兆电子伏²⁾），这是核反应堆的最基本特点。假如 1 磅 ^{235}U 完全裂变，释放出的能量可以相当于 6000 桶石油或 1000 吨优质煤燃烧时所放出的能量。（从一次化学反应中获得的能量，一般以电子伏计，而不是这里所用的兆电子伏）。

反应堆中发生的裂变次数是一个有用的量，根据裂变次数可估算出反应堆释放的能量。核裂变主要是易裂变原子核³⁾吸收中子之后发生的。易裂变原子核吸收中子后，大多数能分裂成两个较大的裂变碎片（实际上是锶或铯之类的原子核）、同时放出中子和 γ 射线之类较轻的“粒子”。新产生的中子能引起另外的原子核裂变，从而形成一种链式反应。就象图 1-1 中所设想的那样，反应堆达到一定功率以后，平均地说，每次裂变所产生的中子中，只要有一个中子能引起另一次裂变就可以了。这种状态被称之为临界状态。由

1) 此类术语的定义参看附录 1——术语表。

2) 参看附录 2——常用单位的换算关系和等值关系。

3) 此处指能够由慢中子引起裂变的原子核，参看下面的章节和附录

于每次裂变平均产生 2—3 个中子，因而中子是有剩余的。多余的中子或者被俘获而不产生裂变（有的被燃料本身所俘获，有的被反应堆的结构材料或冷却剂所俘获），或者从堆芯中泄漏出去而损失掉。

中子和原子核之间的相互作用（或其它粒子和原子核的相互作用）的几率，通常用截面的大小来表示（参看附录 3）。这种几率（即相应的截面）的大小，与所涉及的粒子种类、它们之间的运动状态有关。举例来说，当一个慢中子在易裂变核材料中穿过时，如果靶核是 ^{239}Pu ，则引起裂变的几率要比靶核是 ^{235}U 时大（参看表 4-3）。当中子能量较高时， ^{235}U 裂变的几率反而比 ^{239}Pu 还要大。（中子能量较高时，它们与这两种原子核相互作用截面都要降低。）

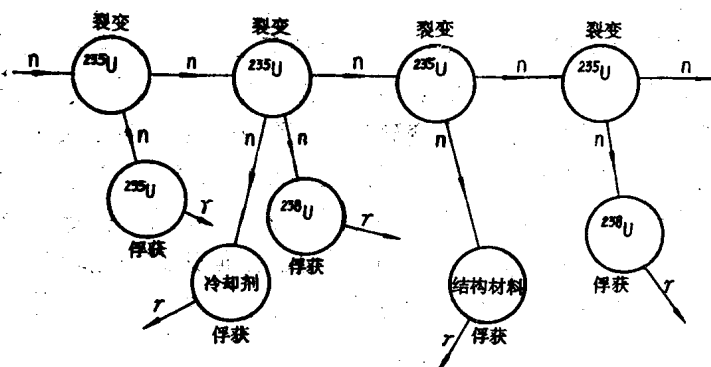


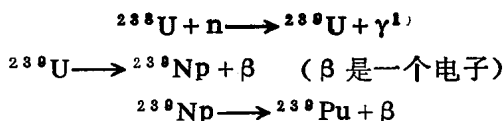
图1-1 中子利用情况示意图

（图中画出了裂变产生的中子被堆内的某些材料吸收掉的情况）

降低中子能量，增大裂变截面，这正是美国动力反应堆

所利用的基本特性。堆芯的核燃料周围布满能很快地使中子速度减慢的慢化材料，增加了裂变的机会，因而可以让链式反应继续进行下去。在美国的动力堆中，用普通水作慢化剂，它同时也是冷却剂（参看下一节）。当然也可以采用其它材料作慢化剂，它们在某些方面的性能更好。水中的氢能俘获中子而形成氘，同时放出 γ 射线（但 γ 射线的能量比一次裂变所放出的能量要小得多），因此如果选用碳或重水（即普通水的氢被氘所替代）做慢化剂，中子的损失就不会那么多（参看附录3）。从另一方面看，普通水可以大量供应，而且可以既作慢化剂又作冷却剂。

核燃料本身也要俘获一些中子（指非裂变的吸收）。这种情况并不象人们所想象的那样坏，从另一个角度来看，它是一件好事，因为 ^{238}U 俘获中子以后会发生下面的一组反应：



（详见附录4）这里的 ^{239}Pu 也是一种易裂变核。可以说， ^{239}Pu 是 ^{238}U 俘获一个中子以后生成的。从原则上来说，有可能建造一种产生裂变材料比它所消耗的裂变材料还要多的反应堆。

1) 这里用化学符号表示原子核，如用U表示铀核，用Pu表示钚核，用Np表示镎核；左上角是“质量数”，它是原子核中中子和质子之总数。不同化学元素的原子核中的质子数是不同的。 γ 射线和光一样，是一种电磁波。 β 衰变的实质就是原子核中的一个中子转变成一个质子（或者相反），通常要发射一个带负电荷（反之为带正电荷）的电子。

由图 1-1 可以看出，只有引起裂变（放出新的中子和大量的能量）和转换的（ ^{238}U 之类的可转换核转变成易裂变核）中子才是生产性的。裂变材料的性能一般可以用下面几个物理量表示（当然远不止这些，参见附录 4）：

1. 裂变截面（分为热能¹⁾中子裂变截面和较高能量中子的裂变截面）；

2. 每次裂变产生的中子数（某一次裂变与另外一次裂变所产生的中子数是不同的，与截面的概念一样，它也是一种平均值）；

3. 俘获截面与裂变截面之比（吸收中子后放出 γ 射线的那种俘获截面与裂变截面之比）；

除了裂变和转换之外，中子的其它几种结局都可以看作损失。其中包括被慢化剂（或冷却剂）、反应堆结构材料、 ^{238}U 和裂变产物（如 ^{135}Xe ）等所俘获。精心设计的反应堆应该在兼顾到其它要求的前提下使这些损失尽量小。所谓其它要求，其中比较重要的是要有足够的慢化剂，以便使中子慢化；同时需要有足够的冷却剂，以保证堆芯的运行温度维持在安全值以下。但是，水或别的慢化剂数量的增加，意味着俘获所造成的损失更多。

设计实际的反应堆时，需要小心地处理互相有关联的两个基本物理量，即堆芯内的中子通量和热通量。“通量”这个词一般用于描述某些流体或其它可看成流体（如热能）的流动情况。在反应堆内，人们最关心的是遍及堆芯的所有中子，以及由这些中子引起裂变所产生的热量。很明显，这两

1) 裂变中子与具有特定温度的周围介质多次碰撞以后所具有的能量。

周围介质中的分子所具有的平均能量也是这个值（参看附录 3）。

个量是密切相关的。一方面，反应速率影响着所产生的热量；另一方面，温度（其值与发热量和热量导出的方式有关）又影响反应速率。（参看附录6中有关多普勒效应的介绍。）

在上面的讨论中，虽没明说，实际已包含了这样一个意思，即在空间和时间坐标的某一点上“出生”的中子，最终都要在空间和时间坐标的另一点上被吸收掉。中子从产生到吸收之间的运动情况，可以用带有平均意义的各种方程描述，方程考虑了中子的各种“生”“死”途径，包含了它们一生中与堆内材料发生各种相互作用的情况（如碰撞，结果使中子能量减少）。然而，在许多场合，用带有平均意义的方程描述堆芯材料（由于它们与中子发生相互作用，方程中必然要反映）是不够的，必须具体地描述出这些材料的空间分布，并描述出材料中的中子和热能的空间分布情况。很明显，堆芯边界处也必须有这些参数的空间分布数据，因为穿过边界后又没有被反射层反射回来的中子，实际上已经损失掉了（和我们讨论的系统无关）。粗略地说，中子损失量和堆芯的表面积有关，而产生的中子总数和堆芯的体积有关。由于堆芯变大时，表面积与体积之比随之而减小，边界损失的相对重要性也就降低了。由于这个原因，堆芯的平均组分给定之后，假定这种组分肯定能够达到临界，那就可以找到一个使反应堆达到临界的最小尺寸。

由于核燃料、结构部件和冷却剂所组成的堆芯一般不呈均匀混合物的形式，所以设计时我们不但应该重视边界处的空间变量，而且要重视堆芯内的空间变量，否则某些燃料元件或燃料元件的某些区段的反应速率和温度可能会比其它元件或其它区段高。裂变率（或者说发热率）的空间分布情况是

设计中需要考虑的很重要的参数，它不仅影响燃料的损耗，而且也会大大地影响冷却系统冷却堆芯的能力。

1.1.2 堆芯冷却和能量转换

反应堆中的冷却流体有两个用途，最重要的作用是将堆芯中的热量带出来。这些热量来源于核反应。发生核裂变时放出的能量，通过碰撞转变成分子的杂乱运动的能量，也就是变成了热量。冷却剂则把这些热量带出堆芯供人们使用，典型的用途是发电。核发电系统的基本原理见图 1-2。设计者把反应堆堆芯安设在压力容器内，用泵使冷却流体通过堆芯。这些流体可直接用于驱动汽轮发电机，也可以把次级流体加热后驱动发电机。尽管可供选用的流体不只一种，但在现有的商用发电系统中，最终的流体全都是水蒸汽。人们利用包含在流体中的热能产生驱动汽轮机的机械力的过程中，大部分热量将在低温端排入废热热穴，例如排入水系或冷却塔。把热量转换成机械功的任何过程，都不可避免地需要将废热排放到低温库（参看第 1.2 节和附录 7）。

冷却剂能否有效地防止堆芯过热，这和堆芯的具体结构有关。目前已运行的或正在考虑建造的反应堆，几乎都选用固体形式的核燃料。通常这些燃料装在金属包壳中，冷却剂则在包壳外面流动。（如果不用包壳，可将燃料包覆在某些基体材料中，这些基体材料除了作为结构材料外，还可以起其它作用，如慢化作用。只有熔盐增殖反应堆例外，它的堆芯是液体的。）由于裂变碎片在极短的距离内就能失去它的全部动能，所以反应堆中产生的能量大部分聚集在燃料内部。在热堆的条件下，中子可以把它的大部分动能交给慢化剂，但中子的初始能量要比裂变碎片的能量小得多（每个裂变碎片大约具有 85 兆电子伏的能量，中子只有几个兆电子

伏)。γ射线的情况与此相似。结果，反应堆中的大部分热量必须从燃料细棒或芯块中传至它周围的材料，燃料区的温度要比周围冷却流体的温度高得多。设计反应堆时需要考虑的基本问题之一就是要搞好传热设计，防止温度过高影响燃料及其包壳的完整性。为满足这一要求，设计人员需要考虑的参数很多，但最主要的参数是燃料和周围材料（包壳、冷却剂或慢化剂）的导热系数，以及冷却剂和被冷却的结构材料之间的边界层。这个边界层与冷却剂的流速、压力和表面粗糙度等参数有关。鉴于边界层的复杂性，它成了冷却系统中最基本的或许也是最不容易确定的一个因素。

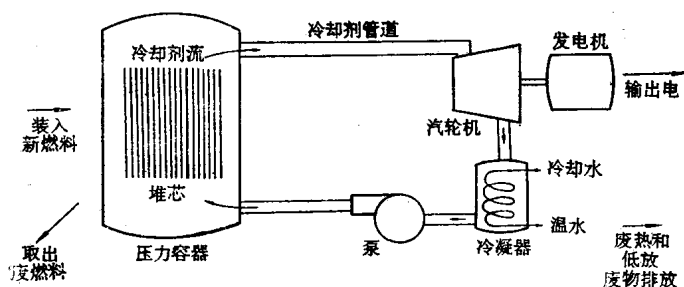


图1-2 核电站示意图

此图所示的核电站系统只有一个主回路，实际上许多核电站还有一个二次回路。图中还标出了电站的输入和输出。

与此成鲜明对照的是核动力系统的另一端——利用蒸汽发电的汽轮发电机，它和大多数发电系统都是一样的。在实际工作中，常常把核发电系统分成两部分：核蒸汽供应系统（NSSS）和汽轮发电机系统。当然，这样的划分可能会使

某些人不容易看清楚这两部分之间的重要关联。核蒸汽供应系统包括反应堆本身及产生蒸汽所需的各种有关设备，如热交换器。核蒸汽供应系统的设计工作由核工程师们承担，热-电转换中的具体细节则以标准的工程热力学的发电机设计知识为基础。然而，某些核发电系统的特殊要求确实可以促使汽轮发电机的设计发生重大的变化。例如，高温气冷反应堆与气体（而不是蒸汽）透平相联用，有可能使热效率非常高。目前正在加紧设计能经受住很高温度的燃气轮机，虽然这种设计对于将来的核发电系统不一定适用。

1.1.3 控制问题

为了使反应堆在恒定的功率水平运行，需要使新产生的中子与被吸收掉的中子严格地保持平衡。粗略地说，某个反应堆的能量产生率（即功率水平）是与反应堆中存在的中子数成正比的。因此，要保持反应堆功率水平不变，必须使堆内中子数保持不变，也就是说，平均每吸收或损失掉一个中子也必须相应地生产出一个中子。

下面简单地说一下怎样才能近似地保持中子的平衡。堆内的中子主要是由裂变反应产生的。（还有其它途径产生少量的中子，如果把这些中子考虑进去，则下面的讨论需稍作修改。）平均地说，每次裂变产生两个多一点的中子，为了保持功率水平不变，必须刚好用其中的一个中子去引起另一次裂变，多余的中子必须用其它的方式吸收掉。如前所述，如果多余中子中的大部分能用于把可转换材料转换成易裂变材料，那就再好不过了。中子在反应堆经济学中就象货币一样宝贵，要尽可能地减少损失。然而，有些中子是通过其它的途径损失掉了，最常见的一种途径是被棒形或其它形式的控制材料所吸收。

为什么需要控制？首先是因为不可能设计出增殖系数（相邻两代中子的数目之比——参看附录 6）恰好等于 1 的反应堆。因此堆芯内的易裂变材料要多装一些，然后由控制材料把多余的中子吸收掉，使系统内的中子数保持平衡。由于反应堆要运行相当长的时间，因此也必须多装一些裂变材料，否则它很快就会达不到临界而停下来。控制材料也是不可少的，因为反应堆开始运行时，多余的裂变材料会使引起裂变的那部分中子过多。随着易裂变材料逐渐“烧掉”，控制措施也就跟着一点一点地撤走。还有一些原因也需要有控制措施，其中最突出的原因是反应堆运行过程中会逐渐积累起一批中子毒物——堆芯内的许多核反应，特别是裂变反应，能产生一些只吸收中子不起好作用的核素。因此在反应堆启动时必须有足够的控制能力，随着吸收中子的裂变产物的积累，控制能力会减小。“氙毒瞬变过程”就是一个非常重要、非常有趣的例子，反应堆功率变化时易于出现这种瞬变过程（参看附录 6）。

上面说了需要有控制措施，接着就是能否实现的问题。对于这一点，也许有人会有怀疑，因为在链式反应中，相邻两次裂变反应之间的时间是很短的。在热中子反应堆中，一个中子慢化下来并引起下一次裂变，大约需要 10^{-4} 秒，如果这确实是所有的两次裂变反应之间的时间，我们就可以推断出如下的结论：即使增殖系数 K 只比 1 大一点点，反应堆功率也会很快地上升，这是不难理解的。假若 $K=1.001$ ，1000 代以后（仅需 0.1 秒），堆内的中子总数以及功率水平就会上升到 1.001 的 1000 次方 (1.001^{1000}) 倍，即 2.7 倍。这种情况是不允许的。另一方面，要在比 0.1 秒短得多的时间内迅速移动控制棒似乎也是办不到的。

实际上，反应堆中产生的中子并非都是“瞬发”的。（大多数中子是在发生裂变所需的 10^{-17} 秒左右的时间内发出的，这就是我们所说的瞬发中子。）这样，控制问题就获得了解决。对于以铀作燃料的热堆来说，大约有0.5%的中子是由某些裂变产物衰变产生的，而这些裂变产物的半衰期是以“秒”计的。（所谓半衰期就是放射性物质通过放射性衰变减少到原来质量的一半所需的时间。）这部分“缓发”中子的数量虽小，但产生时间比刚才提到的 10^{-17} 秒长得多，足以使堆内中子数的变化速率大大减低，使反应堆的控制得以实现。（详见附录6）

常用的控制形式是设置许多控制棒，棒由能吸收中子的元素（如硼或镉）构成。控制棒可以插入堆芯或从堆芯中抽出，以改变中子被吸收的份数。此外，有些反应堆可以把“可燃毒物”作为堆芯的一部分，所谓“可燃”是指这些毒物的核素吸收中子后就失去了毒性。更具体地说，通常把毒物加在冷却流体中。有时也应用其它一些控制原理，特别是供紧急情况下使用，下节将会讨论这个问题。

1.1.4 应急措施和安全壳

对反应堆来说，“正常运行”的含义包括：反应堆有足够的冷却能力，保证整个反应堆系统特别是堆芯部分完好无损；堆芯产生的放射性不泄漏到周围环境中去。只要满足这两个条件，反应堆的设计和运行方式完全可以多种多样。对于出现异常时才起作用的安全保护系统来说，同样需要满足这两个条件。下面说些原则性的意见。

首先应当指出，反应堆的安全措施可以分内在的和外加的两大类：所谓内在的安全措施是指反应堆的物理性能中所固有的安全性；除此之外的工程技术措施都算作外加的安全