

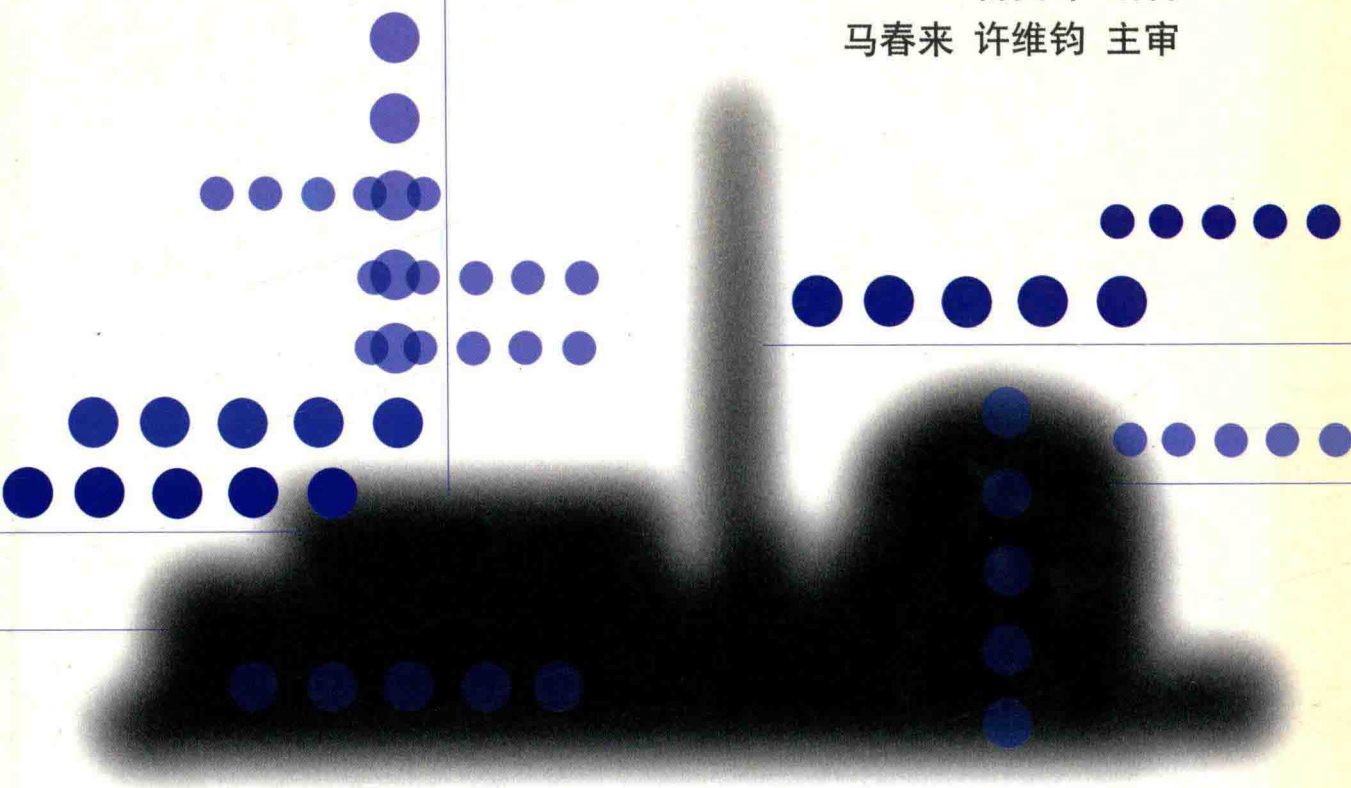
FANYINGDUI

CAILIAOXUE

反应堆材料学

(修订版)

杨文斗 编著
马春来 许维钧 主审



原子能出版社

反应堆材料学

杨文斗 编著

马春来 许维钧 主审

原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

反应堆材料学/杨文斗编著. -北京:原子能出版社,2000. 12
ISBN 7-5022-2223-5

I. 反… II. 杨… III. 反应堆材料 IV. TL34

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2000)第 56584 号

内 容 简 介

本书以压水堆为重点,着重介绍了燃料元件包壳、核压力容器、主管道、蒸汽发生器以及控制、慢化和反射材料等。对核压力容器钢、堆用不锈钢、耐热钢、高温合金、锆合金和铝合金的成分匹配和性能,以及辐照效应、发展现状和存在的问题及其改进作了较详细的论述。讨论了材料的核特性、组织与性能,相变与位错,断裂力学与辐照效应以及腐蚀和合金化理论等核反应堆材料科学相关的基础知识和理论,以便为分析、应用和解决反应堆材料问题提供科学的途径与依据。本书对从事反应堆材料和反应堆设计、研究、运行、生产和教学以及其他相关材料专业的科技人员、大学生、研究生都有参考价值。

反应堆材料学

出版发行 原子能出版社(北京市海淀区阜成路43号 100037)
责任编辑 赵志军
责任印制 丁怀兰
印 刷 保定市中国画美凯印刷有限公司
经 销 全国新华书店
开 本 787mm×1092mm 1/16
印 张 21.25
字 数 529千字
版 次 2006年7月第2版 2006年7月第1次印刷
书 号 ISBN 7-5022-2223-5
印 数 1001—2000 定 价 60.00元

序

核电站是综合性的复杂能源系统。核反应堆中使用的材料多种多样，除了常规工程材料的一般要求外，还必须满足与核科学和工程相紧密联系的特性，例如：核能的产生与获得，强辐射场的服役环境，高度的安全可靠、持久性以及运行性能的可预测性和经济性等等。核材料已经迅速发展成为材料科学与工程中比较新而特殊的一门学科。

编著出版本书的设想虽然已久，但真正落实还是三年前在研究讨论《核反应堆用压力壳钢》一书的出版计划之时。当时，中国原子能科学研究院的许维钧、杨文斗，清华大学的马春来以及原子能出版社的侯风旺等同志几经讨论，达成共识：应当立即着手编著出版一本比较综合性的图书《反应堆材料学》。这是因为：我国的核能与核材料事业已经取得了举世瞩目的成就；即将跨入的新世纪，为我国核电的发展提供了大好机遇；在战斗中成长卓有贡献的我国老一代专家将相继离退休；目前我国高校材料专业的毕业生以及核能战线的青年科技人员的知识结构和基础，还不能完全适应核材料工作的要求；许多科技工作者也希望有一本比较切合我国特点、既有一定综合性又有一定专业理论深度的书籍，放在手边以供经常参考或系统阅读。根据各方面的条件和可能，大家确定这本书暂以轻水堆核电站为主、以非核燃料材料为主的编写方针。长期从事核反应堆压力容器钢材料研究与研究生教学、多次获部级和国家级科技进步奖的杨文斗同志受约担起了艰辛的编著任务。为早出书出好书，大家紧密合作、严格要求、大力协同、重在提高、共同努力。这一建议迅速得到了原子能出版社、原中国核工业总公司以及核能企事业单位和专家的大力支持。中国工程院院士、核工程专家赵仁凯先生和周永茂先生，中国工程院院士、核材料专家周邦新先生，著名材料专家、北京钢铁研究总院前副院长刘嘉禾先生等专门审阅了相关章节，中国核工业总公司赞助了出版经费。没有这些多方面的努力和支持，本书的编著出版是难以想象的。

原子能出版社曾先后翻译出版过美国、前苏联和日本等国的核反应堆材料书籍，国内作者也曾编著出版发行过核反应堆材料腐蚀与防护等书。杨文斗先生编著的这本《反应堆材料学》，是吸纳本国科技工作者智慧辛勤写就的一本专著。在涉足的非核燃料材料领域内，内容丰富、概念清楚、着力于基本理论和实际应用的结合，密切注意理论性、系统性、实用性和新颖性的统一。编写过程中曾逐章逐段讨论、几经增删补充，多次召开专业审稿会议并分章请有关领导和专家评阅审核。我们愉快地参加了这一工作的全过程，并高兴地向读者推荐这本值得一读的好书。

写作这样的《反应堆材料学》，在国内还是第一次，难度很大，再加时间匆促，不当之处切望读者批评指正。可以肯定，今后将有更多的同类专业书籍问世，以推动核反应堆材料研制与开发的进一步发展，适应人才教育与培养和核能科技工作者的需求。

许维钧 马春来

2000年12月

前 言

反应堆材料学是材料科学的一个重要分支,也是材料科学与工程中比较新而特殊的一门学科。因反应堆材料应用环境特殊、工况苛刻,特别是对核性能和耐强辐照的独特要求,使它远不同于常规材料。为便于从服役环境了解二者的差异和由此产生的特殊要求,并为认知核反应堆材料的核特性提供理论基础,本书第一章论述了反应堆类型和特点以及材料在反应堆中的各种核反应;第二章介绍了反应堆主要部件及各堆型相关部件的用材和要求。第六章着重讨论了辐照损伤和辐照效应。

反应堆材料同核电站的安全、寿命、改进和发展有密切的关系。核电站能否安全高效运行取决于材料的可靠性;新型反应堆的发展与其高性能的要求,更需要有新材料、新工艺为之开路;即使典型堆上所用的定型材料也难以避免不发生这样或那样的问题。核电站运行经验也表明,反应堆出现的故障或事故,究其原因,多数是因材料缺陷、腐蚀或辐照促使性能恶化而引起的。为了深入了解反应堆材料的使用性能,便于分析材料失效原因、寻求失效对策、理解新合金的改进和为发展新材料提供理论基础,本书第3~5章分别介绍了与材料性能有关的微观结构、相变和位错,以及同设计有关的力学性能、断裂力学和腐蚀等材料科学的相关基础知识和理论。

反应堆中核裂变反应的自持和可控功能,是由不同物理作用的各种部件相互配合完成的。这些部件所用的材料涉及面很广:有核燃料、中子慢化、控制和反射材料以及作冷却剂用的液体或气体,还有许多类同常规材料,但对纯洁度和核性能要求高的反应堆结构材料。有关这些材料的成分、性能、合金化根据和辐照效应分别在核压力容器材料、不锈钢、高温合金和元件包壳材料的章节中作了论述。其中对涉及核电站经济性和安全性有关的重点,例如包壳新合金和辐照脆化的新发展,以及各种材料存在的主要问题和考核指标等内容,也分别在第7~11章中作了重点论述。根据国内大量研究和实践,结合国外相关试验,第12章专门介绍了辐照和辐照后试验。

反应堆材料是随着核电站发展应运而生、不断发展起来的,它的宗旨是确保反应堆安全运行。不同堆型、不同部件,因工况、介质和用材的差异,对安全要求的内容、等级和侧重点也不同。反应堆的类型及其用材品种很多,因此在实用中,反应堆材料出现的问题表现为各式各样且千变万化。但万变不离其宗,都离不开金属学、位错、腐蚀和辐照损伤以及断裂理论所揭示的基本规律。从材料科学角度看,材料的性能取决于材料最终加工状态的微观组织和精细结构,而组织结构又依赖于化学成分、生产工艺及其参数。即化学成分-加工工艺-组织结构-材料性能,这四者的关系十分密切。虽然反应堆材料的实践性和理论性问题比较多,但都遵循上述规律。所以本书始终沿着这条路线,联系材料科学基础知识进行论述,并按这条思路安排章节内容,以便知其所以然,并便于使非材料专业、非堆工专业的读者,无需查阅其它参考书,便能理解本书的主要内容。

基于国际上核电站的成功经验与发展趋势和我国的实践与前景以及受篇幅限制,本书在内容与选材上,以压水堆用材为重点并以非核燃料材料为主。

全书由清华大学材料科学与工程系马春来教授和原子能研究院许维钧研究员主审,他们

对每章的初稿和修改稿都作了认真审阅和修改。原子能出版社的有关同志对本书也作了仔细审读。在编审会上，主审人和责任编辑对全书的内容和要求提出了许多中肯的建议；有关设计院、研究院、生产厂、中原公司和北京钢铁研究总院以及北京科技大学的同行专家、教授也分别审阅了相关章节，提出了许多宝贵意见。在此，一并向他们致以衷心的感谢！

反应堆材料内容广泛、综合性强，理论联系实际的问题比较多，作者水平有限，谬误和疏漏难以避免，如有不妥之处，敬希读者和专家赐教。

杨文斗

2000年10月于北京

目 录

第一章 绪论	1
概 述	1
第一节 核裂变反应和反应堆简介	3
1.1.1 原子核的基本性质	3
1.1.2 核裂变和核能的特点	4
1.1.3 核裂变链式反应	5
1.1.4 反应堆有效增殖系数与临界和反应性	5
1.1.5 反应堆与核电站	6
1.1.6 反应堆的分类与各典型堆的特点概述	6
1.1.7 核电站的安全措施	9
第二节 反应堆材料与中子的相互作用	10
1.2.1 中子与原子核的反应	10
1.2.2 中子反应截面	11
1.2.3 反应截面随中子能量的分区	12
1.2.4 损耗和辐照参数	13
1.2.5 中子平均速度和靶核的平均宏观截面	14
1.2.6 放射性及其衰变和半衰期	14
1.2.7 放射性活度及其相关的剂量	15
参考文献	16
第二章 反应堆材料体系概述	17
第一节 反应堆各重要部件的功能和用材	17
2.1.1 核燃料	17
2.1.2 包壳材料	18
2.1.3 堆内构件材料	21
2.1.4 反应堆压力容器材料	21
2.1.5 反应堆回路材料	22
2.1.6 蒸汽发生器材料	23
2.1.7 控制材料	24
2.1.8 慢化材料和反射材料	25
2.1.9 冷却剂材料	26
2.1.10 屏蔽材料	27
2.1.11 安全壳材料	27
2.1.12 典型堆主要部件的用材及运行参数	27
第二节 燃料元件和组件概述	28
2.2.1 燃料元件和组件	29
2.2.2 典型堆的燃料元件	29
2.2.3 本节总结	36
参考文献	36

第三章 金属学和位错基础..... 38

第一节 金属学基础概述..... 38

3.1.1 纯金属的晶体结构..... 38

3.1.2 实际金属的晶体结构及其缺陷..... 39

3.1.3 晶面指数和晶向指数..... 42

3.1.4 金属的典型晶胞结构..... 43

3.1.5 滑移系..... 45

3.1.6 合金的相结构..... 45

3.1.7 铁碳平衡相图..... 46

3.1.8 过冷奥氏体等温转变曲线..... 48

3.1.9 过冷奥氏体连续冷却曲线..... 52

3.1.10 回火脆性..... 53

3.1.11 回复与再结晶和再结晶温度..... 54

3.1.12 几个常用名词的含义..... 56

第二节 位错与强化..... 56

3.2.1 位错的提出和类型..... 56

3.2.2 柏氏回路和柏氏矢量..... 58

3.2.3 位错密度..... 59

3.2.4 位错应力场和应变能及位错的受力..... 59

3.2.5 位错的运动..... 62

3.2.6 位错与晶体缺陷之间的交互作用..... 63

3.2.7 位错的萌生和增殖..... 67

3.2.8 实际晶体中的位错..... 68

3.2.9 位错反应..... 68

3.2.10 扩展位错..... 69

3.2.11 体心立方晶体中的位错..... 71

3.2.12 金属的强化..... 71

参考文献..... 73

第四章 金属的力学性能和断裂韧性..... 74

第一节 常规力学性能和相关机制概述..... 74

4.1.1 强度和塑性..... 74

4.1.2 屈服现象和包申格效应..... 76

4.1.3 应力状态柔性系数及力学状态图..... 77

4.1.4 金属的缺口效应..... 78

4.1.5 冲击韧性和脆性断裂理论..... 79

4.1.6 金属的疲劳..... 84

4.1.7 金属的蠕变..... 88

4.1.8 金属的断裂..... 91

第二节 金属的断裂韧性..... 91

4.2.1 线弹性条件下的断裂韧性..... 91

4.2.2 弹塑性条件下的断裂韧性..... 97

4.2.3 动态断裂韧性..... 102

参考文献	104
第五章 金属腐蚀概论	105
第一节 金属腐蚀概念与理论概述	105
5.1.1 腐蚀的分类和压水堆腐蚀环境	105
5.1.2 腐蚀速度的表示方法	107
5.1.3 化学腐蚀	107
5.1.4 电化学腐蚀	111
5.1.5 电化学腐蚀的热力学判据	112
5.1.6 缓蚀剂和电化学腐蚀速度	115
5.1.7 电化学腐蚀动力学	116
5.1.8 金属的钝化	119
第二节 金属的局部腐蚀	120
5.2.1 孔蚀(点蚀)	120
5.2.2 缝隙腐蚀	121
5.2.3 电偶腐蚀	121
5.2.4 晶间腐蚀	121
5.2.5 苛性腐蚀	122
5.2.6 氢损伤	122
5.2.7 磨损腐蚀	123
5.2.8 应力腐蚀	123
5.2.9 SCC的断裂特征	124
5.2.10 应力腐蚀的开裂机制	125
5.2.11 腐蚀疲劳	126
5.2.12 腐蚀疲劳断裂机制	129
参考文献	130
第六章 辐照效应	132
第一节 辐照损伤	132
6.1.1 反应堆结构材料的辐照损伤类型	132
6.1.2 碰撞时的能量传递	133
6.1.3 离位阈能和入射粒子阈能	133
6.1.4 级联碰撞与撞出损伤函数	134
6.1.5 离位峰和热峰	137
6.1.6 沟道效应	138
6.1.7 聚焦碰撞	139
6.1.8 Seeger对离位峰的修正	141
6.1.9 级联碰撞离位原子数的计算与修正和计算机模拟结果	141
第二节 辐照效应	144
6.2.1 级联碰撞后点缺陷的变化趋向	144
6.2.2 辐照产生的缺陷	145
6.2.3 辐照硬化理论	148
6.2.4 辐照硬化理论的实验证明	154
6.2.5 辐照缺陷的回复	157

参考文献	158
第七章 核压力容器材料	160
第一节 核压力容器材料与安全规范	160
7.1.1 轻水堆压力容器的结构与作用	160
7.1.2 核压力容器材料	160
7.1.3 水堆压力容器材料的安全研究重点	163
7.1.4 水堆压力容器防脆断的规范标准	164
7.1.5 防止脆性断裂的措施与判据	164
7.1.6 运行限制曲线及其求法	170
7.1.7 抗失水事故的韧性要求（承压热冲击）	170
第二节 核压力容器钢的辐照效应	171
7.2.1 压力容器钢辐照脆化的检验方法	171
7.2.2 辐照参数对压力容器钢的辐照影响	172
7.2.3 预期辐照效应的计算及容器不同壁厚处的 ΔRT_{NDT} 计算	175
7.2.4 合金元素对压力容器钢辐照性能的影响	178
7.2.5 钢中杂质元素对辐照性能的影响	183
7.2.6 生产工艺对辐照性能的影响	185
7.2.7 辐照后退火	186
7.2.8 减小辐照效应的措施	187
7.2.9 环境介质对核压力容器完整性的影响	190
参考文献	192
第八章 不锈钢	195
第一节 不锈钢的类型和合金化原理	195
8.1.1 不锈钢的产生	195
8.1.2 不锈钢的分类与成分特点	195
8.1.3 各类不锈钢的成分特点和发展	197
8.1.4 不锈钢的性能比较	202
第二节 反应堆用不锈钢	204
8.2.1 反应堆中为何常用奥氏体型不锈钢	204
8.2.2 奥氏体不锈钢的腐蚀	205
8.2.3 铬镍奥氏体不锈钢的热处理	213
8.2.4 奥氏体不锈钢的辐照效应	215
8.2.5 快堆燃料元件包壳材料的改进和发展	221
参考文献	222
第九章 耐热钢和高温合金	224
第一节 耐热钢	224
9.1.1 耐热钢的性能要求	224
9.1.2 耐热钢的合金化措施	225
9.1.3 反应堆用的耐热钢	228
9.1.4 高铬镍奥氏体型耐热钢（改进型气冷堆元件包壳）	232
第二节 耐热、耐蚀高温合金	234
9.2.1 高温合金的合金化原理和相组织	234

9.2.2	合金元素的作用及其对性能的影响	236
9.2.3	反应堆用高温合金	238
9.2.4	定位格架用的镍基合金	244
9.2.5	高温合金的热处理	246
	参考文献	249
第十章	燃料元件包壳材料	250
第一节	铝合金与镁合金	250
10.1.1	铝合金	250
10.1.2	镁合金	258
第二节	锆合金	259
10.2.1	锆合金分类及合金化原理	260
10.2.2	锆锡合金的发展	261
10.2.3	新型锆合金	264
10.2.4	锆锡合金的性能要求	265
10.2.5	锆铌合金	266
10.2.6	锆合金管的生产工艺和累积退火参数	268
10.2.7	锆合金的力学性能	268
10.2.8	锆合金的蠕变性能	271
10.2.9	锆合金的疲劳性能	273
10.2.10	锆合金的腐蚀	273
10.2.11	锆合金的吸氢与氢脆	277
10.2.12	锆合金的辐照生长	279
10.2.13	芯块与包壳的相互作用	280
10.2.14	辐照对锆合金力学性能的影响	284
10.2.15	辐照对锆合金腐蚀性能的影响	286
	参考文献	288
第十一章	控制、慢化和反射材料	290
第一节	反应堆控制材料	290
11.1.1	反应性控制的任务和原理	290
11.1.2	控制棒控制及其特点	291
11.1.3	化学补偿控制	292
11.1.4	可燃毒物控制	292
11.1.5	控制棒材料的性能要求及其类型	294
11.1.6	主要控制材料性能及其特点简述	296
第二节	慢化剂材料与反射层材料	302
11.2.1	有关中子慢化的几个物理量	303
11.2.2	慢化材料的性能要求	304
11.2.3	石墨	305
11.2.4	石墨选材准则	309
11.2.5	铍和氧化铍	310
11.2.6	轻水和重水	310
11.2.7	氢化物	311

参考文献 312

第十二章 辐照装置与辐照后试验 313

第一节 结构材料的辐照装置 313

12.1.1 辐照装置的分类、特点和要求 313

12.1.2 辐照参数的测量与堆内辐照温度的调节 314

12.1.3 核压力容器钢的辐照装置 314

12.1.4 边辐照边测量性能数据的辐照装置 319

12.1.5 堆内辐照回路 321

第二节 辐照后试验 322

12.2.1 辐照后的试验与要求 322

12.2.2 国外热室自动冲击试验机简介 323

12.2.3 中国原子能科学研究院自动冲击试验半热室简介 323

12.2.4 冲击试验自动化装置及其设计 324

12.2.5 侧膨胀仪的研制 325

12.2.6 冲击机的防护系统 326

12.2.7 用于样品分装、尺寸测量和断口观测的小热室 326

12.2.8 冲击试验半热室的辅助设备 327

12.2.9 其它试验设备 328

参考文献 328

第一章 绪 论

概 述

核裂变的发现开始了核能时代，反应堆的发展使核能利用变成了现实，并缓解了化石燃料日益枯竭的能源危机。发展核电首先必须保证反应堆的安全性，同时还应不断提高它的可靠性和经济性。这除了需精心设计、建造和运行外，合理选择反应堆材料也是保证上述三性的关键。反应堆的创始人费米早在 1946 年就曾指出“核技术成功的关键取决于堆内强辐射下材料的行为”^[1]，这个预言已被反应堆的实践和发展所证实。从下列几点可以看出，反应堆材料在核电站中的作用和地位十分重要。

1. 反应堆安全的重点是防止堆内放射性物质外逸。为此，压水堆核电厂设了四道安全屏障： UO_2 燃料陶瓷体、燃料元件包壳、反应堆冷却剂压力边界和安全壳^[2,3]。这四道屏障的实体都是由材料制成，它们各自的完整性是保证安全的前提。因此，相应材料的合金化应保证提供综合性能好的优质材料予以使用。另外，工艺改进也能降低辐照环境的有害效应，例如为减少水冷动力堆的元件腐蚀、氢脆和包壳与芯块发生机械的和化学的相互作用（PCI）而导致元件变形或破损，特在锆包壳管内衬一层起隔离和润滑作用的纯锆或石墨，或内为纯锆、外为低锡 Zr-4 合金的双层包壳^[4,5]。再如为减少压力容器钢的辐照脆化和腐蚀疲劳裂纹扩展^[6]，生产上对 Cu, P, S, V 和残余元素的含量都有严格的限制；实践证明，一回路用的奥氏体不锈钢离心铸造管，含适量的铁素体，有利于减少晶间腐蚀、应力腐蚀和改善焊接性能^[7]。

2. 核电厂的可靠性和经济性也与材料密切相关。运行经验表明，淘汰早期使用的奥氏体不锈钢，改用耐热、耐蚀的 Inconel-600 合金及改进的 Inconel-690 或 Incoloy-800 合金制作蒸汽发生器传热管，并严格控制水质，克服了磷酸盐耗蚀、凹痕腐蚀^[7]和降低了点蚀与应力腐蚀的敏感性，从而使易发生故障的传热管减少了泄漏概率，提高了运行可靠性。再如燃料元件包壳由奥氏体不锈钢改为热中子吸收截面仅为它 1/10 的锆合金后，明显减少了中子损失，使元件燃耗提高了 10GWd/tU ^[2]。又如将后者改用耐蚀性更好的 Zirlo, M5 或 NDA 新型锆合金后，使燃料元件由平均燃耗 33 和 38GWd/tU 分别提高到 52.5 ^[8]、 65 ^[9] 和 55 ^[10] GWd/tU 。换料周期由 12 个月延长到 18 个月，节约铀燃料为 $(13 \sim 16)\%$ ^[11]。即通过包壳材料的更新或改进，促使压水堆燃料元件逐代向高性能、深燃耗方向发展，显著提高了核电厂的经济性。

3. 反应堆材料对各种堆型的设计、建造和寿命也有密切的关系。首先，反应堆的物理安全及其平稳运行主要依靠控制材料予以保证；而结构安全在设计定型后，则取决于材料的性能和质量。例如压水堆所用的材料长期受到高温、高压和强辐照，尤其辐照和腐蚀产生的燃料芯块辐照肿胀，压力容器钢的辐照脆化，元件包壳的水侧腐蚀，主管道的晶间腐蚀和应力腐蚀等对安全存在威胁。当所用材料的性能裕量不足或质量与部件结构设计欠理想时，这些威胁则会增大事故隐患。反之，较好的材料加上好的制造质量，就能够更好地发挥各部件的功能、延长正常运行时间，减少停堆事故，提高核电厂的寿命和有效利用率。

4. 反应堆材料对反应堆的建设质量和水平以及系列化、商品化和改进与发展都起着重

要的先导作用。如果仅依靠合金型的包壳材料改进，没有高密度热解碳包覆燃料颗粒和石墨基体组成的陶瓷燃料元件的发展，冷却剂出口温度高达 950℃ 以上的高温气冷堆就不可能问世；核电站的系列化、商品化是以设计和材料定型为基础，并朝着大型化、高性能方向发展，随之对材料性能也提出愈来愈高的要求，只有在满足这些要求后，才能使设计改进变成现实。总之，反应堆所用的材料种类、型号繁多，为结合我国核电发展的需要，本书着重于动力堆材料、重点是压水堆。其它堆型材料只作对比性概述。

反应堆的特点是堆内具有强的中子和 γ 射线辐照以及巨大的核能释放和大量放射性裂变产物。因此，核电厂的部件结构和选材以及系统组成和安全设施等，远比火电厂复杂、庞大和要求严格。为了保证反应堆安全运行和设计寿命，各部件在服役时，必须具有稳定性、完整性和可靠性。因此反应堆材料的性能应满足下列要求，即：

1. 核性能：除堆外结构材料外，凡堆内所用材料都要求中子吸收截面及活化截面小，半衰期短，含长半衰期元素少，以便减少堆芯中子损耗、降低临界质量和放射性的危害。但控制材料要求中子吸收截面大。

2. 力学性能：材料应具备足够的强度、塑韧性和耐热性，以保证结构的稳定性和完整性。

3. 化学性能：对流体材料要求化学稳定性好，腐蚀性小；对固体材料要求抗局部腐蚀、抗全面腐蚀和抗高温氧化能力强，对晶间和应力腐蚀不敏感，对冷却剂和燃料相容性好。

4. 物理性能：导热率大、热膨胀系数小、熔点高（快堆冷却剂除外）、晶体和键结构稳定。

5. 辐照性能：对辐照不敏感，辐照肿胀和辐照引起的性能变化小，辐照产生的感生放射性小。辐照期间无相变、无元素或相的沉淀析出、组织和结构稳定。杂质和气体含量应尽量少，尤其对磷硫含量和残余元素应严格控制。

6. 工艺性能：冶炼、铸造、锻压、热处理和冷、热加工以及焊接性能均应良好；淬透性大（对结构钢而言）、无时效脆性和无回火脆性以及无二次硬化和延迟脆性等倾向。

7. 经济性：原材料来源方便，生产工艺简单易行，制造成本低廉，使用经验丰富。

以上是对反应堆材料性能的原则要求，实际不可能这样理想，一般是根据工况条件和规范要求，结合材料的成分、工艺、性能、成本和抗辐照、耐腐蚀以及焊接性能等因素，综合考虑而选择材料的。

由上可知各种堆型的用材，除了核性能、辐照性能和质量要求比较高外，其它性能都和常规工程材料所要求的内容基本相同，例如：（1）对保证安全的力学性能指标及其考核试验方法和实验设备都是相同的；（2）虽然反应堆材料服役条件特殊，但保证使用性能的措施和改进性能的方法都和常规材料完全相似，都有赖于冶金质量、合金成分和组织结构等，例如为提高燃料元件燃耗而发展的上述新型锆合金，就是通过成分调整和严格控制累积退火参数，使它们的微观组织结构精细，析出相稳定并呈弥散态均匀分布，从而提高了耐腐蚀、抗吸氢、抗蠕变、抗辐照增长等性能^[8-10]，所以明显提高了元件燃耗；（3）在选材、预估新材料性能和解决材料失效问题时，理论分析和寻求解决问题的方法也和常规材料相同。例如 A508-II 核压力容器钢堆焊层下出现再热裂纹问题时，通过降低硬化元素 C, Cr, Mo 含量及适当提高 Mn 含量并降低硫含量，改进成 A508-III 钢后，解决了上述问题。可见，反应堆材料的应用、改进和发展都是依据材料科学研究的共同规律，从材料的结构、性能、工艺和应用的四要素关系中，借鉴常规材料的生产经验、成熟技术和理论知识以及使用效果等而不断发展的。如高温气冷堆用的陶瓷燃料颗粒和堆芯全陶瓷化是启迪于陶瓷材料耐高温性能好；

改进型气冷堆元件包壳材料 Cr20Ni25, 是在 310 不锈钢 25Cr20Ni 基础上发展的; 核压力容器钢是锅炉钢经过改进和发展而成的等等。总之, 随着新堆型发展的高工况要求, 必然有高性能的新材料出现, 随之又有新工艺、新技术的突破, 进而不断推动反应堆材料发展, 同时也丰富了材料科学的内容, 所以反应堆材料是材料科学的一个重要分支。因此在介绍反应堆一些主要材料之前, 需要了解材料科学和辐照效应等有关基础知识, 以便在分析、理解、应用和解决反应堆材料问题时有规可循, 避免盲目性。另外, 还应了解反应堆特点和各主要部件的工况及其选材要求, 以便了解材料性能和反应堆设计及运行的关系。因耐热钢、高温合金和奥氏体不锈钢等, 在 PWR, BWR, 快堆和改进型气冷堆及高温气冷堆中皆被使用, 为避免重复或就部件列材料而就事论事, 特以材料种类列章节, 以便从微观理论上理解材料性能和被选用的根据以及它们在使用中存在的主要问题。辐照性能是决定反应堆材料取舍的重要考核指标, 所以还介绍了材料的辐照和辐照后试验。其中压力容器钢的高、低温重复使用辐照装置及辐照后自动化实验系统和相关辅助设施是作者自行设计的, 经大量辐照后冲击样品的实验考验和报国家奖时网络查新证明, 它们是成功的和新颖的。

第一节 核裂变反应和反应堆简介

反应堆材料是随着反应堆建设和改进而不断发展起来的, 是直接为反应堆的正常、可靠和经济运行服务的。为了便于理解反应堆材料的特性和要求以及它与常规材料的环境差异, 需要了解反应堆类型和材料在反应堆环境中所涉及到的物理基础和相关的名词及概念。

1.1.1 原子核的基本性质

1. 原子核结构: 原子是保持化学性质的最小单位。原子核是由带正电的质子和不带电的中子组成, 其直径约为 10^{-12} cm, 是原子直径的万分之一。它的质量占整个原子质量的 99.9% 以上。质子和中子 (统称为核子) 的质量都接近于 1 个原子质量单位 (^{12}C 中性原子处于基态时静止质量的 $1/12$), 所以原子的质量数 A 等于核内中子和质子数之和, 即质量数等于核子数。原子核外围有等于质子数 Z 个电子绕核转动, 使原子保持电中性。质子数 Z 称为原子序数, 它是原子在元素周期表中的排列序号, 决定着元素的化学性质。

2. 核素: 核素是指具有特定原子序数 Z 、质量数 A 和核能态 m , 且其平均寿命长到足以被观察到的一类原子。核素通常用 ${}_Z^AX$ 符号表示, 其中 X 是元素符号。例如 ${}_3^7\text{Li}$ 是元素锂的一种核素, 它的质量数 $A=7$, 质子数 $Z=3$, 中子数 $N=A-Z=4$ 。现在已经知道的核素大约有 2 000 多种, 其中约有 300 余种为稳定核素, 其余的是天然或人工放射性核素。

3. 同位素: 具有相同原子序数 Z , 而质量数 A 不同的一组核素称为同位素。它们在元素周期表中处于同一位置, 化学性质相同, 是中子数不同的同一种元素。每一种元素可以包括几种同位素, 例如 ^{10}B (18.8%), ^{11}B 和 ^{238}U (99.27%), ^{235}U (0.714%), ^{234}U (0.0056%), 分别是 B 和 U 的同位素。括号内数字表示所含天然丰度, 即某种特定同位素的原子数与该元素混合同位素的总原子数之比。

4. 质量亏损和结合能及核裂变能的来源 实验发现, 任何原子核的质量 M_N 都是小于组成这个原子核的所有核子的质量之和, 二者之差 Δm , 称为质量亏损。即

$$\Delta m = Zm_p + (A - Z)m_n - M_N \quad (1.1)$$

式中, m_p , m_n 分别为质子和中子的质量, Z 为原子序数, A 为质量数。

根据爱因斯坦的质量和能量的关系式， $E = \Delta mc^2$ （ c 为光速）可知，中子和质子在组成原子核时，质量减少了 Δm ，必然相应地要释放出 Δmc^2 的能量。反之，将原子核中的核子完全分开时，所吸收的能量也是此值，这个能量称为结合能。许多核反应都证实结合能 $E_B = \Delta mc^2 = [Zm_p + (A - Z)m_n - M_N]c^2$ 。这说明质量亏损变成原子核的结合能了。

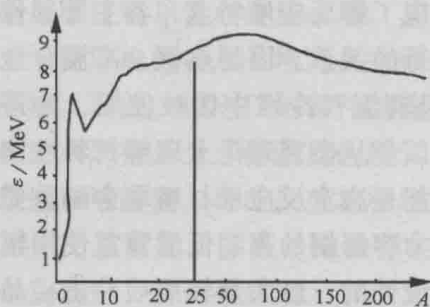


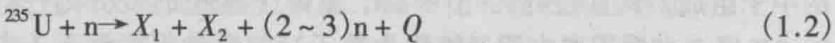
图 1-1 比结合能曲线

图 1-1 是比结合能曲线，即组成原子核时，平均每个核子放出的能量 $\epsilon (= E_B/A)$ 与质量数 A 的关系曲线。从图看出，中等核 ($A = 40 \sim 120$) 的 ϵ 值最大，约为 8.5 MeV，重核的比结合能较小一些，如 ^{235}U 的 $\epsilon \approx 7.6$ MeV，轻核的 ϵ 值也较小，甚至更小。中等核比重核的 ϵ 值大，说明核反应时每个核子贡献出的平均结合能 ϵ ，在中等核比在重核放出的多，约高出 0.9 MeV，所以当重核裂变成两个中等核时，就放出了能量。以 ^{235}U 吸收一个中子的核裂变为例，它释放了约 214 MeV 的能量。即核裂变能

来自中等核结合能与重核结合能之间的差额。同理，从图 1-1 还看出，聚变能也是来自结合能之差。因曲线上轻核的 ϵ 起伏大，所以聚变比裂变释放出的能量更多。从氘、氚和氘、氚聚变反应式中计算出每个核子贡献的能量 (3.6 MeV) 比裂变时每个核子贡献的能量 (0.9 MeV) 大 3 倍。核聚变能的获得因技术难关多，目前还处于研究阶段。

1.1.2 核裂变和核能的特点

可裂变重核吸收中子后，分裂成两个中等质量的核和放出 2~3 个中子及大量能量的核反应，称为核裂变，简记 (n, f) 反应。以 ^{235}U 为例，其反应式为：



式中， X_1, X_2 为 ^{235}U 分裂成的两个中等核，它们是裂变产物。裂变能 Q 经实验和计算，它约等于 200 MeV。因 $1 \text{ MeV} = 1.6 \times 10^{-13} \text{ J}$ (焦耳)， $1 \text{ J} = 239 \times 10^{-6} \text{ 千卡}$ ，1 公斤 ^{235}U 中的原子数 $N = 1000 \times 6.02 \times 10^{23} / 235 = 2.56 \times 10^{24}$ 个，所以每公斤 ^{235}U 裂变释放的能量为 1.9×10^{10} 千卡。

由上可见，核裂变时放出了巨大的能量，因而核能的发展和利用为人类开辟了新能源。核能的特点是能量高度集中，如 1 公斤 ^{235}U 完全裂变后能产生 1.9×10^{10} 千卡的热量，而 1 kg 标准煤燃烧后，只能产生 7.5×10^3 千卡的热量。前者为后者的 250 万倍，与石油 (1kg 产生 1.2×10^4 千卡) 相比，1 克 ^{235}U 产生的能量相当于 1.6 t 石油产生的能量。显然，利用能值高的核能可以大大减少化石燃料的开采、储存和运输的困难。例如从上述计算每公斤 ^{235}U 完全分裂放出的能量为 $2.3 \times 10^7 \text{ kW} \cdot \text{h}$ ，由此可知 1000 MW 核电厂，一年只需 1 吨 ^{235}U 燃料，而相同功率的煤电厂，一年却需要 250 万吨标煤。

核能是当前现实的重要补充能源。在自然界所能利用的能源中，水力发电虽然不消耗燃料，但受到地理条件限制，电力输送费也较高。至于太阳能、海洋潮汐能、风能、地热能、生物能，虽然经过研究试验，已经开始用于发电，但因能量密度低和具有间隙性、随机性等特点，还未达到大规模利用的程度。聚变堆燃料来自海水中的氘，尽管它取之不尽、用之不竭，但利用聚变能仍有许多难关未突破。所以核裂变能在近期或远期都是现实的很重要的能源。

核电还是清洁安全的一种能源。核电厂不释放 CO_2 ， SO_2 和 NO_x ，能减轻大气污染，降

低全球变暖的危害。随着核电技术的发展和对安全采取多层次的纵深防御原则，核电站发生事故的概率很小，发电成本也不断降低，所以核能在安全、环保和经济性上也是具有竞争力的能源。

1.1.3 核裂变链式反应

从式 (1.2) 看出， ^{235}U 吸收一个中子发生裂变后，在释放出 200 MeV 能量的同时，还放出 2~3 个中子。这些中子被慢化成热中子后，又可引起核裂变放出能量和中子，如此循环，裂变不断产生，能量和中子的释放也不断进行。因此当核裂变产物之一的中子能再引起同类反应，使该反应能以链式反应进行的，称为核裂变链式反应^[12]，其过程如图 1-2 所示。链式反应如果不依靠外界补充中子而能继续维持下去的，称为自持链式反应^[12]。例如当可裂变核吸收一个中子产生裂变后，新生的中子除被吸收和泄漏外，平均还多余一个中子能够再引起其它可裂变核裂变。因此自持链式反应是形成链式反应的必要条件。在反应堆内，自持链式反应的启闭及其强弱是依靠控制棒对反应性的控制而实现的。

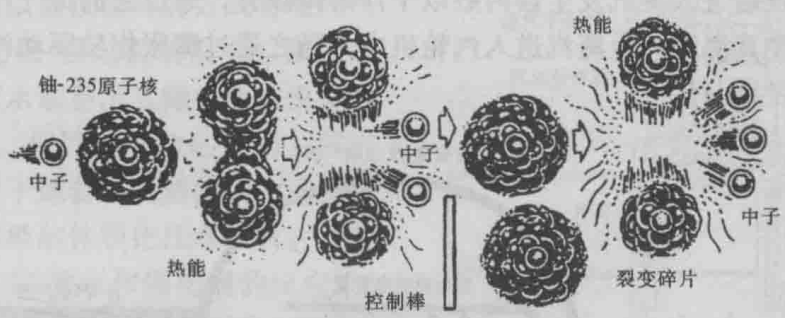


图 1-2 核裂变链式反应示意图

1.1.4 反应堆有效增殖系数与临界和反应性

由上看出，要使链式反应一代一代地进行，能量和中子连续不断地释放，其充分条件是：必须维持有效增殖系数 $k_{\text{eff}} \geq 1$ 。 $k_{\text{eff}} = (\text{本代中子数}) / (\text{前一代中子数})$ 。因为反应堆内的中子有三种去向：引起核裂变，被吸收或逸出堆外，后两种合称中子损失。对有限介质的反应堆，当 $k_{\text{eff}} = 1$ 时，表明反应堆内中子的产生率等于中子损失率，即链式核裂变反应能以恒定的速度持续地进行下去，称此为反应堆临界^[13]。当堆芯无控制棒和化学补偿毒物时，达到临界所需的易裂变材料的最小质量，称为临界质量^[12]。此时堆芯的体积称为临界体积。如果 $k_{\text{eff}} < 1$ ，表明中子损失率大于产生率，堆内中子数不断减少，链式核裂变反应不能自持，称此为次临界状态。如果 $k_{\text{eff}} > 1$ ，则反应堆内的中子数目将随时间不断地增加，此时反应堆处于超临界状态。超临界必须予以控制，否则反应堆就会有危险。

反应性 ρ ：反应堆的有效增殖系数 k_{eff} 减 1 后与有效增殖系数 k_{eff} 的比值称为反应性，即

$$\rho = (k_{\text{eff}} - 1) / k_{\text{eff}} \tag{1.3}$$

其物理意义表示反应堆偏离临界的程度。反应性是控制反应堆的重要参数，例如反应堆以特定功率运行时，堆内产生的中子数与损失的中子数是相当的。其平衡主要依靠控制材料来维持，即通过控制棒移动调节反应性而完成的。当升起控制棒时，则开始核链式反应，反应堆