

压水堆核电厂运行

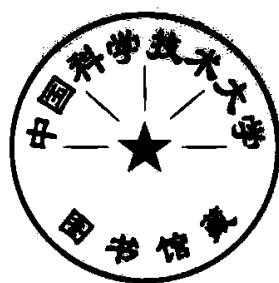
郑福裕 邵向业 丁云峰 编著



原子能出版社

压水堆核电厂运行

郑福裕 邵向业 丁云峰 编著



原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

压水堆核电厂运行/郑福裕等编著. —北京:原子能出版社,1998. 11

ISBN 7-5022-1862-9

I. 压… I. 郑… III. 压水型堆-核电站-运行 IV. TM623. 91

中国版本图书馆 CIP 数据核字(98)第 20223 号

内 容 简 介

本书阐述压水堆核电厂运行问题。全书分两大部分:第一篇介绍压水堆核电厂运行物理基础,共 7 章,内容包括有关基本概念、反应性、反应性系数、燃料与中毒、反应性控制、反应堆功率分布及其限制、反应堆启动与停堆过程中的几个问题;第二篇共 5 章,内容包括核电厂运行特点、核电厂技术规格书、核电厂正常运行、核电厂异常运行和核电厂事故。

本书适合于从事核电厂运行及管理人员使用,也可供高等学校核反应堆工程专业专业的师生及从事核电工程的技术人员参考。

©原子能出版社,1998

原子能出版社出版 发行

社址:北京市海淀区阜成路 43 号 邮政编码:100037

北京地质印刷厂印刷 新华书店经销

开本:850×1168mm 1/32 印张 11.5 字数 400 千字

1998 年 11 月北京第 1 版 1998 年 11 月北京第 1 次印刷

印数:1—1000

定价:48.00 元

前 言

本书介绍压水堆核电站运行技术基础。

本书是在编者教学讲义的基础上编写的,其特点是尽量结合核电站的运行实际和我国的有关规定,阐述压水堆核电站运行中的基本理论和实际问题。

核电站运行最重要的是安全,而保证安全运行最重要的因素又是运行人员(特别是反应堆操纵员)。因此,要保证安全运行,反应堆操纵员必须要有很清楚的反应堆物理概念。对反应堆操纵员的要求,不同于对从事反应堆物理研究人员的要求,前者不需要从事物理设计、计算方法和模型等方面的研究,而应着重于对物理概念,特别是对运行过程(即反应堆动态)物理概念的理解。正是由于这些考虑,我们在本书中首先安排了第一篇的内容,该部分是第二篇的基础。

全书共由两篇组成。第一篇介绍压水堆核电站运行物理基础,共分7章,内容包括有关基本概念、反应性、反应性系数、燃耗与中毒、反应性控制、反应堆功率分布及其限制、核电站启动与停闭过程中的若干物理问题。第二篇是在第一篇的基础上对压水堆核电站运行问题进一步展开讨论,其最大特点是紧紧以压水堆核电站的运行文件(技术规格书、运行规程等)为依据。该篇共5章,内容包括核电站运行特点、核电站技术规格书、核电站正常运行、核电站异常运行、核电站事故。最后以附录形式给出一蒸汽发生器传热管破损(SGTR)事故的实例。

本书在各章内容安排上参考美国西屋型压水堆核电站(特别是 Shearon Harris Unit 1)、秦山核电站和大亚湾核电站的有关资料(如秦山核电站的部分规程、大亚湾核电站的系统与运行以及高级教材等)。因此,本书不是以某一特定压水堆核电站的运行文件和实践为依据,书中所列数据、系统,核电站的启动、停闭步骤不可能与某一核

电厂的完全吻合,而是力图为读者提供一个完整的概念。况且,任何核电厂的规程绝不会是不变的,随着科学技术进步和生产实践,这些规程必然是要不断修改不断完善的。因此,阅读本书应着重理解压水堆核电厂运行的基本原理和方法。

本书的出版,承蒙秦山核电厂、大亚湾核电厂等单位及有关同志的大力支持,特别是侯凤旺同志对书稿提出了许多宝贵的意见和建议,编者表示诚挚的谢意。

由于编者水平有限,书中出现某些问题在所难免,敬请读者批评指正。

编 者

1998.3

目 录

第 一 篇

第 1 章 有关基本概念	(3)
1.1 概述	(3)
1.2 裂变反应	(3)
1.3 链式反应	(8)
1.4 核反应堆临界	(10)
1.5 中子通量密度与核反应堆功率	(15)
第 2 章 反应性	(17)
2.1 概述	(17)
2.2 反应性与剩余增殖系数	(17)
2.3 反应堆周期、启动率与反应性	(20)
2.4 反应性控制	(26)
2.5 固有反应性效应	(28)
第 3 章 反应性系数	(29)
3.1 概述	(29)
3.2 燃料温度(Doppler)系数	(29)
3.3 慢化剂温度系数	(40)
3.4 空泡系数	(51)
3.5 压力系数	(52)
3.6 功率系数与功率亏损	(52)
3.7 再分布效应	(61)
第 4 章 燃耗与中毒	(69)
4.1 概述	(69)
4.2 核燃料同位素的产生与消耗	(70)
4.3 裂变产物的毒性	(72)

4.4 堆芯寿期、燃耗、核燃料转换与换料	(95)
第5章 反应性控制	(103)
5.1 概述	(103)
5.2 化学补偿控制	(104)
5.3 可燃毒物控制	(111)
5.4 控制棒控制	(115)
第6章 反应堆功率分布及其限制	(133)
6.1 概述	(133)
6.2 反应堆功率分布	(134)
6.3 反应堆功率分布限制	(141)
6.4 轴向中子通量密度分布	(145)
6.5 径向中子通量密度分布	(150)
第7章 反应堆启动与停堆过程中的几个问题	(154)
7.1 概述	(154)
7.2 反应堆启动过程中的几个问题	(154)
7.3 停堆过程中的几个问题	(171)

第 二 篇

第1章 核电厂运行特点	(187)
1.1 核电厂与化石燃料电厂等比较	(187)
1.2 核电厂运行工况分类	(197)
1.3 核电厂工作人员的基本要求	(201)
1.4 核电厂运行文件	(211)
第2章 核电厂技术规格书	(216)
2.1 概述	(216)
2.2 定义	(217)
2.3 安全限值和安全系统限值的设定	(219)
2.4 运行限制条件	(222)
2.5 监测要求	(240)
2.6 设计特点	(241)
2.7 行政管理	(242)

2.8 广东大亚湾核电厂技术规格书简介	(242)
第3章 核电厂正常运行	(247)
3.1 概述	(247)
3.2 核电厂加热升温	(247)
3.3 反应堆启动至最小功率	(256)
3.4 功率运行	(260)
3.5 功率运行中的稀释率与热平衡计算	(295)
3.6 核电厂停闭——从100%额定功率至冷停堆模式	(300)
第4章 核电厂异常运行	(312)
4.1 概述	(312)
4.2 棒控系统故障	(314)
4.3 应急加硼	(322)
4.4 发电机甩负荷	(325)
4.5 给水流量不充足	(334)
4.6 反应堆冷却剂系统泄漏	(338)
4.7 反应堆冷却剂泵异常	(344)
4.8 反应堆冷却剂系统压力异常	(349)
4.9 仪控通道失效	(353)
第5章 核电厂事故	(372)
5.1 概述	(372)
5.2 未紧急停堆的预期瞬变(ATWS)	(392)
5.3 蒸汽发生器传热管破裂(SGTR)事故	(404)
附录：蒸汽发生器传热管破裂(SGTR)事故实例	(428)
参考书目	(448)

第一篇

- 有关基本概念
- 反应性
- 反应性系数
- 燃耗与中毒
- 反应性控制
- 反应堆功率分布及其限制
- 反应堆启动与停堆过程中的几个问题

第 1 章 有关基本概念

1.1 概述

本书主要讨论压水堆核电厂运行中的物理基础和实际问题。本书前一部分主要讨论反应堆物理动态方面的问题。在进入逐章逐节讨论之前,在本章里首先对反应堆物理静态的一些重要概念进行综合介绍,以便于后续深入讨论,这将包括:

- ① 裂变过程中的可裂变核、裂变能、裂变产物及裂变中子等;
- ② 链式反应;
- ③ 反应堆临界中的一些概念,如增殖系数、中子通量密度分布、临界方程和栅格的非均匀效应;
- ④ 中子通量密度与反应堆功率的关系等等。

1.2 裂变反应

裂变反应是可裂变重核裂变成两个中等质量核并放出能量的反应,包括用中子轰击引起的裂变和自发裂变。后者除如 ^{252}Cf ,现在多用作中子源外,其他如 ^{240}Pu 等,一般不予以考虑。所以有意义的是指用中子轰击某些可裂变原子核时,引起重原子核发生裂变的一种反应。在裂变过程中有大量能量释放出来,且伴随着放出若干个次级中子。这是最重要的一种核反应。

对核裂变反应,一般可用反应式 $U + n \rightarrow X_1 + X_2 + \nu \cdot n + E$ 来描述,其中用 U 表示可裂变核, n 表示中子, X_1 及 X_2 分别代表两个裂变碎片核, ν 表示为每次裂变放出的次级中子平均数, E 表示每次

裂变过程中所释放的能量。

1.2.1 可裂变核

可裂变核是指在中子轰击下能进行裂变反应的原子核,一般都是质量数大的重核。目前最重要的可裂变核为 ^{233}U 、 ^{235}U 、 ^{239}Pu 及 ^{232}Th 、 ^{238}U 等。按他们是否易于裂变而分成两类。当用任意能量的中子轰击时,都能引起其裂变的可裂变核,称为易裂变核,例如上述前三种核素都是属于这一类。另一类是只有当能量大于某一阈值的中子去轰击它们时,才会引起它们裂变的原子核。例如,对 ^{238}U 核,只有用中子能量大于 1.1 MeV 的中子去轰击它时,才会有裂变反应发生。在自然界中,天然存在的易裂变核素只有 ^{235}U 。但某些基本核素在俘获中子后,经过放射性衰变会生成一种新的人工易裂变核。例如: ^{238}U 在俘获一个中子后,经过两重 β 放射性衰变,最终变成易裂变核。其具体反应过程为 $^{238}\text{U}(\text{n},\gamma)^{239}\text{U} \xrightarrow[23\text{min}]{\beta^-} ^{239}\text{Np} \xrightarrow[23\text{d}]{\beta^-} ^{239}\text{Pu}$,核反应后生成新的人工易裂变核 ^{239}Pu 。同样, ^{232}Th 俘获一个中子后的整个转换过程为: $^{232}\text{Th}(\text{n},\gamma)^{233}\text{Th} \xrightarrow[22\text{min}]{\beta^-} ^{233}\text{Pa} \xrightarrow[27\text{d}]{\beta^-} ^{233}\text{U}$,此反应最终生成新的人工易裂变核 ^{233}U 。

轰击可裂变核用来引起裂变反应的中子的能量可以有所不同。对易裂变核,可用任意能量的中子来轰击并引起裂变。在实用中,按照中子能量(也即中子速度)的大小把中子粗略地分成为快中子、中能中子和热中子三种。其能量大于 keV 的中子称为快中子,在 keV ~ eV 能量范围内的中子称为中能中子,而把能量小于 eV 量级的中子称为热中子。目前利用最多的是热中子引起 ^{235}U 的裂变而放出的能量。

1.2.2 裂变能

根据裂变反应前后核素间的质量亏损,可以算出核裂变能。实验已经证明,每一次裂变释放出的能量大约为 200 MeV。其中 80% 是

以裂变碎片的动能形式放出的。裂变能量的分配方式如表 1.1 所示。

表 1.1 裂变释放能的形式

能 量 形 式	能量, MeV	发射时间
裂变碎片动能	168	瞬发
裂变中子动能	5	瞬发
瞬发 γ 能量	7	瞬发
裂变产物 γ 衰变能量	7	缓发
裂变产物 β 衰变能量	8	缓发
中微子能量	12	缓发
总 计	207	

在核反应堆内, 裂变碎片的动能绝大部分都在核燃料内转换成热能, 以热能形式出现。裂变放出次级中子动能大部分都在堆内被各种材料吸收转换成热能。裂变放出次级中子本身有一部分也将被堆内各种材料吸收, 发生 (n, γ) 反应, 释放出 3 MeV~12 MeV 的能量。显然这部分能量不是核裂变直接放出来的。此外, 有相当一部分这种 γ 射线将在反应堆内被吸收并转换成热能, 故而通常把它们也归入到裂变反应所释放出的可利用能量内。由于中微子不带电, 其质量又很小, 它几乎不与堆内任何物质作用。故而中微子所带有的 12 MeV 能量在核反应堆内是无法利用的。确切地讲, 每次裂变反应后所放出的可利用能量会随着堆型而稍有差别。但在做一般计算时, 可以近似地认为: 对 ^{235}U , 每次裂变后在堆中可利用的能量约为 200 MeV。其它可裂变核每次裂变放出的可利用能量也在这个数值附近。可利用的裂变能量中, 约 97% 是分配在燃料内, 不到 1% (为 γ 射线形式) 的能量在堆的屏蔽层里, 其余能量分配在冷却剂和结构材料内。可利用的能量中还包括裂变产物衰变过程中放出的 γ 及 β 射线, 但这部分能量的释放是有一段时间延迟的, 它们占了总可利用能量中的 4%~5%。当反应堆一旦停止运行后, 裂变能量的大部分由于裂变反应的终止而不再放出。但在停堆前形成的裂变产物此时仍然存在, 且处

于衰变过程中。所以,裂变产物衰变时,放出的 β 和 γ 射线及其能量,仍然在停堆后相当一个时期内要释放出来。因此反应堆在停堆后仍需要进行冷却和屏蔽。将这些衰变热从停堆状态的堆芯中导出,已成为核反应堆安全研究中重要问题之一。

1.2.3 裂变产物

核裂变反应生成的若干个中等质量数的裂变碎片及其衰变产物,统称为裂变产物。核裂变方式有多种,绝大多数核裂变的核分裂成两个裂变碎片,对于热中子引起的 ^{235}U 的核裂变来说,主要有30多种裂变碎片质量分配形式。裂变碎片的质量数大都分布在72~158之间。两个裂变碎片的质量数一般来说是不相同的。几乎所有的裂变碎片都是不稳定的,它们要经过一系列 β 及 γ 衰变。这样,在最终裂变产物中可能包括了有300多种不同核素的各种放射性及稳定核同位素。

裂变产物中有些核素有较长的半衰期和较强的放射性,这将给它们的运输及最终安全储存都带来一系列特殊的问题。这也是在利用裂变能量时必须考虑的重要问题之一。有些裂变产物如: ^{135}Xe 和 ^{149}Sm 都具有相当大的热中子吸收截面,它们将会吸收反应堆内的热中子,从而影响反应堆的中子平衡过程。因此对这些裂变产物的产生、衰变及吸收中子而消亡的过程要加以认真研究。

1.2.4 裂变中子

裂变中子是在裂变反应过程中放出的新的次级中子。每次裂变放出的次级中子平均数用 ν 表示。 ν 值的大小和可裂变核的种类及引起裂变的中子能量有关。中子能量越大, ν 值也越大。

热中子轰击 ^{235}U , ν 值为2.43(即每次裂变平均放出2.43个次级中子);若用热中子轰击 ^{239}Pu ,那么 ν 值为2.98。正因为有在裂变反应的同时,有次级中子放出,且其值大于1,这样就能使链式反应维持下去。 ν 值的大小也是一个极其关键的问题。在一般反应堆中,次级

中子的用途可归纳为以下几方面。为了使链式反应持续进行,至少要有有一个次级中子再能用于去轰击可裂变核并引起裂变;有一部分次级中子由于运动而要泄漏出反应堆;另有一部分被堆内其它材料吸收;而最后有一部分可被堆内可转换核(例如: ^{238}U)吸收,产生了新的易裂变核。所以设法提高 ν 值,并且设法减少泄漏及无用吸收,那么就可能在反应堆内消耗易裂变核的同时,生成新的易裂变核,实现裂变核的转换,甚至可能造成易裂变核的增殖。这就是增殖堆的基本思想。

裂变时放出的次级中子的平均能量约为 2 MeV。所以若是在用热中子轰击 ^{235}U 引起裂变反应的热中子反应堆内,为了使链式反应持续进行,必须把裂变时放出的次级中子的能量降低到热能附近。这要求在热中子反应堆芯内放置慢化剂(如水、石墨等)材料,使高能次级中子与它们的原子核发生多次碰撞后,降低中子的能量,从而变成热中子。

裂变反应放出的次级中子中的绝大部分(99%以上)是在裂变时的瞬间放出的。通常将这部分中子称为瞬发中子。另外还有一小部分(小于 1%)是由于裂变产物在衰变过程中放出来的。由于衰变过程本身有一定时间延迟,所以这部分中子被称之为缓发中子。对 ^{235}U 核裂变,缓发中子总数约占裂变次级中子总数的 0.6%左右。缓发中子实际上是在好几种不同裂变产物的衰变过程中放出来的。例如:裂变碎片 ^{87}Br 是不稳定的,它经由 β 衰变生成处于激发态的 ^{87}Kr 。通常把 ^{87}Br 称作缓发中子的先驱核。其 β 衰变的半衰期为 54.5 s,亦即这一部分缓发中子的缓发周期。这可明显地看出,这部分中子的发射与裂变瞬间相比,有一段时间延迟。现已测得各可裂变核的缓发中子先驱核大致分为 6 组。表 2 给出了 ^{235}U 热中子裂变时缓发中子的 6 组数据。缓发中子在全部裂变中所占的份额用 β 表示,称之为缓发中子份额。对 ^{235}U 的热裂变,
$$\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i = 0.0065$$
。缓发中子的平均能量要比瞬发中子的低。虽然缓发中子在总裂变产生的次级中子中所占

比例不大(小于 1%),但它对核反应堆动态过程却有着极其重要的影响。由于缓发中子增大了相当于两代中子之间的平均时间间隔,亦即增大了每代中子的平均寿命,从而使得反应堆功率变化速度变慢。正由于有缓发中子的存在,才使链式裂变反应成为可控的。

表 1.2 ^{235}U 热裂变时缓发中子

组	半衰期 T_i, s	能量, keV	产额 β_i	平均寿期 l_i, s
1	54.51	250	0.000247	78.64
2	21.84	560	0.001385	31.51
3	6.00	430	0.001222	8.66
4	2.23	620	0.002645	3.22
5	0.496	420	0.000832	0.716
6	0.179	430	0.000169	0.258

1.3 链式反应

裂变中子在适当的条件下,会进一步引起其它核裂变而放出更多的裂变中子,如果反应能如此不断地继续下去,这种过程称为链式裂变反应,简称链式反应,如图 1.1 所示。

链式反应如不依靠外界的作用能持续下去,则称为自持链式反应。具体条件是,当一个可裂变核吸收一个中子产生裂变后,新产生的裂变中子,平均至少要有一个中子能再引起另外一个可裂变核裂变。但必须注意到,在核裂变过程中产生的中子并非完全都能再引起裂变反应。中子在运动过程中一方面可能发生其它非裂变的核反应,另一方面有一部分不可避免地会从反应堆中泄漏损失掉。这是因为反应堆中不仅包含着核燃料、冷却剂、慢化剂(热堆)和结构材料等,而且本身大小又是有限的。

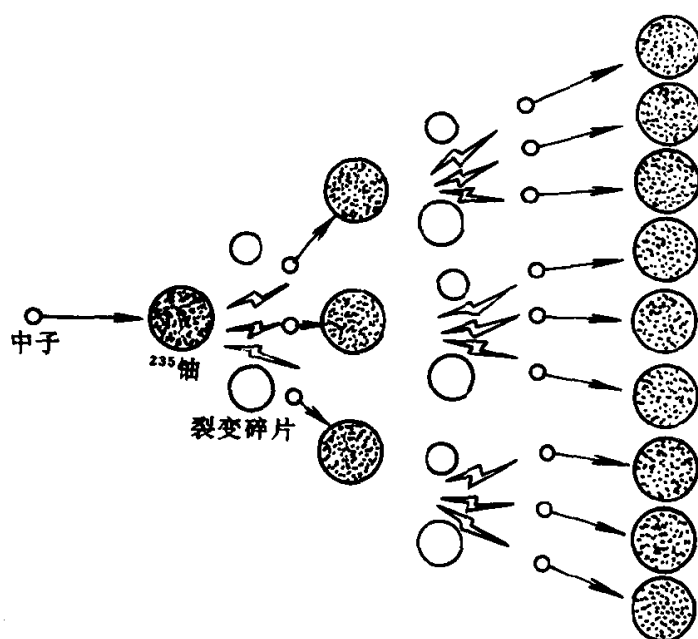


图 1.1 链式裂变反应示意图

对于热中子反应堆,引起链式反应的,主要是热中子,但裂变释放的中子基本上是快中子。因此,裂变中子在反应堆内一定要经过中子慢化过程,使原来能量较高的裂变中子经与慢化剂原子核的相互作用,而逐渐慢化成热中子。即使变成了热中子,但在它被燃料吸收以前,热中子在堆内还经历由高密度向低密度的扩散过程。中子在慢化过程与扩散过程中都存在着泄漏损失。由此可见链式反应是在裂变中子经历一系列过程后得以自持下去。如果反应堆内单位时间内裂变产生的中子数等于或多于单位时间内因吸收和泄漏损失的中子数,则反应堆内链式反应才可能自持下去。核反应堆是一种可控的自持链式反应装置,而原子弹则是一种不可控的自持链式反应装置。