

普通高等教育“十一五”规划教材
普通高等教育核工程与核技术专业规划教材



HEDIANZHAN
SHUIZHI GONGCHENG

核电站 水质工程

钱达中 主编
谢学军 副主编



中国电力出版社

<http://jc.cepp.com.cn>

Thermal Energy & Power

普通高等教育“十一五”规划教材
普通高等教育核工程与核技术专业规划教材



HEDIANZHAN
SHUIZHI GONGCHENG

核电站 水质工程

主 编 钱达中
副主编 谢学军
编 写 彭珂如
主 审 吴春华



中国电力出版社

<http://jc.cepp.com.cn>

Thermal
Energy & Power

内 容 提 要

本书为普通高等教育核工程与核技术专业规划教材。

本书主要介绍了核电站的基本知识,放射性水的形成及处理,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等内容,并以广东大亚湾核电站、浙江秦山核电站一期、浙江秦山核电站三期为例讲述了典型核电站的设备及化学控制特点。本书内容丰富,理论结合实际,教学和工程适用性强。

本书可作为普通高等院校核工程与核技术、水质科学与技术、应用化学专业的本科教材,也可作为能源动力类专业的教学参考书,还可供从事核电站水化学工作和热力设备运行管理的工程技术人员参考。

图书在版编目 (CIP) 数据

核电站水质工程/钱达中主编. —北京:中国电力出版社, 2008

普通高等教育核工程与核技术专业规划教材

ISBN 978 - 7 - 5083 - 7267 - 9

I. 核… II. 钱… III. 核电站—放射性水—水处理—高等学校—教材 IV. TM623.8

中国版本图书馆 CIP 数据核字 (2008) 第 086904 号

中国电力出版社出版、发行

(北京三里河路 6 号 100044 <http://jc.cepp.com.cn>)

汇鑫印务有限公司印刷

各地新华书店经售

*

2008 年 8 月第一版 2008 年 8 月北京第一次印刷

787 毫米×1092 毫米 16 开本 11.5 印张 276 千字

定价 18.80 元

敬告读者

本书封面贴有防伪标签,加热后中心图案消失
本书如有印装质量问题,我社发行部负责退换

版权专有 翻印必究

前 言

从 20 世纪 50 年代至今的 50 多年中,核电站已在 30 多个国家和地区得到了迅速发展。我国核能发电起步较晚,从 20 世纪 80 年代才开始引进和自建核电站,预计到 2020 年我国核电站总装机容量可望超过 4000 万 kW。

为了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,国内几座核电站水质工程情况简介。本书为核工程与核技术、水质科学与技术、应用化学专业本科生的选修课教材,同时希望能供从事核电站水处理工作的技术人员参考,因此在内容选择上,立足于全面反映当前国内外核电站水质工程技术发展的现状,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~第五章、第七章由钱达中编写,第六章由彭珂如编写,第八章由谢学军编写,同时谢学军也参与了第一~第七章的编写。全书由钱达中、谢学军统稿。

本书由上海电力学院电厂化学教研室吴春华审稿,审稿老师在审阅中提出了许多宝贵意见,在此我们深表感谢!

由于核电站水质工程涉及的相关学科较多,加之编者水平有限,书中难免有不妥之处,敬请读者批评指正。

编 者

2008 年 7 月

目 录

前言

第一章 核电站概论	1
第一节 核能发电的快速发展.....	1
第二节 核物理基本知识.....	5
第三节 核反应堆基础	10
第四节 核电站工作原理和分类	13
第二章 核电站主设备及辅助系统	17
第一节 压水堆核电站	17
第二节 CANDU 堆核电站	27
第三节 沸水堆核电站	29
第四节 核电站所用材料	29
第三章 核电站放射性水的形成及其分类	33
第一节 冷却剂(轻水)的辐照分解	33
第二节 冷却剂放射性污染的原因	35
第三节 核电站放射性废水	38
第四章 放射性水的净化处理	41
第一节 放射性水的净化处理方法	41
第二节 放射性水处理系统	58
第五章 反应堆系统内沉淀物的形成及去除	65
第一节 反应堆系统内沉淀物的形成	65
第二节 放射性沉淀物的去除	67
第三节 除放射性溶液的配方	70
第四节 回路系统和设备的除放射性工艺	72
第六章 核电站材料的腐蚀与防护	75
第一节 第一回路结构材料及腐蚀分类	75
第二节 锆合金的腐蚀	77
第三节 不锈钢的腐蚀	85
第四节 镍基合金的腐蚀.....	100
第五节 碳钢在高温水中的腐蚀.....	106
第七章 核电站水化学工况	109
第一节 压水堆核电站的水化学工况.....	109

第二节	沸水堆核电站的水化学工况·····	115
第三节	水化学工况的化学监督·····	117
第八章	我国大陆典型核电站的设备及化学控制特点介绍·····	124
第一节	我国大陆第一座核电站——浙江秦山核电站一期·····	124
第二节	我国大陆第一座大型商业核电站——广东大亚湾核电站·····	143
第三节	浙江秦山核电站三期·····	162
参考文献	·····	176

第一章 核电站概论

第一节 核能发电的快速发展

自从 1896 年发现天然放射性、1934 年发现人工放射性和 1938 年德国的哈恩和斯特拉斯曼发现铀核裂变现象以来,核科学技术无论是用于军事还是用于发电,发展速度都很惊人,成果辉煌。

就核电而言,1954 年 6 月在前苏联建成世界上第一座功率为 5MW 的核电站后不久,英国和美国分别于 1956 年和 1957 年建成核电站。20 世纪 60 年代后期,核电进入工业规模化发展阶段。1970 年核电只占世界总发电量的 1.5%,1975 年增至 5.5%,1985 年猛增至 15%,1989 年达到 17%,核能发电在 30 年内走完了常规电厂 100 多年的发展历程。至 1997 年 10 月,世界上已有 30 多个国家和地区建成 441 座核电站,装机总容量为 3.59 亿 kW。至 2005 年底,全世界核电总装机容量超过 3.78 亿 kW。

我国大陆第一座核电站——浙江秦山核电站一期于 1983 年开始建造,1991 年 12 月 15 日并网发电,1994 年 4 月投入商业运营。该电站是我国自行设计、自行施工建造、设备国产化程度较高的一座压水堆核电站,其功率为 1×300 MW。广东大亚湾 2×984 MW 核电站是我国大陆第一座大型核电站,于 1984 年 4 月开始动工,第一、二台机组分别于 1994 年 2 月、1994 年 5 月投入商业运营。目前我国大陆建成的核电站还有浙江秦山二期 2×650 MW 压水堆核电站,三期 2×728 MW 重水 CANDU 堆核电站,广东岭澳 2×990 MW 压水堆核电站,江苏田湾 2×1060 MW 压水堆核电站;正在建设的核电站有广东岭澳二期 2×1080 MW 压水堆核电站、阳江 6×1000 MW 压水堆核电站、浙江秦山二期扩建 6×650 MW 压水堆核电站、三门 6×1000 MW 压水堆核电站、辽宁红沿河一期 4×1110 MW 压水堆核电站等。到 2020 年,我国将建成 4000 万 kW 的核电装机容量,占全国发电总装机容量的比例将升至 4%。

一、核能的开发与利用

能源是人类社会的生命线。一个国家能源开发利用的水平是衡量其经济、科技、文化和人民生活水平的重要标志。

由于电能的高效使用、灵活转换、方便传送和准确控制,因而成为最受欢迎并得到广泛应用的二次能源。

自然界中的有机燃料、核能、水力、风力、太阳能、地热和潮汐能都可用来发电,但大量燃烧有机燃料所产生的二氧化碳、二氧化硫、氧化亚氮和烟灰等物质,带来全人类深为忧虑的环境问题。根据大气成分正在改变的事实,科学家们曾多次警告世界正面临着温室效应和酸雨等严重的环境问题,呼吁限制使用有机燃料。

水力是无污染的能源,是由太阳能转换而来的再生能源,但水电投资大,建设时间长;水力资源有限且受地理条件限制;我国水力资源多在西南地区,距经济发达而又缺能源的东南沿海地区甚远;加上水力发电量随季节变化很大,因此我国水电的开发利用受到限制。但尽管如此,仍应充分开发利用水力资源。

太阳能、风力、地热、潮汐能的利用,虽然经过研究已开始应用,但要大规模用于工业还受到很多条件限制。

目前,技术上比较成熟且能大规模应用的是核裂变能,简称核能。核能的开发利用是一个循序渐进的过程,根据世界核能开发研究的经验,我国核能开发利用大致分三步:

第一步是开发应用热中子反应堆核电站。这种核电站的反应堆堆芯内有中子慢化剂,核裂变产生的快中子被它慢化成热中子,再引起铀核裂变。普通水、重水和石墨均可作慢化剂。热中子反应堆是当今世界上核电站的主要堆型。目前,世界上正在运行的核电站中,按装机容量计算,60%以上都是压水堆;正在建造的核电站中,压水堆占70%。压水堆具有结构紧凑、工艺成熟、安全可靠、运行维修较方便等优点。

经科学家和技术专家多次论证,我国已确定压水堆为现阶段发展核电站的基本堆型,以自行设计建造的秦山300MW核电站和引进的大亚湾 2×984 MW核电站两个模式来掌握技术、积累经验,为压水堆核电站的发展开创条件,并确定今后对单机1000MW级的压水堆核电站机组将实现其标准化、批量化、国产化。

第二步是发展快中子增殖堆。由于热中子堆核电站只能利用已开采天然铀的1%左右,其余99%的贫铀和自然界蕴藏更丰富的钍资源,只有建成快中子增殖堆才能充分利用。所以,为了充分、合理、经济地利用资源,必须发展快中子增殖堆核电站。目前,法国、俄罗斯、美国、英国、日本和德国已经建成十几座快中子堆,但都还属于原型快堆,技术比较复杂,经济上尚不能与热中子堆相竞争。估计还需要二三十年,快中子堆才能成为具有工业规模经济实用的核电站。我国快堆的研究工作早在20世纪60年代就已开始,2000年开始了中国实验快堆(CEFR,65MW)的建设。

第三步是发展可控热核聚变堆。可控热核聚变目前还处于基础研究阶段。多年来,各国已建造了多种类型的聚变试验装置200多台,以多种途径向聚变点火目标探索前进。要证明可控聚变的可行性,除了要解决等离子体的稳定性等基本问题外,还需要解决有关超导、磁体、中性束注入、超高真空技术和大功率贮能电源等一系列技术难题。我国可控聚变的研究工作已进行多年,取得了一些重要成果,如研制成功了环流器一号装置等。

2006年12月16日,中美两国政府签署《中华人民共和国和美利坚合众国政府关于在中国合作建设先进压水堆地点项目及相关技术转让的谅解备忘录》,随后国务院批准了《国家核电中长期发展规划(2005~2020年)》,将在我国建造世界首台AP1000第三代加(Generation III⁺)非能动型先进压水堆核电机组,使中国核电产业进一步达到世界第三代核电站水平,同时支持我国自主开发第二代加(Generation II⁺)改进型压水堆,满足我国核电市场的多种需求。按照国际第四代核能开发联盟(Generation IV)的预测,先进压水堆核电站应该有几十年的发展空间,将为气冷快堆、受控核聚变系统开发和最终解决我国未来能源、环境问题赢得时间和提供经验。

二、核能发电快速发展的原因

(一) 能源消耗的需要

随着现代工业的急剧发展,世界能源的耗量与日俱增。近一百年来,世界能耗增加了20倍。迄今为止,世界上使用的能源仍主要来自石油、煤和天然气等有机燃料,它们占总能耗的85%。但它们在地球上的蕴藏量很有限。据能源问题专家预测,按照地球上有机燃料资源和人类耗能的情况估算,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。而且有机燃料是十分宝贵的化工原料，如煤和石油都是化学工业和纺织工业的宝贵原料，对国民经济的发展有重要作用，仅作为燃料使用极不经济。

因此，合理减少有机燃料（如煤、石油和天然气等）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，核能的利用将是有效解决该问题的重要手段，因为可供核电使用的资源非常丰富。

从已运行的核电装机容量来看，美国是最多的国家，有一百多套核电机组在运行，总容量达 10^5 MW 以上，占总发电量的约 19%。由于核电的应用，美国每年节省了约 2.6 亿桶石油、340 亿 m^3 天然气和 9000 万 t 煤炭。法国有五十多套核电机组在运行，总容量在 6×10^4 MW 以上，是核电站发电量占总发电量比例最高的国家（占 75% 以上）。由于发展核电，法国在 1973~1987 年的 15 年期间少进口了 22 亿桶石油。我国台湾省由于能源匮乏，也大力发展核电，核电年发电量占台湾总发电量的约 49%，而且发电成本比燃油发电成本低得多。

因此，从合理利用资源的角度，应该用核燃料代替有机燃料。

（二）核能是地球上储量最丰富的高能值能源

核裂变释放的能量比同等质量的物质发生任何一种化学反应释放的能量大几百万倍。如 1t 金属铀完全裂变所产生的热量相当于 270 万 t 标准煤的热值，故核电站的燃料运输量很小，特别适合于建在缺煤少油而又急需用电的地区。地球上已探明的铀矿和钍矿资源，按其能量估计，相当于有机燃料的 20 倍。

现在技术先进的国家都在研究可控热核聚变反应，以期建成可控热核聚变反应堆。聚变堆利用的是氢的同位素氘或氚的聚变核能。地球上聚变能比裂变能的蕴藏量更大。1t 氘产生的能量相当于 5000 万 t 标准煤。自然界无论海水或河水都含有 1/6400 的重水（氧化氘），可以说，聚变堆成功后，1t 海水即相当于 1500t 标准煤。

海水中的氘、锂，地球上的铀和钍所蕴藏的能量如能充分利用，人类将不再被能源问题所困扰。

（三）核电站技术已相当成熟

（1）就压水堆而言，核电站技术的发展已进入第四阶段，其特点是单堆容量大（最大已达 1450MW）、发电效率高（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）少。

（2）快中子增殖反应堆从 20 世纪 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 ^{238}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%。

（四）核电远比火电清洁，有利于环境保护

目前世界上 80% 以上的电力都来自燃煤或燃油的火力发电厂，燃烧后排出的大量二氧化硫、二氧化碳、氧化亚氮等气体和烟灰，不仅直接危害人体健康，还导致酸雨和地球大气层的“温室效应”，破坏生态平衡。

而核电站没有这些危害，因为核电站严格按照国际通用的安全规范和卫生规范设计，对放射性三废按照尽力回收储存、不往环境排放的原则进行严格处理，排往环境的只是经过处理回收后余下的一些数量甚微的尾水尾气。

即使只考虑放射性排放，核电站也比火电厂排放得少。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等容量火力发电厂的一半左右。如国外运行的核电

站每发 10^{11} kW·h 电, 排放的放射性物质的居民个人年剂量约为 $1.2\mu\text{Sv}$, 而发同等电量的燃煤电厂排放的灰尘中所含镭、钍等放射性物质的总剂量约为 $3.5\mu\text{Sv}$ 。

(五) 核电站的运行费用相对经济

电厂每度电的成本主要由建造费和运行费组成。核电站由于特别重视安全和质量, 建造费高于火电厂, 但燃料费比火电厂低得多, 火电厂燃料费约占发电成本的 $40\%\sim 60\%$, 而核电站燃料费只占发电成本的 $20\%\sim 30\%$ 。例如, 一座 1000MW 的火力发电厂一年消耗的煤量达 300 万 t 以上, 而相同容量的核电站只需 $30\sim 40\text{t}$ 核燃料, 这样, 相应的运输、储存等费用大为减少。

(六) 核电站的运行相对安全

人们在承认核电站优点的同时, 往往担心核电站会发生事故, 污染环境和危害居民。前苏联切尔诺贝利核电站发生事故以后, 这种担心骤增。其实, 自从世界上有核电站以来, 至今已过 50 年, 已有 400 多座核电站反应堆运行了 1 万堆·年以上, 造成环境严重污染和人员伤亡的事故仅切尔诺贝利一例。况且这次事故有其独特的条件, 其一是严重违反操作规程: 为了做试验, 切除了反应堆保护系统, 使反应堆失掉了安全保护和控制; 其二, 该电站采用的石墨沸水型反应堆本身有潜在的不安全因素。因为它具有“正温度系数”, 即当堆内温度升高时, 它的反应性增强, 释放的核能增多, 导致温度进一步升高, 如果控制失误, 容易烧毁。而当今世界上绝大多数核电站反应堆都设计成具有“负反应温度系数”, 即温度升高时反应性降低, 温度升高到一定程度核反应会自行中止, 趋向安全。秦山和大亚湾核电站都是具有较大负反应温度系数的压水型反应堆; 其三, 它没有设置封闭放射性物质的安全壳, 一旦反应堆损坏, 放射性就往大气释放。而当今的核电站都按照纵深防御原则层层设防, 除了有封闭的核燃料包壳和密封耐压的一回路系统外, 还专门设置密封耐压的安全壳, 将核反应堆的一回路系统密闭在内, 核反应堆和一回路系统一旦损坏, 安全壳仍能阻挡放射性物质, 使它不向环境里释放。

在当今核电站的安全设计中, 本着“预防为主”的原则, 设置多重的、多样的和互相独立的安全保护系统和专设设施, 以防止不正常状况发展成事故, 或当发生事故时防止事故扩大。在设计、制造、施工和运行中, 建立严格的质量保证和质量检验制度, 以确保工程质量, 消除事故根源。同时, 还对各种可能的灾荒, 如地震、海潮、风浪、暴雨、洪水、台风、火灾及飞机撞击等逐一分析, 结合工程特点采取防御措施, 保证与安全有关的系统、设备、建筑物等均不会遭受破坏而丧失功能。核电站在启动投产之前必须写出详细的安全分析报告, 逐一论证各项安全措施确实可靠、考虑周到、符合规范, 并经国家核安全局组织专家审查批准后, 方能启动运行。核电站操作人员必须经过培训和考核, 取得合格证书后方能上岗操作。核电站安全措施完善程度和对它管理的严格程度, 远非一般工业所能比拟。这样, 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。

所以, 核电站的风险比其他能源的小多了。

(七) 核电技术能带动整个国家综合科技水平的提高

核电技术是核物理、反应堆物理、热工、流体力学、结构力学、机械、材料、控制仪表、剂量检测、计算机技术、化学和环保等多种学科的综合。反应堆等核装置, 既是重型设备, 又由许多精密构件组成; 既要能耐高温高压、耐辐照、耐腐蚀、高度密封, 又要满足抗地震、抗振动、抗冲击、抗疲劳断裂等一系列要求。核电站的系统约 200 余个, 错综复杂, 高度密集, 必须互相协调配合得当、井然有序、各得其所, 才能组成核能→热能→机械能→

电能的完整转换体系。由于其带有强放射性，必须靠自动控制和遥感技术进行操作和检测，而且必须高度可靠，万无一失。所以，发展核电，必能带动一系列科技领域和工业的综合提高。一个国家有自行建造核电站的能力，标志着它的科学技术登上了一个新的台阶。

因此，无论从保护环境，合理使用资源，还是从人类能源需求的前景来看，发展核能都是必由之路，因为它具有无法取代的优点。

第二节 核物理基本知识

一、原子核结构

分子由原子组成，原子由原子核和围绕原子核运动的电子组成，原子核由基本粒子——带正电的质子和不带电的中子组成。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。

原子核的质子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，这样原子核内的中子数为 $A-Z$ 。原子序数相同，质量数不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 ${}^{234}_{92}\text{U}$ 、 ${}^{235}_{92}\text{U}$ 和 ${}^{238}_{92}\text{U}$ 。除天然同位素外，还有许多人工制成的同位素。

二、原子核的质量亏损和结合能

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。核力只有在很短的距离内（约 $3 \times 10^{-15} \text{ cm}$ ）才发生作用。原子核内质子与质子、质子与中子相互结合在一起，就是核子间强大的核力作用克服了原子核内质子间的排斥力，从而把核子凝聚在一起的结果。因此，原子核是否稳定，取决于原子核内核力和库仑力比值的大小。在非激发状态下，原子核内这两种力处于平衡状态，原子核保持稳定。

研究发现，原子核内的核子排列得很紧密，而且结合在原子核里的每个核子的质量总比单个核子的质量小，即原子核的质量不等于核内中子和质子质量之和，核的质量小于组成该核的单个核子原有质量的总和，发生了质量减少的现象。这种核子在结合形成原子核前后原子质量和质量数的差值，称为核质量亏损。根据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 $E=mc^2$ ，质量亏损转化为能量，形成核的结合能。正是这个结合能使原子核保持稳定。这样，要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。

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， $1\text{MeV}=10^6\text{eV}$ ，若换算成 J，则 $1\text{MeV}=1.6 \times 10^{-13}\text{J}$ 。

已知 1u 质量可转化为 931.50MeV（u 是原子质量单位，是一个 ${}^{12}\text{C}$ 核素原子质量的 1/12，即 $1\text{u}=1.6605655 \times 10^{-27}\text{kg}$ ）。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 ${}^{235}\text{U}$ 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。

核反应堆的核燃料 ${}^{235}\text{U}$ 核裂变时分裂成两个中等质量的核素。核素指的是具有一定数目质子和中子的原子。实验数据表明，中等质量核素的平均结合能大于重质量核素的平均结合

能，因此 ^{235}U 核裂变将释放出能量。

三、放射性

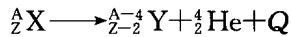
原子核的稳定性，从其结构角度来说，主要与核内中子数与质子数的比值($n:p$)有关。随着质子数的增加，库仑排斥力增大，以至有可能克服原子核内的核力，使质子分开并从原子核中逸出。原子序数在84以上的原子核，一般都不稳定。这种不稳定的原子核会放射出某种粒子，变成其他稳定的原子核。

原子核自发衰变放出射线的现象称为天然放射现象。会自发衰变的同位素称为放射性同位素，不稳定。其中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同位素，这一过程称为放射性衰变。放射性同位素在衰变过程中，其原子核数目逐渐减少。

天然放射性同位素在衰变过程中主要放射出 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，但即使能量相等，其电离能力也不同，其中以 α 射线的电离能力最强， γ 射线的最弱。

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，同时电荷量也减少两个单位，因此 α 粒子可认为是带正电荷的 ^4_2He 。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



式中 Y——元素的符号；

Q——衰变时放出的能量。

α 衰变中放射出的 α 粒子的能量为4~10MeV，因此 α 粒子的移动速度高，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 $^0_{-1}\text{e}$ 表示。 β 粒子具有较强的穿透能力。统计数字表明，约80%放射性同位素发生 β 衰变，如 $^{60}_{27}\text{Co} \longrightarrow ^{60}_{28}\text{Ni} + ^0_{-1}\text{e}$ 。由反应式可知，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。

放射性同位素的衰变规律可用指数定律表示，即

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

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。

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所需的时间，称为此同位素的半衰期($T_{1/2}$)。即当 $t = T_{1/2}$ 时， $N = N_0/2$ ，则由上式得

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

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。

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

因为 $N\lambda$ 表征放射性同位素原子衰变的速度特性，所以称为放射性强度，又称为放射性活度，以 A 表示，即单位时间内发生衰变的原子核数，显然

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

放射性强度的单位是贝可 (Bq)，1Bq=1 次核衰变/秒。

放射性强度的另一单位是居里 (Ci)，因居里夫人而得名，1Ci=3.7×10¹⁰ 次核衰变/秒，所以 1Ci=3.7×10¹⁰ Bq。1Ci 的早期定义是 1g²²⁶Ra 在 1s 内的放射性衰变数，所以 1g²²⁶Ra 的放射性强度近似为 1Ci。比居里较小的单位有：毫居 (1mCi=3.7×10⁷ 次核衰变/秒) 和微居 (1 μ Ci=3.7×10⁴ 次核衰变/秒)。

实际上某种核素的放射源不可能全部是该种核素，还有其他物质混在一起。为了反映放射性物质的纯度，人们引入比放射性活度 (Specific Activity, 以 A' 表示)，定义为放射性强度与放射性物质总质量之比，即 $A' = A/m$ 。 A' 越大，放射性物质的纯度越高。例如 1g 纯的 ⁶⁰Co 的放射性强度约为 1200Ci，而目前所生产的 ⁶⁰Co 源的比放射性活度最高可达 700Ci/g。

除放射性强度外，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 射线等被人体及物质吸收的能量。为此导入放射性剂量单位，即用他来度量核反应的放射性射线有多少能量被人体和物质吸收。

常用的剂量单位有照射量、吸收剂量和剂量当量三个。

(1) 照射量。照射量是光子在空气中产生电离能力的度量，用符号 X 表示。其定义是，照射量 X 是 ΔQ 除以 Δm 而得到的商，即 $X = \Delta Q / \Delta m$ ，其中 ΔQ 是在质量为 Δm 的某一个体积元的空气中释放出来的全部正负电子被完全阻止于空气中时，在空气中形成的全部 (指同一种极性) 离子总电荷的绝对值。照射量的国际单位为库仑/千克 (C/kg)，早期采用的照射量单位为伦琴 (R)，1 伦琴 (R) = 使 1kg 空气中产生 2.58×10^{-4} 库仑电量的辐射量，因此 $1C/kg = 3.876 \times 10^3 R$ 。

(2) 吸收剂量。当射线照射物质时，它的部分能量会被物质吸收。因此吸收剂量是受电离辐射照射的物质吸收能量的度量，其定义是：任一种辐射授予一体积元的平均能量 dE 除以该体积元中物质质量的商，即吸收剂量 $D = dE/dm$ 。吸收剂量是辐射强度、能量以及它与物质相互作用性质的综合量度，其国际单位为戈瑞 (Gy)，1Gy=1J/kg，相当于 1kg 受照射物质吸收 1 焦耳的辐射能量。早期采用的吸收剂量单位为拉德 (rad)，1 拉德 (rad) = 1g 受照射物质吸收 100 尔格的辐射能量，1rad=10⁻²Gy。

(3) 剂量当量。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统一衡量人体所接受的各种辐射剂量。

剂量当量的定义是：剂量当量是吸收剂量与品质因数、剂量分布因数和其他修正因数之积，用 H 表示，计算式为

$$H = NQD$$

式中 N ——修正因子，主要对体内生物效应的空间和时间上的分布不均匀进行修正，一般情况下 $N=1$ ；

Q ——品质因子，它和粒子种类有关。

剂量当量的单位为西弗 (Sv), $1\text{Sv}=1\text{J/kg}$ 。过去使用的单位为雷姆 (rem), $1\text{rem}=10^{-2}\text{Sv}$, 雷姆与拉德相对应。

由于同样剂量的不同粒子对生物体的效应相差较大, 因此为了描述辐射产生的实际效应, 使用有效剂量当量 (H_E)。有效剂量当量就是加权平均各器官剂量当量之和, 即

$$H_E = \sum W_T H_T$$

式中 W_T ——组织 (或器官) T 的权重因子, 见表 1-1;

H_T ——相应于组织 (或器官) T 的剂量当量。

表 1-1 组织 (或器官) 的相对危险度权重因子

组织 (或器官) 名称 (T)	权重因子 (W_T)	组织 (或器官) 名称 (T)	权重因子 (W_T)
性腺	0.25	甲状腺	0.03
乳腺	0.15	骨表面	0.03
红骨髓	0.12	其余组织	0.30
肺	0.12		

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

放射性强度与放射性对物质产生的效应既有联系, 又有区别。居里、贝可勒是放射性强度的单位, 是由放射性物质本身决定的。伦琴、拉德则是放射性物质产生的射线对其他物质效应大小的单位, 它不仅取决于放射性物质本身的强弱, 还取决于放出射线的特性, 以及接受射线材料的性质。

四、核反应

两个原子核或一个原子核和一个粒子 (如中子等) 接近到 10^{-15}m 量级时, 两者之间相互作用所引起的各种变化过程称为核反应。由于核反应是粒子 (包括原子核) 与原子核碰撞而导致核组成发生某种变化, 因此核反应只涉及原子核, 与电子无关。

原子核发生核反应时所释放出来的能量称为核能。核反应吸收或释放出来的能量要比化学反应吸收或释放出来的能量大得多。例如, 一个铀原子放射出 α 射线的能量比一个碳原子燃烧释放出来的能量大几乎 100 万倍。

在外界中子作用下, 核反应堆里发生的核反应主要有弹性散射和非弹性散射 (统称散射反应); 辐射俘获和裂变 (统称吸收反应)。

(一) 弹性散射

众所周知, 当两个理想弹性球相碰撞时, 不发生能量变化。当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能量与原子核能量的比值以及原子核的质量。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, 热中子的能量为 0.025eV 。弹性散射反应的通式为: $\frac{1}{2}X(n, n)\frac{1}{2}X$ 。

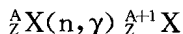
(二) 非弹性散射

非弹性散射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： $\frac{1}{2}X(n, n, \gamma)\frac{1}{2}X$ 。

(三) 辐射俘获

对重原子核 ($A > 40$)，辐射俘获是最常见的核反应。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。辐射俘获反应的通式为



在辐射俘获反应中会形成不同的同位素，例如， ${}_{92}^{235}\text{U} + {}_0^1\text{n} \rightarrow {}_{92}^{236}\text{U} + \gamma$ 。

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 ${}_{8}^{16}\text{O}$ 与能量为 10MeV 的中子相互作用时，会形成 ${}_{7}^{16}\text{N}$ ，其反应式为： ${}_{8}^{16}\text{O}(n, p){}_{7}^{16}\text{N}$ 。

(四) 裂变

裂变反应是核动力反应堆的一项最重要的核反应，核裂变反应释放出来的能量称为核裂变能。正是核裂变反应释放出的能量，构成了核电站的能量源。核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。如何实现受控自持链式裂变反应，是核反应堆物理研究的课题。

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靶薄片的原子核上。令靶片的面积为 1cm^2 ，靶片内原子核密度为 N （原子核数/ cm^3 ）。若中子束入射到靶片内 x 深度处，则厚度为 dx 的 dx 层中的中子束强度为 $\phi(x)$ [中子数/($\text{cm}^2 \cdot \text{s}$)]，见图 1-1。中子束通过 dx 层时，由于发生某种类型的核反应，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 以及厚度 dx 成正比，即

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

式中 σ ——比例常数。

式 (1-1) 可写成

$$\sigma N dx = -d\phi/\phi \quad (1-2)$$

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

由式 (1-1) 可知， σ 具有面积的量纲，所以 σ 称为一个中子与靶片的一个原子核间发生某种类型核反应的微观截面，它的单位是靶恩 (b)， $1\text{b} = 10^{-24}\text{cm}^2$ 。

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 内原子核发生反应的几率，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。

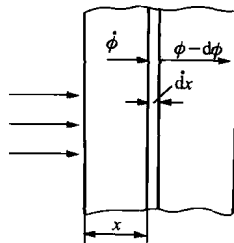


图 1-1 中子穿过薄靶的衰减

第三节 核反应堆基础

一、核反应堆工艺的基本知识

(一) 核反应堆的反应性控制

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。核反应堆内设有堆芯（又称活化区）。核燃料在反应堆中裂变所释放出的能量，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_{yx} 。

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

现以 ^{235}U 的裂变反应为例进行说明。

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，如 ^{235}U 平均放出 2.46 个中子， ^{239}Pu 平均放出 2.93 个中子，中子经慢化后成为热中子。形成的热中子再次轰击其他的核，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。为明确起见，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，如图 1-2 所示。

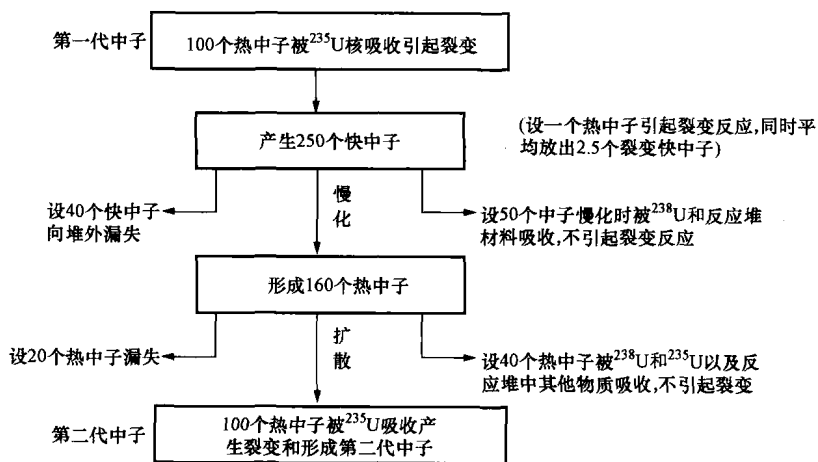


图 1-2 裂变反应

由图 1-2 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，还可能发生无裂变的吸收反应和中子向堆外的漏失。这些无裂变的吸收反应有以下两种情况：

(1) 核燃料吸收中子，但不发生裂变反应。例如， ^{235}U 吸收热中子后，约有 20% 不发生裂变； ^{238}U 100% 吸收热中子但不发生裂变。

(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，有一小部分高能量的中子会引起 ^{238}U 核的裂变，使中子数增加。增加的中子数在图 1-2 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 $K_{yx}=1$ ，则核裂变反应能匀速稳定、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_{yx} 有三种可能：即 $K_{yx}>1$ 、 $K_{yx}=1$ 和 $K_{yx}<1$ 。 $K_{yx}>1$ ，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，反应的规模也越来越大，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。 $K_{yx}<1$ ，表示中子数一代比一代少，自持链式裂变反应规模也越来越小，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_{yx} ，就能调节反应堆功率。

调节 K_{yx} ，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 称为中子通量，即中子束强度，其计算式为

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

因为 σ 可看作是一个中子与一个原子核的核反应几率，则反应堆内核燃料密度为 N 时其原子核与中子的反应数为： $\sigma N\phi = \Sigma\phi$ [次/($\text{s} \cdot \text{cm}^3$)]，相应地其裂变反应数为 $\Sigma_L\phi$ 。

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 $32 \times 10^{-15} \text{kW} \cdot \text{s}$ ，则反应堆热功率 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，反应堆核燃料的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。因此，反应堆开始运行时， $K_{yx}>1$ 。这个超过 1 的部分用 $K_{1x}=K_{yx}-1$ 表示，称为过剩增殖系数。

反应堆运行一定时间后，因核燃料不断裂变而被逐渐消耗和能强烈吸收中子的裂变产物的积累，使得 K_{yx} 逐渐减小。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。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。这就要求部分或全部更换反应堆中的核燃料。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耗，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 $(\text{MW} \cdot \text{d})/(\text{t}(\text{燃料}))$ 。

在研究反应堆的运行状态特性时，为方便起见，常引用反应性 ρ 这个概念。 ρ 的定义为

$$\rho = (K_{yx} - 1)/K_{yx} = K_{1x}/K_{yx}$$

ρ 的物理含义是：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，首先这会影响到堆芯的布局，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，还采用化学和容积控制方法。化学和容积控制方法的实质是，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