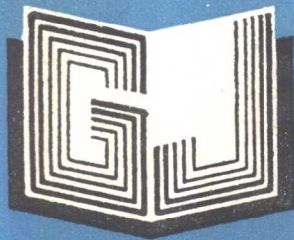


30



高等学校教材

核电站水质工程

武汉水利电力学院 钱达中 主编



23

5

177221



高等学校教材

核电站水质工程

武汉水利电力学院 钱达中 主编

水利电力出版社

(京)新登字115号

内 容 提 要

本书主要叙述了核电站的基本知识,核电站放射性水的形成及其处理,核电站水化学工况及其监督,反应堆系统内放射性沉淀物的形成及其去除。

本书为高等学校应用化学专业本科生的教材,也可作为热能工程类各专业大学生的教学参考书,还可供从事核电站水化学工作和热力设备运行管理工作的工程技术人员参考。

高等学校教材

核电站水质工程

武汉水利电力学院 钱达中 主编

*

水利电力出版社出版

(北京三里河路6号)

新华书店北京发行所发行·各地新华书店经售

北京市京东印刷厂印刷

*

787×1092毫米 16开本 8印张 178千字

1992年11月第一版 1992年11月北京第一次印刷

印数 001— 980 册

ISBN 7-120-01549-4/TK·249

定价 2.20 元

前 言

从50年代至今的30多年中，核电站已在26个国家和地区得到了迅速发展。我国起步较晚，从80年代才开始引进和自建核电站，预计到本世纪末我国核电站总装机容量可望达8000~10000MW。

为适应核电站发展的需要，编者在多年讲授核电站水质工程课程的基础上，参考国内外大量的学术著作和论文，进行了分析、归纳和整理，使之系统化成为本教材。

本书主要内容包括：核电站基本知识，核电站放射性水的形成，放射性水净化的主要方法，核电站金属材料的腐蚀与防止，核电站水化学工况及其监督。本书为应用化学专业本科生的选修课教材，同时希望能有助于从事核电站水处理工作的技术人员，因此在内容选择上，立足于全面地反映当前国外核电站水质工程技术发展现状，对压水堆和沸水堆（以压水堆为主）核电站放射性水处理、水化学工况、结构材料腐蚀及其防止等的特点、成功经验和动向进行了系统的介绍。因核电站的各种水处理方法的基本原理与火力发电厂的基本相同，故在此书中不再赘述。

书中所用物质的量摩尔，都是指电化摩尔质量，即其基本单元为相当于一个电荷的粒子。

本书第一、二、三、四、五、七章由钱达中编写，第六章由彭珂如编写，全书由钱达中统编。

本书由湖北省电力科学试验研究所肃明湘高级工程师审稿，审阅中提出了许多宝贵意见，编者谨向他表示深切的谢意。

由于核电站水质工程涉及的相关学科较多，加之国内无这方面的系统经验和编者水平有限，书中难免有不妥之处，以至错误，敬希读者批评指正，以便再版时更正。

编 者

1991年3月

目 录

前 言

第一章 核电站概论	1
第一节 核物理基本知识	2
一、原子核结构 二、放射性 三、原子核的质量亏损和结合能 四、核反应	
第二节 核反应堆基础	6
一、核反应堆工艺的基本知识 二、冷却剂参数的选择	
第三节 核电站工作原理和分类	9
一、核电站工作原理 二、核电站分类	
第二章 核电站主设备及辅助系统	13
第一节 压水堆核电站	13
一、压水反应堆 二、蒸汽发生器 三、主循环泵 四、稳压器 五、第二回路设备	
第二节 沸水堆核电站	18
第三节 第一回路辅助系统	19
第四节 核电站所用材料	20
一、反应堆结构材料 二、核燃料 三、慢化剂 四、冷却剂	
第五节 冷却剂(轻水)的辐照分解	22
第三章 核电站放射性水的形成及其分类	25
第一节 冷却剂放射性污染的原因	25
第二节 核电站放射性废水的形成和分类	28
一、主设备和辅助设备排空时的排放水 二、泄漏水 三、清洗废液和冲洗水 四、专用洗涤水和淋浴水	
五、离子交换装置的再生废液和清洗水 六、反应堆排水 七、第二回路的放射性废水	
第四章 放射性水的净化处理	31
第一节 化学沉淀处理	31
一、混凝沉淀处理 二、石灰-苏打软化沉淀法 三、磷酸盐沉淀法	
第二节 过滤处理	38
一、电磁过滤器 二、微孔过滤器	
第三节 离子交换法	40
一、核级离子交换树脂 二、微量放射性核素在离子交换过程中的行为 三、有机合成离子交换树脂的辐照	
分解 四、失效离子交换树脂的再生	
第四节 其它方法	46
一、蒸发法 二、膜分离技术	
第五章 放射性水处理系统	51
第一节 冷却剂循环净化系统	51
一、循环净化系统的出力和布局 二、冷却剂循环净化系统的选择	
第二节 放射性废水处理系统	55

第六章 核电站材料的腐蚀与防护	58
第一节 第一回路结构材料及腐蚀分类	58
一、第一回路结构材料 二、腐蚀分类	
第二节 锆合金的腐蚀	61
一、锆的性质 二、锆合金的腐蚀动力学 三、影响锆合金腐蚀的因素 四、锆合金的氢脆 五、锆合金的应力腐蚀破裂	
第三节 不锈钢的腐蚀	70
一、不锈钢应力腐蚀破裂 二、不锈钢的晶间腐蚀	
第四节 镍基合金的腐蚀	86
一、因科镍-600的腐蚀 二、因科洛依-800的腐蚀	
第五节 碳钢在高温水中的腐蚀	94
一、在高温水中碳钢表面的保护膜 二、影响碳钢在高温水中腐蚀的主要因素 三、腐蚀产物的迁移和沉积	
第七章 核电站水化学工况	97
第一节 压水堆核电站的水化学工况	97
一、压水堆核电站第一回路的水化学工况 二、压水堆核电站第二回路水化学工况	
第二节 沸水堆核电站水化学工况	103
第三节 反应堆系统内沉淀物的形成及其去除	105
一、反应堆系统内沉淀物的形成 二、放射性沉淀物的去除 三、除放射性溶液的配方 四、回路系统和设备的除放射性工艺	
第四节 水化学工况的化学监督	114
一、沸水堆核电站水化学工况的化学监督 二、压水堆核电站第一回路的化学监督 三、压水堆核电站第二回路的化学监督 四、取样与样品制备 五、核电站水化学工况化学监督原则性示意图	
参考文献	122

第一章 核电站概论

自1938年德国的哈恩和斯特拉斯曼首先发现铀核裂现象至今的50多年中，核技术无论是用于军事还是用于发电，都得到了迅速发展。

所谓核能，就是原子核发生核反应时所释放出来的能量。核反应可分为核裂变反应和聚变反应。当今的核电站就是利用原子核裂变反应释放出的能量，经能量转化而发电的。

1954年6月世界上第一座功率为5 MW的核电站在苏联建成。之后不久，英国和美国分别于1956年和1957年建成核电站。至1987年底已有26个国家和地区拥有核电机组404台，装机总容量为 3×10^5 MW，其发电量占世界总发电量的17%左右。据国际原子能机构的预测，到本世纪末核电站装机总容量将达 5×10^5 MW。表1-1所列为一些主要的工业发达国家到本世纪末核发电量的比重。

表 1-1 几个国家的核发电量比重

年 份 \ 国 家	美 国	日 本	英 国	西 德	法 国
1985年	15.5%	25%	19.3%	31.2%	64.8%
2000年(预测)	35%	35%	35%	43%	70%

核电站之所以能得到迅速发展，其原因是：

(1) 核电站技术已相当成熟 就压水堆而言，它已进入第四发展阶段，其特点是单堆容量大（最大已达1200MW）、核电站发电效率平均大于33%、冷却剂比流量（即从堆芯中导出单位热量所需的冷却剂流量）减少。核电站技术发展的另一个标志是，快中子增殖反应堆从70年代起开始具有实用价值。这种反应堆利用天然铀中储量丰富的 ^{235}U 作为核燃料，使天然铀资源的能量利用率由1%~2%提高到60%~70%。据预测，快中子增殖反应堆的总装机容量到本世纪末将占有所有核反应堆容量的18%以上。

(2) 能源结构变化的需要 合理地减少化石燃料（即煤、石油和天然气）在能源利用中的消耗量，是当前世界能源问题中迫切需要解决的问题之一。据能源问题专家预测，如果世界能源消耗量每年递增2%，则世界已探明的和可勘探的石油资源将在2040~2065年、天然气资源将在2056~2066年之间枯竭，煤资源将在2066~2076年间耗尽，但可供核电使用的铀资源是非常丰富的。此外，化石燃料作为十分宝贵的化工原料，对国民经济的发展有重要的作用。因此，减少化石燃料在动力资源中所占的份率，增加作为化工原料所占的份率，是当前能源政策的一项重要内容。核能的利用将是有效解决该问题的重要手段。

(3) 安全 据统计, 至今核动力反应堆未发生过极端的核爆炸事故。尽管苏联切尔诺贝利核电站4号反应堆事故是核电站发展以来的最大一次事故, 但这里有很多因素, 其中事故发生后处置不当是一个很重要的原因。总的来说, 由于核电站一般设有两道屏障和应急事故处理系统, 因此反应堆事故所造成的放射性物质向环境扩散的程度将减到最小值。据测定, 在核电站正常运行情况下, 一座核电站排出的放射性剂量只有同容量的火力发电厂的一半左右。

(4) 经济 虽然核电站的基本投资较大, 但其运行费用比火力发电¹⁾低得多。例如, 一座1000MW的火力发电厂一年消耗的煤量达300万吨以上, 而相同容量的核电站只需30~40t核燃料, 这样, 相应的运输、储存等费用大为减少。所以核电的每度电成本在一些国家70年代已低于火力发电。

第一节 核物理基本知识

一、原子核结构

分子是构成物质的最基本单位, 是物质保持独立性质的最小微粒。分子由原子组成, 而原子由原子核和围绕原子核运动的电子组成。原子核是由基本粒子——带正电的质子和不带电的中子所组成的。质子和中子统称核子, 其总数即核子数, 称为元素的质量数, 用符号 A 表示。

在核物理学中通常用核素^①的原子质量表示一个核素的原子的质量。所谓原子质量单位(u)就是一个 ^{12}C 核素原子质量的 $1/12$, 即 $1u = 1.6605655 \times 10^{-27}\text{kg}$ 。

原子核的质量数或核外电子数从小到大的排列序号称为元素的原子序数, 用符号 Z 表示。原子核内的中子数即为 $(A-Z)$ 。质量数不同, 而原子序数相同的元素称为同位素, 通常用符号 ^A_ZX 表示某种元素的同位素, X 表示元素的符号。例如, 天然铀有三种同位素, 即 $^{238}_{92}\text{U}$ 、 $^{235}_{92}\text{U}$ 和 $^{234}_{92}\text{U}$ 。除天然同位素外, 还有许多人工制成的同位素。

原子核内质子与质子, 质子与中子相互结合在一起, 这与核内存在的力有关。在原子核内存在两种性质不同的力: 一种是导致质子相互排斥的力, 即库仑力; 另一种是核力, 即使所有质子相互吸引的力。核力是在很短的距离内(约 $3 \times 10^{-13}\text{cm}$)发生作用的力。正是这种核力克服原子核内质子间的排斥力而把核子凝聚在一起。因此, 原子核是否稳定, 就取决于原子核内核力和库仑力的比值。在非激发状态下, 原子核内这两种力处于平衡状态。

二、放射性

原子核自发衰变放出射线的现象称为天然放射现象。会自发衰变的不稳定同位素称为放射性同位素。通过人工制得的放射性同位素称为人工放射性同位素。放射性同位素放出射线后转变为别的稳定的同位素, 这一过程称为放射性衰变。在放射性同位素衰变过程

^① 核素指的是, 具有一定数目质子和中子的原子。

中，其原子核数目逐渐减少。某种放射性同位素的原子核数目在衰变中减少到初始值一半时所需的时间，称为此同位素的半衰期 ($T_{1/2}$)。放射性同位素衰变过程可用如下的指数定律表示：

$$N = N_0 \exp(-\lambda t)$$

式中 N ——时间 t 时放射性同位素的原子核数目；

N_0 ——放射性同位素的初始原子核数目；

λ ——衰变常数。

当 $t = T_{1/2}$ 时， $N = N_0/2$ ，由上式得：

$$N/N_0 = \exp(-\lambda t) = 1/2$$

由此得 $T_{1/2} = \ln 2 / \lambda = 0.6932 / \lambda$ 。

不同放射性同位素的半衰期可由几分之一秒到数十亿年。

原子核的稳定性，从其结构角度来说，主要与核内中子数与质子数的比值 ($n:p$) 有关。随着质子数的增加，库仑排斥力增大，以至有可能克服原子核内的核力，使质子分开并从原子核中逸出。原子序数在84以上的原子核，一般都不稳定。这种不稳定的原子核会放射出某种粒子，变成其它稳定的原子核。

天然放射性同位素在衰变过程中放射出 α 、 β 或 γ 三种类型的射线。这三种射线对物质的作用主要是使物质发生电离。三种射线，即使能量相等，其电离能力也不同，其中以 α 粒子的电离能力最强， γ 射线的最小。

从衰变同位素的原子核中放射出 α 粒子的现象称为 α 衰变。 α 粒子的逸出，使原先的原子核的质量减少四个单位，同时电荷也减少两个单位，因此 α 粒子可认为是带正电荷的氦核 ${}^4_2\text{He}$ 。16%的放射性同位素衰变放射出 α 粒子。 α 衰变的一般表示式为： ${}^A_Z\text{X} \rightarrow {}^{A-4}_{Z-2}\text{X} + {}^4_2\text{He} + Q$ ，式中 Q 为衰变时放出的能量。

α 衰变中放射出的 α 粒子的能量为 4 ~ 10 Mev。 α 粒子的移动速度甚高，因此具有很大的动能，但其穿透能力较弱。当它通过某物质时，能量就消失。

β 粒子是带负电荷的高速电子流，一个 β 粒子就是一个电子，用符号 ${}_{-1}^0\text{e}$ 表示。 β 粒子具有较强的穿透能力。统计数字表明，约80%的放射性同位素发生 β 衰变，例如 ${}^{60}_{27}\text{Co} \rightarrow {}^{60}_{28}\text{Ni} + {}_{-1}^0\text{e}$ 。由此反应式可知，新形成的原子核的质子数比原有的多一个，而中子数少一个。这种变化可用如下的假设来解释：在 Co 原子核中有一个中子转变成一个质子和一个带负电的电子，这个电子放射出来，而这一质子仍留在 Co 原子核内。

由 α 衰变或 β 衰变所形成的新原子核，通常处在激发状态，所以 α 衰变和 β 衰变经常伴有 γ 射线的放射。 γ 射线是一种电磁波，具有很大的能量，且穿透能力很强。 γ 射线的放射不改变放射性同位素的原子序数或质量数。

衰变常数 λ 表征一个原子衰变的可能性，因此单位时间内 N 个原子衰变的可能性为 $N\lambda$ ，即 $N\lambda = -dN/dt$ 。

$N\lambda$ 表征放射性同位素原子衰变的速度特性，称为放射性，即单位时间内发生衰变的

原子核数:

$$dN/dt = -\lambda N = -\lambda N_0 e^{-\lambda t}$$

放射性活度的单位为贝可 (Bq)。1Bq=1s⁻¹。以前放射性活度曾以居里 (Ci) 为单位, 1Ci=3.7×10¹⁰Bq。

除放射性活度外, 在核电站中至关重要的一个问题是定量地确定核反应时放射出的α、β、γ和中子射线被人体及物质吸收的能量。为此导入剂量单位, 即用他来度量射线有多少能量被人体和物质吸收。

常用的剂量单位有:

(1) 照射量 它的单位为库仑/千克 (C/kg), 用符号X表示。早期采用的照射量单位为伦琴(R), 1C/kg=3.876×10³R。

(2) 吸收剂量 它的单位为戈[瑞](Gy), 用符号D表示。早期采用的吸收剂量单位为拉德(rad), 1Gy=100rad。

(3) 剂量当量 它的单位为希[沃特][Sv], 用符号H表示。过去使用的单位为雷姆(rem), 1Sv=100rem。从核电站防护角度来看, 人体接受相同的吸收剂量, 因射线种类不同, 会产生不同的生物效应。为此, 常用剂量当量来对人体所受的各种辐射剂量进行统一衡量。

在辐射防护中, 也常引用剂量率这一概念, 例如吸收剂量率和剂量当量率等。剂量率为单位时间内接受的辐射剂量。

三、原子核的质量亏损和结合能

原子核在非激发状态下, 由于核内核力与库仑力处于平衡状态, 因此原子核能保持稳定。核物理学中将核力与库仑力之差值称为结合力, 其能量表示为结合能。正是这个结合能使原子核保持稳定。

为了使原子核的核子分离, 必须施加一定的能量。这个能量至少要等于或大于原子核的结合能。

相对论的奠基者爱因斯坦提出的质量与能量的相互转化规律, 即 $E=mc^2$, 为解释结合能的形成提供了可靠的基础。根据此规律, 当单个核子(自由核子)形成核, 核能下降时, 所形成核的质量相应地减小, 即形成核的质量小于组成该核的单个核子原有质量的总和。原子质量和质量数的差值称为核质量亏损。正是由于这种质量亏损转化为能量, 才形成了核的结合能。

在核物理学中, 一般用电子伏特(eV)作为基本粒子的能量单位。1eV指的是1个电子在电位差为1V的恒电场中移动时所获得的能量。eV是一个很小的单位, 所以在使用上常用MeV, 即1MeV=10⁶eV, 若换算成J, 则1MeV=1.6×10⁻¹³J。已知, 1u质量可转化为931.50MeV。因此, 若已知某元素原子的质量亏损, 就能求得其结合能。例如, 核反应堆内²³⁵U裂变反应有0.215u的质量亏损, 则其结合能为200MeV。

为了判断原子核内核子结合的紧密程度, 引入核子平均结合能, 即原子核结合能除以该核的核子数。平均结合能愈大, 则每个核子平均放出的能量愈大。

核反应堆内核燃料 ^{235}U ，核裂变分裂成两个中等质量的核素。实验数据表明，中等质量的核素的平均结合能大于重质量的核素的平均结合能，因此 ^{235}U 核裂变将释放出能量。

四、核反应

核反应指的是，粒子（包括原子核）与原子核碰撞导致核组成转变的过程。在核反应过程中，因核的组成发生了某种变化，所以一种化学元素将转变为另一种化学元素。

核反应堆在外界中子作用下发生的核反应主要有：弹性散射反应和非弹性散射反应（统称散射反应）；辐射俘获反应和裂变反应（统称吸收反应）。

1. 弹性散射反应

众所周知，当两个理想弹性球相碰撞时，不发生能量变化。在中子与原子核发生弹性散射反应时，原子核既不吸收中子，也无能量释放。此时能观察到的仅仅是中子的能量传给原子核，中子的运动方向和速度发生变化，但原子核的内部状态无变化。碰撞后中子能量的损失取决于中子的能量与原子核的能量的比值以及原子核质量。例如，核反应堆采用轻核元素作为慢化剂时，由于它的质量轻，入射中子散射后的能量损失大，因此轻核表现出良好的慢化效果。入射中子弹性散射后，其能量降低到近似等于慢化剂原子的能量，我们称这种中子为热中子。弹性散射反应的通式为： ${}^A_Z\text{X}(n, n){}^A_Z\text{X}$ 。

2. 非弹性散射反应

非弹性散射反应是，入射中子轰击原子核后被其俘获，形成一个新的复合原子核，然后重新放出能量较低的中子，同时以 γ 射线形式释放出过剩能量，而后稳定在基本能级状态。非弹性散射反应的表示式为： ${}^A_Z\text{X}(n, n, \gamma){}^A_Z\text{X}$ 。

3. 辐射俘获反应

对重原子核（ $A > 40$ ），辐射俘获反应是最常见的核反应。在辐射俘获反应过程中，入射中子被受轰击的原子核吸收，同时以 γ 射线形式放出剩余能量。在辐射俘获反应中会形成不同的同位素，例如， ${}^{235}\text{U} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^{236}\text{U} + \gamma$ 。辐射俘获反应的通式为： ${}^A_Z\text{X}(n, \gamma){}^{A+1}_Z\text{X}$ 。

需指出的是，若入射中子的能量很大，被轰击的原子核可能放出质子和 α 粒子，形成新元素。例如 ${}^{16}\text{O}$ 与能量为10MeV的中子相互作用时，会形成 ${}^{16}\text{N}$ ，其反应式为： ${}^{16}\text{O}(n, p){}^{16}\text{N}$ 。

4. 裂变反应

裂变反应是核动力反应堆的一项最重要的核反应，正是核裂变反应释放出的能量，才构成核电站的能量源。裂变反应是，中子轰击重元素原子核后，原子核分裂成两个中等质量的碎片，同时放出2~3个中子和释放出裂变能。裂变反应中形成的2~3个自由裂变中子（第二代中子），可轰击另一些原子核使其发生裂变反应，同时又产生新的裂变中子（第三代中子），裂变过程就这样继续下去。这种在无外界补充中子的条件下持续不断地由中子引起的原子核裂变反应，称为自持链式裂变反应。

在核物理学中用核截面这一物理量来表示各类核反应几率的大小。设有一均匀且速度单一的中子束垂直入射到原子核——靶薄片上。令靶片的面积为 1cm^2 ，靶片内原子核密度为 N （原子数/ cm^3 ）。若中子束入射到靶片内 x 深度处，则厚度为 dx 薄层上的中子束强度为 $\phi(x)$ [中子数/ $(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$]，见图1-1。中子束通过薄层 dx 时，由于发生某种类型

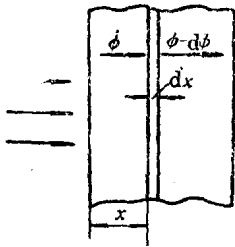


图 1-1 中子穿过薄靶的衰减

的核反应，中子束强度减弱，其减少量为 $-d\phi$ 。实验证实， $-d\phi$ 与中子束强度 ϕ 、靶片内原子核密度 N 以及靶片厚度 dx 成正比：

$$-d\phi = \phi \sigma N dx \quad (1)$$

式中 σ ——比例常数。

上式可写成：

$$\sigma N dx = \frac{-d\phi}{\phi} \quad (2)$$

根据定义， ϕ 为单位时间内入射到靶单位面积上的中子数， $-d\phi$ 为靶片 dx 层中每秒发生的反应次数，那末上式中的 $-d\phi/\phi$ 即可表示为中子束中一个中子与 dx 层内靶发生反应的几率。而 Ndx 为 dx 层内的原子数，因此 σ 可看作是靶层中一个靶与中子束内一个中子发生某种类型核反应的几率。

由(1)式可知， σ 具有面积的量纲，所以 σ 称为发生某种类型核反应的微观截面，它的单位是靶恩(b)， $1b = 10^{-24} \text{cm}^2$ 。

按中子与原子核反应的类型，相应地有微观散射截面 σ_s 、微观俘获截面 σ_f 和微观裂变截面 σ_L 。

若 1cm^3 中原子核密度为 N ，则乘积 $N\sigma$ 称为宏观截面，用符号 Σ 表示。它的含义是一个中子从 1cm^2 面积上入射后与 1cm^3 内原子核反应的几率，其单位为 cm^{-1} 。简言之，核截面可设想为中子轰击原子核的有效靶面积，即中子轰击打中这一面积，就会发生核反应。

第二节 核反应堆基础

一、核反应堆工艺的基本知识

实现核燃料的可调节自持链式裂变反应的设备称为核反应堆。核反应堆内设有燃料元件和堆芯(又称活化区)。核燃料在反应堆中裂变所释放出的能，转化为热，然后由冷却剂将它从反应堆中引出。

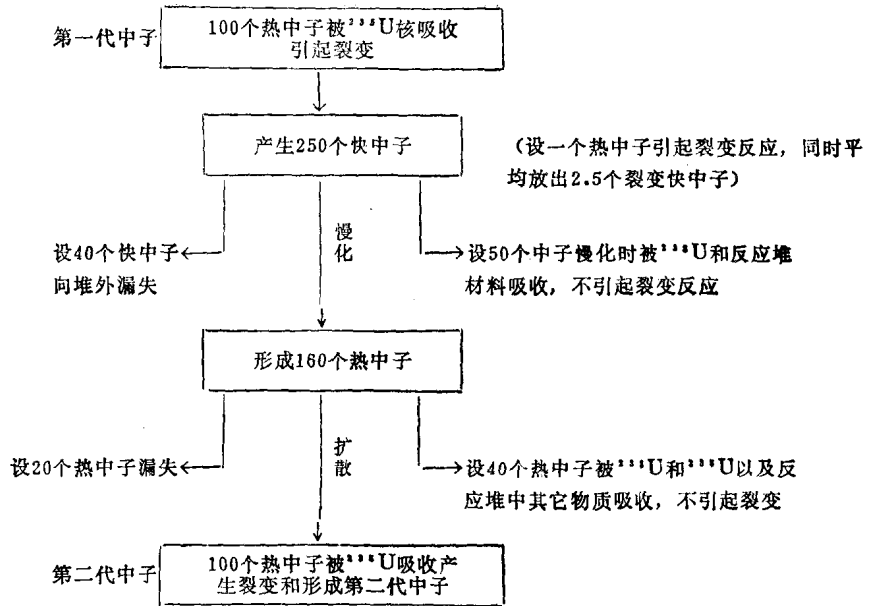
为了实现核燃料的自持链式裂变反应，在每次裂变反应中必须有一个中子有效地轰击一个核燃料原子核，也就是链式反应中任一代的中子数对上一代的中子数的比值等于或大于1。这一比值我们称之为有效增殖系数 K_{∞} ，即

$$K_{\infty} = \frac{\text{某一代循环开始时的中子数}}{\text{前一代循环开始时的中子数}}$$

现以 ^{235}U 的裂变反应为例说明之。

核燃料在外界中子轰击下发生裂变反应，同时形成2~3个裂变中子，中子经慢化后成为热中子。在慢化过程中原子核同时会发生无裂变的吸收反应和中子向堆外漏失。形成的热中子再次轰击其它的 ^{235}U 核，引起新的裂变反应和放出新的裂变中子，这一过程称为中子寿命循环。为明了起见，现用具体数字来说明这一中子寿命循环。

设第一代中子中有100个热中子击中 ^{235}U 核，引起裂变反应，如循环图所示。



由循环图可知, 由于核反应是在一个有限的堆芯空间中进行的, 因此除发生裂变反应外, 还可能发生其它反应和漏失。这些反应是:

- 1) 核燃料吸收中子, 但不发生裂变反应。例如, ²³⁸U吸收热中子后, 约有 20% 不发生裂变; ²³⁸U 100% 吸收热中子而不发生裂变;
 - 2) 中子被堆芯中的慢化剂、结构材料和裂变碎片等吸收, 这种吸收称为有害吸收。
- 应当指出, 有一小部分高能的中子会引起²³⁸U核的裂变, 使中子数增加。这增加的中子数在循环图中未表示出来。

综上所述, 在核反应过程中, 产生的中子数应等于漏失的中子数加被吸收的中子数。若产生的中子数等于被吸收并引起裂变的中子数, 即 $K_{eff} = 1$, 则核裂变反应能匀速稳定地、自持连续地进行下去, 这种状态称为临界状态。反应堆达到临界状态, 并能维持自持链式裂变反应的条件, 称为临界条件。处于临界条件下的堆芯尺寸称为临界尺寸, 相应的核燃料装载量称为临界装载量。

在核反应堆工作期间, K_{eff} 有三种可能: 即 $K_{eff} > 1$ 、 $K_{eff} = 1$ 和 $K_{eff} < 1$ 。 $K_{eff} > 1$, 表示某一代产生的中子数大于前一代的中子数, 因此中子轰击原子核引起裂变反应的几率增大, 反应的规模越来越大, 这种状态称为超临界状态。反应堆的启堆和功率增大就属于这种状态。 $K_{eff} < 1$, 表示中子数一代比一代少, 自持链式裂变反应规模越来越小, 最后中子数不足以引起裂变反应, 而使反应堆停堆, 这种状态称为次临界状态。所以只要能有效地调节 K_{eff} , 就能调节反应堆功率。

调节 K_{eff} , 实际上就是调节中子数量。设 n 为反应堆内中子密度(即每 cm^3 内的中子数), v 为中子运动速度(cm/s), 则乘积 nv 就称为中子通量 Φ :

$$\Phi = nv \quad \text{中子}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$$

令一个中子与一个原子核的核反应几率为 σ , 则反应堆密度为 N 的核燃料原子核与中子的反应数为: $N\sigma\Phi = \Sigma\Phi$ [次/ $\text{s} \cdot \text{cm}^3$], 相应地其裂变反应数为 $\Sigma_f\Phi$ 。

若已知反应堆堆芯体积为 V (cm^3), 则每秒发生的裂变次数为 $V\Sigma_L\Phi$ 。已知每次裂变产生的能量约为 200MeV 或 $32 \times 10^{-15}\text{kW}\cdot\text{s}$, 反应堆热功率 P 可由下式求得:

$$P = 32 \times 10^{-15} V \Sigma_L \Phi \quad \text{kW}$$

因为 V 和 Σ_L 对已投建的反应堆为一定值, 所以反应堆的功率只与 Φ 有关。

在实际运行中, 反应堆的核燃料初装载量远超过临界装载量, 因为随着反应堆的运行, 临界状态会由于种种原因转为次临界状态。这样反应堆开始运行时, $K_{yx} > 1$ 。这个超过1的部分用 $K_{lx} = K_{yx} - 1$ 表示, 称为过剩增殖系数。随着运行的进行, K_{yx} 总的趋势是减小的。反应堆在满功率下连续运行到 $K_{yx} < 1$, 所经历的时间称为反应堆工作期。

反应堆运行一定时间后, 因核燃料不断裂变逐渐消耗和能强烈吸收中子的裂变产物的积累, K_{yx} 逐渐减小。当 $K_{yx} < 1$ 时, 反应堆无法维持其临界状态, 此时链式裂变反应可能中断。这就要求部分地或完全更换反应堆中核燃料。需指出的是, 这种停运并不表明燃料已耗尽, 它仍有不少可裂变的核燃料可供燃烧, 但因中子数的减少已无法保证自持链式裂变反应进行。在反应堆工艺指标中, 常用燃耗深度这一物理量来表示核燃料的功率, 其单位为 $\text{MW}\cdot\text{d}/\text{t}$ (燃料)。

在研究反应堆运行状态的特性时, 为方便起见, 常引用反应性 ρ 这个概念。它的定义是:

$$\rho = \frac{K_{yx} - 1}{K_{yx}} = \frac{K_{lx}}{K_{yx}}$$

它的物理含义表示反应堆离开临界状态的程度。若 $\rho = 0$, 则反应堆在临界状态下工作; 若 $\rho > 0$, 则反应堆处于超临界状态; 若 $\rho < 0$, 则反应堆处于次临界状态。

当前核电站反应堆功率的控制方法主要是, 用吸收截面大的材料制成控制棒, 插入(或提出)反应堆堆芯以调节中子数。在大型压水堆中, 由于核燃料初装载量大, 过剩反应性大, 若单用控制棒来调节, 则需要较多数量的控制棒, 这会影响堆芯的布局, 其次影响反应堆的安全性, 因为控制棒数量多, 出故障的几率增大。所以在大型压水堆中, 除采用控制棒调节外, 还附加采用化学和容积控制方法。此法的实质是, 在冷却剂中加入一定浓度的可溶性中子吸收剂(例如硼化合物), 称为可溶毒物, 通过调节溶液中可溶毒物的浓度或溶液总体积来补偿反应性的变化, 起到补偿控制棒的调节作用。采用此法可减少控制棒的数量, 简化堆芯结构。

作为可溶性中子吸收剂, 应具备以下条件: a. 中子吸收截面大; b. 在水中有足够的溶解度; c. 感应放射性小; d. 具有良好的物理化学稳定性; e. 对反应堆结构材料不产生较大的副作用。

硼酸是目前最常用的中子吸收剂。压水堆的多年运行经验表明, 用硼酸补偿调节反应性的一个主要缺点是调节速度较慢, 因为用硼酸调节反应性是通过增加或减少硼酸的浓度来实现的, 这一过程一般需要几分钟到几十分钟才能完成。

二、冷却剂参数的选择

反应堆内核燃料裂变反应释放出的能的主要组成部分有: 裂变碎片动能, 裂变中子动能, β 射线、 γ 射线放射出的能, 其中裂变碎片动能占80%, 其次是 β 射线的能量。裂变

中子和 γ 射线所占的能量甚少。

那么释放出的能是如何转化为热能的呢？现分析如下。裂变反应过程中形成的高能裂变碎片和 β 粒子在与周围介质的碰撞中，使介质的原子电离。在电离作用过程中，裂变碎片和 β 粒子将自身的一部分能量传给介质的原子的电子。在裂变碎片和 β 粒子与介质的原子和电子的多次碰撞中，很快将燃料元件加热。在燃料元件中形成的热，通过元件向外传递给冷却剂。因此冷却剂参数的选择，将决定反应堆的热效率。现以压水堆为例说明之。

需确定的冷却剂参数有：反应堆内冷却剂的压力、冷却剂在反应堆入口和出口处的温度。

压水堆冷却剂最大允许压力和汽轮机末级蒸汽最大允许水分决定了压水堆核电站蒸汽参数。提高冷却剂压力，在相同的凝汽器背压下，可提高整个循环回路的热有效利用系数，但同时作了功的蒸汽的水分也有所增加。例如冷却剂压力 p_1 为 12MPa，蒸汽发生器饱和蒸汽压力 p_2 为 3.65MPa 时，汽轮机后的蒸汽水分为 19%；而 p_1 为 16MPa， p_2 为 5.47 MPa 时，蒸汽水分为 20%。为避免汽轮机末级蒸汽水分超过允许值（12%），同时为取得最高的热有效利用系数，汽轮机前蒸汽参数：压力为 2.5~3MPa、温度为 280~300℃（过热约 20~60℃）是适宜的。与这些参数相应的冷却剂压力为 15.7~17.6MPa。在压水堆内，维持这样的压力，可使冷却剂的出口温度达 300℃ 而不沸腾。

反应堆内冷却剂最大允许温度取决于燃料元件包壳的热稳定性能。为不恶化燃料元件导热过程，避免元件包壳外表面形成膜沸腾，应控制压水堆出口处冷却剂温度比燃料元件包壳表面最高温度低 20~40℃。

在确定了上述参数后，重要的是决定进入反应堆的冷却剂温度。为提高整个回路的有效利用系数，应尽可能提高冷却剂入口温度，使它接近冷却剂出口温度。目前大型压水堆冷却剂进出口温度分别为 290℃ 和 324℃。

第三节 核电站工作原理和分类

一、核电站工作原理

现以压水堆核电站（见图 1-2）为例，说明其工作原理。

在压水堆内，由核燃料 ^{235}U 原子核自持链式裂变反应产生大量热量，冷却剂（又称载热体）将反应堆中的热量带入蒸汽发生器，并将热量传给其工作介质——水，然后主循环泵把冷却剂输送回反应堆，循环使用，由此组成一个回路，称为第一回路。工作介质受热蒸发形成蒸汽，蒸汽进入汽轮机带动发电机发电。作了功的蒸汽在凝汽器内冷凝成凝结水，重新返回蒸汽发生器，组成另一个循环回路，称

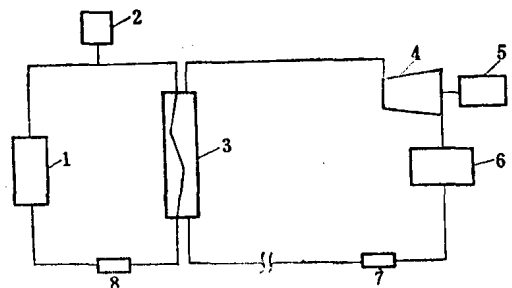


图 1-2 压水堆核电站示意
1—反应堆；2—稳压器；3—蒸汽发生器；4—汽轮机；5—发电机；6—凝汽器；7—凝结水泵；8—主循环泵
注 低压和高压加热器等略去

为第二回路。

由上述可知，核电站与火力发电厂的工作过程基本相似，不同处在于，核电站利用核燃料裂变反应产生热量，而火力发电厂则利用化石燃料在锅炉中燃烧产生热量。但需指出，核燃料的燃烧方式与化石燃料的燃烧方式有本质上的差别。化石燃料的最终燃烧产物为灰渣，而核燃料在反应堆内只燃耗掉一部分；此外在核燃料燃耗过程中有一部分非裂变燃料 ^{238}U 和 ^{232}Th 转化为可裂变的核燃料 ^{239}Pu 和 ^{233}U 。停堆后卸出的核燃料经化学处理后，有部分核燃料可重新制成燃料元件。

二、核电站分类

由于目前核电站的主要任务是发电（通过蒸汽轮机），而各核电站采用的反应堆结构却有较大差异，所以从发电的角度出发，核电站按其回路数分类较为适宜。现有核电站可分为单回路、双回路和三回路等几种。

在任一种核电站系统内都存在冷却剂和工作介质。水蒸汽是工作介质，用于完成做功。冷却剂是将反应堆内核燃料裂变反应释放出来的热引出的物质。若冷却剂回路和工作介质回路是不分开的，则这样的核电站称为单回路核电站；如果这两者是分开的，则称为双回路核电站，冷却剂回路称为第一回路，工作介质回路称为第二回路。

1. 单回路核电站

在单回路核电站，冷却剂回路和工作介质回路组成一个统一回路。在反应堆内冷却剂接受核燃料裂变反应释放出的热量，蒸发成饱和蒸汽，然后进入汽轮机做功，将热能转化为电能。作了功的低压蒸汽在凝汽器内冷凝成凝结水，再由泵重新输回反应堆。在单回路核电站中，所有设备都在放射性条件下工作。

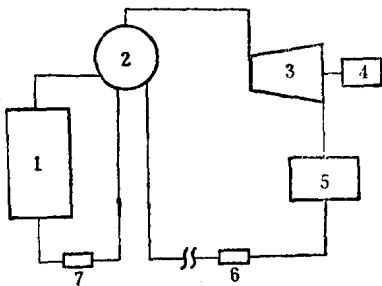


图 1-3 沸水堆核电站示意

1—反应堆；2—分离器；3—汽轮机；4—发电机；5—凝汽器；6—凝结水泵；7—主循环泵
注 图中略去低压和高压加热器等

根据反应堆内冷却剂和慢化剂的类型，单回路核电站又可分为：

1) 沸腾型水水反应堆单回路核电站，简称沸水堆核电站，其原则性示意图如图 1-3 所示。此类核电站的反应堆采用一般水（即轻水）作为冷却剂和慢化剂，沸水堆通常使用低浓缩铀作为核燃料。在反应堆内冷却剂压力通常控制在 7MPa，形成的

蒸汽温度约为 285℃。

2) 石墨水冷堆单回路核电站。石墨水冷堆是以石墨为慢化剂，一般水为冷却剂的沸腾型反应堆。

3) 石墨气冷堆单回路核电站。石墨气冷堆以石墨作为慢化剂，气体作为冷却剂。此类反应堆又可分为天然铀气冷堆和高温气冷堆。天然铀气冷堆以 CO_2 气体（压力为 2~3 MPa）作为冷却剂，气体温度控制在 400℃ 左右；高温气冷堆则以高温气体氦作为冷却剂，气体温度一般控制在 800℃，最高可达 1300℃。

2. 双回路核电站

属于双回路核电站的主要有下列两种：

1) 水水反应堆核电站, 又称压水堆核电站, 其原则性示意图如图 1-2 所示。压水堆用含 2%~4% ^{235}U 的低浓度二氧化铀作燃料, 以一般水作慢化剂和冷却剂。反应堆内冷却剂压力控制在 12~16MPa, 温度为 300~330℃。因反应堆内压力大于冷却剂的饱和温度下的压力, 所以冷却剂不沸腾。由于冷却剂温度的限制, 第二回路中蒸汽发生器的蒸汽压力较低, 一般在 5.0~7.5MPa 之间, 且为饱和蒸汽或微过热蒸汽。

2) 压力管式重水堆核电站。加拿大的坎都型重水堆 (CAN DU-PHW 型) 核电站就属于此类型的, 其原则性示意图如图 1-4 所示。它以重水作为慢化剂和冷却剂, 由压力管将慢化剂和冷却剂分开, 冷却剂在管内流动, 这样做的目的是使两者的水化学工况都能获得最佳的运行条件。反应堆内冷却剂压力控制在 9.5MPa 左右, 温度在 290℃ 左右。与此参数相应, 蒸汽发生器的蒸汽压力约为 4MPa。

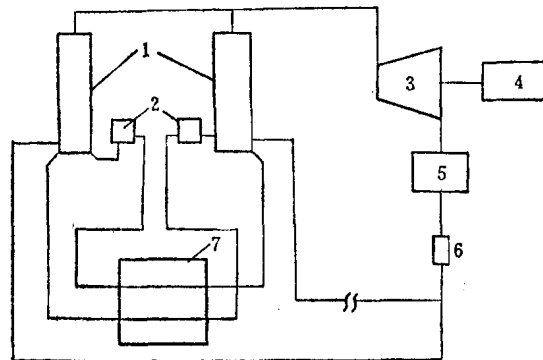


图 1-4 坎都型重水堆核电站示意

1—蒸汽发生器; 2—主循环泵; 3—汽轮机; 4—发电机; 5—凝汽器; 6—凝结水泵; 7—反应堆

在双回路核电站中, 除水外, 也有用气体作冷却剂的。

单回路和双回路核电站所采用的各类反应堆都属于热中子反应堆, 因为核燃料的自持链式裂变反应是在热中子轰击下发生的。热中子的能量为 0.025eV。

3. 三回路核电站

属于三回路核电站的主要有快中子增殖反应堆。这种反应堆以非裂变元素 ^{238}U 和裂变元素 ^{235}U 为核燃料, 利用 ^{235}U 裂变时释放出的快中子轰击 ^{238}U , 获得可裂变的 ^{239}Pu 。它之所以称为增殖反应堆, 是因为在反应堆中每消耗一定数量的裂变核燃料, 将产生更多的可裂变核燃料, 即燃料增殖。

快中子增殖反应堆不需要慢化剂, 直接用快中子引起核裂变反应, 因此作为反应堆的冷却剂必须是不慢化中子和传热性能良好的物质。目前, 主要用液体金属钠作为冷却剂。

三回路核电站的原则性示意图如图 1-5 所示。反应堆内核燃料裂变反应释放出的热能由第一回路中的液体金属钠带出。液体金属钠由于受辐射作用而具有放射性。此外, 它极易与蒸汽和水发生强烈反应, 所以在三回路核电站设置第二回路 (中间回路)。第二回路的作用在于即使在事故情况下也可防止放射性液体金属钠与水或蒸汽相接触。由第一回路来的放射性液体金属钠在第二回路中将热量传给无放射性液体金属钠。在第三回路中, 无放射性液体金属钠将热量传给蒸汽发生器的工作介质——水, 使它转化为蒸汽。蒸汽进入汽