

# 序

铀氢锆脉冲反应堆是以铀氢锆为燃料的水池式研究反应堆，具有瞬发负温度反应性系数大、放射性裂变产物包容能力强、堆芯非能动冷却等特点，固有安全性很高，能以稳态、脉冲和方波等多种方式运行，在科学研究和国民经济中有着广泛的应用。

1990年，中国核动力研究设计院自主研发并建成了铀氢锆原型脉冲反应堆。1999年，我国第一座实用化多功能的铀氢锆脉冲反应堆（西安脉冲反应堆）在西北核技术研究所成功实现临界，之后在核科学技术研究和应用中发挥了重要作用，成为我国研究堆发展历史上一个新的里程碑。

由于铀氢锆脉冲反应堆采用特殊核燃料、紧凑堆芯结构、众多实验孔道和实验装置，其堆芯物理和安全分析与压水堆及其他研究堆相比有许多自己的特点，西北核技术研究所西安脉冲反应堆建设、运行、应用的二十多年科研实践中积累了丰富的经验，在铀氢锆中子热化模型、栅元计算、堆芯物理、热工水力等方面取得了一系列创新性、系统性的科研成果。该书正是我国铀氢锆脉冲反应堆研究工作者长期研究成果的总结和拓展，涵盖了铀氢锆脉冲反应堆的主要结构、控制、物理、热工水力、动态特性、屏蔽设计与事故安全分析等内容，填补了国内相关领域研究的空白。

该书作者长期从事铀氢锆脉冲反应堆物理与热工安全研究工作，具有扎实的理论基础和丰富的工程经验，在该书的撰写过程中投入了大量的精力。该书内容丰富、信息量大、指导性强，包含基础理论和实用技术，相信能够在我国研究堆的发展和应用中起到有益的作用。

陈 达

中国科学院院士

西安脉冲反应堆工程建设总工程师



# 前 言

铀氢锆脉冲反应堆具有特殊的氢化锆中氢的热化模型、众多的水平和垂直实验孔道、复杂的堆芯功率和温度场分布等特点，因此在反应堆堆芯物理和热工水力研究、反应堆安全分析中具有与其他反应堆不同的特点。我们在我国第一座实用化多功能的铀氢锆脉冲反应堆——西安脉冲反应堆的安全运行和应用实践中，进行了大量的反应堆物理、热工水力和事故分析研究，积累了一定的理论与实践经验，取得了一些创新性的研究成果，不仅对从事研究堆设计的科研人员具有较好的参考价值，也为新加入该领域的研究人员了解铀氢锆脉冲反应堆的特性提供了必备的基础知识。为了促进铀氢锆脉冲反应堆理论研究的发展和交流，我们把最近二十多年的相关研究成果总结出版，供国内同行借鉴参考。

本书概括了铀氢锆脉冲反应堆物理和安全分析方面的基础理论和最新进展，介绍了研究堆和铀氢锆脉冲反应堆发展的历史和应用概况、脉冲堆结构、栅元计算、堆芯物理分析、热工水力分析、动态特性分析、孔道屏蔽、事故与安全分析等内容。本书特别强调物理模型的深入分析和数学计算的准确描述，同时穿插了丰富的图表和大量的计算公式。

本书由陈伟研究员主持撰写，陈伟、江新标、陈立新、袁建新对全书进行了统稿和审校。全书共9章。第1章由陈伟、陈立新完成，第2章由袁建新完成，第3章由江新标、陈伟、张信一完成，第4章和第7章由陈伟、张良完成，第5章由陈立新完成，第6章由陈立新、张良完成，第8章由江新标、朱养妮、张信一完成，第9章由陈立新完成。

本书的撰写得到了中国科学院陈达院士的悉心指导，西安交通大学单建强、曹良志教授对书稿内容提出了宝贵建议；科学出版社和西北核技术研究所为本书的出版提供了大力支持，在此表示衷心感谢。

由于作者水平有限，书中不妥之处在所难免，敬请读者不吝指正。

作 者

2018年1月



# 目 录

序

前言

第 1 章 绪论 .....	1
1.1 研究堆及其应用 .....	1
1.1.1 研究堆发展概况 .....	1
1.1.2 研究堆的应用 .....	3
1.2 铀氢锆脉冲反应堆的发展 .....	5
1.3 铀氢锆脉冲反应堆的应用 .....	8
1.4 本书内容 .....	9
参考文献 .....	10
第 2 章 结构与系统组成 .....	11
2.1 堆本体 .....	12
2.1.1 堆芯及堆芯部件 .....	12
2.1.2 堆内构件 .....	17
2.1.3 反应堆水池 .....	18
2.2 冷却水及净化系统 .....	19
2.3 控制与仪表系统 .....	19
2.4 实验孔道 .....	19
2.5 辅助系统 .....	21
2.6 放射性废物处置系统 .....	21
2.7 小结 .....	21
参考文献 .....	21
第 3 章 栅元热化和共振处理 .....	23
3.1 栅元热化和共振计算方法 .....	23
3.2 氢化锆的中子热化效应 .....	25
3.2.1 氢化锆中氢散射律模型 .....	26

3.2.2	氢化锆中氢散射矩阵模型 .....	32
3.3	栅元共振处理 .....	33
3.3.1	一般非均匀栅格的共振吸收 .....	33
3.3.2	燃料区混有慢化材料的非均匀栅格的共振吸收 .....	39
3.4	铀氢锆脉冲反应堆栅元计算 .....	41
3.4.1	脉冲堆栅元简介 .....	41
3.4.2	栅元计算方法 .....	43
3.4.3	栅元计算程序 .....	49
3.4.4	栅元计算 .....	51
3.5	小结 .....	53
	参考文献 .....	54
<b>第 4 章</b>	<b>堆芯物理参数计算 .....</b>	<b>55</b>
4.1	堆芯稳态参数的确定论计算方法 .....	55
4.1.1	中子输运方程和中子扩散方程 .....	56
4.1.2	控制棒栅元扩散系数的修正 .....	58
4.1.3	确定论方法计算模型 .....	60
4.2	堆芯稳态参数的蒙特卡罗计算方法 .....	60
4.2.1	蒙特卡罗方法原理 .....	61
4.2.2	铀氢锆脉冲反应堆的 MCNP 程序计算模型 .....	64
4.3	堆芯稳态参数计算 .....	65
4.3.1	有效增殖因子 $k_{\text{eff}}$ 计算 .....	65
4.3.2	功率分布 .....	65
4.3.3	剩余反应性 .....	66
4.3.4	停堆深度 .....	66
4.3.5	控制棒价值 .....	67
4.3.6	堆芯燃料温度系数 .....	68
4.3.7	燃耗和毒物计算 .....	70
4.4	小结 .....	74
	参考文献 .....	74
<b>第 5 章</b>	<b>热工水力分析 .....</b>	<b>76</b>
5.1	堆芯热源及其分布 .....	77
5.1.1	堆芯功率分布 .....	77
5.1.2	影响堆芯功率分布的因素 .....	79

5.1.3 燃料元件内的功率分布	80
5.2 堆芯材料和热物性	80
5.2.1 核燃料	80
5.2.2 包壳材料	83
5.2.3 冷却剂	84
5.2.4 慢化剂	84
5.2.5 锆芯棒的导热系数和比热容	84
5.3 堆内的热量传递	85
5.3.1 燃料元件内部的导热	85
5.3.2 包壳与冷却剂之间的传热	92
5.4 单通道分析方法	99
5.4.1 平均通道计算	101
5.4.2 热通道计算	103
5.5 子通道分析方法	103
5.5.1 子通道模型的数学方程	104
5.5.2 子通道数学方程的推导	104
5.5.3 子通道方程的数值解法	106
5.5.4 子通道方法的计算实例	108
5.6 堆芯热工水力设计	108
5.6.1 热工水力设计的主要任务	108
5.6.2 堆芯热工水力分析	109
5.7 小结	112
参考文献	112
<b>第 6 章 脉冲动态特性分析</b>	<b>113</b>
6.1 脉冲参数计算模型	113
6.1.1 大反应性引入的点堆动态方程解	114
6.1.2 小反应性引入的点堆动态方程解	118
6.2 缓发中子有效份额 $\beta_{\text{eff}}$ 和中子代时间 $A$	122
6.3 安全参数模型	124
6.4 脉冲后燃料元件温度场的计算	125
6.5 六角形堆芯三维时空动力学	127
6.6 小结	130
参考文献	131

<b>第 7 章 堆芯燃料管理</b> .....	132
7.1 核燃料管理中的基本物理量 .....	132
7.1.1 换料周期与循环长度 .....	132
7.1.2 批料数和一批换料量 .....	132
7.1.3 循环燃耗和卸料燃耗 .....	133
7.2 堆芯燃料管理计算 .....	133
7.2.1 群常数的功率及平衡氙反馈校正 .....	134
7.2.2 控制棒临界位置的搜索 .....	136
7.2.3 燃耗计算 .....	137
7.2.4 计算结果 .....	137
7.3 换料优化模型及方法 .....	138
7.3.1 优化问题的描述 .....	139
7.3.2 优化模型 .....	140
7.3.3 优化方法 .....	140
7.3.4 优化计算软件和计算流程图 .....	144
7.4 小结 .....	145
参考文献 .....	146
<b>第 8 章 实验孔道屏蔽计算方法</b> .....	147
8.1 实验孔道屏蔽计算方法简介 .....	147
8.1.1 离散纵标法通用屏蔽计算方法 .....	148
8.1.2 蒙特卡罗屏蔽计算抽样方法 .....	156
8.1.3 离散纵标法耦合屏蔽计算方法 .....	161
8.1.4 蒙特卡罗法耦合屏蔽计算方法 .....	165
8.1.5 离散纵标加速蒙特卡罗方法 .....	168
8.1.6 蒙特卡罗-离散纵标耦合方法 .....	168
8.1.7 离散纵标-蒙特卡罗耦合方法 .....	168
8.1.8 离散纵标-蒙特卡罗综合耦合方法 .....	169
8.2 西安脉冲反应堆实验孔道屏蔽计算 .....	169
8.2.1 垂直孔道屏蔽计算 .....	170
8.2.2 水平径向孔道参数计算 .....	170
8.2.3 辐照腔屏蔽计算 .....	171
8.2.4 热柱孔道屏蔽计算 .....	171
8.2.5 中子照相孔道屏蔽计算 .....	174



---

8.3 小结	176
参考文献	176
<b>第9章 事故安全分析</b>	<b>178</b>
9.1 失水事故	179
9.1.1 停堆后的发热	180
9.1.2 破口流量	183
9.1.3 燃料元件导热模型	183
9.1.4 包壳表面的传热	183
9.1.5 自然循环流量	183
9.1.6 失水事故分析	184
9.2 弹棒事故	186
9.3 外电源失电事故	187
9.4 放射性物质释放事故	189
9.4.1 事故剂量计算	190
9.4.2 事故剂量评价	191
9.5 小结	191
参考文献	191
<b>附录</b>	<b>193</b>
附录1 TRIGA堆在世界范围内的分布概况	193
附录2 铀氢锆脉冲反应堆参数对比	195
附录3 铀氢锆脉冲反应堆稳态堆芯装载图	197
附录4 铀氢锆脉冲反应堆脉冲堆芯装载图	198



# 第 1 章 绪 论

1942 年 12 月 2 日，费米在美国芝加哥大学建造了人类历史上第一座反应堆，成功实现了受控链式裂变反应，这一事件标志着人类进入了一个崭新的核纪元。反应堆最初的用途是生产核武器所用的钚材料。随着人类对核能认识的不断深入和工业技术的进步，核反应堆在军事和民用领域得到了更加广泛的应用。目前，世界上投入使用的各类型反应堆达数千座，在能源、科学研究、工农业生产、核医学等领域发挥着重要作用。

反应堆按用途一般分为动力堆、生产堆和研究堆。动力堆主要用于舰船、航天器、飞行器等的推进或用于工农业生产的发电、供热等，最常见的是核电站反应堆。生产堆主要用于生产放射性同位素或易裂变核材料。研究堆则主要用于和反应堆有关的实验研究或利用核反应堆产生的中子、 $\gamma$ 射线开展的科学研究。研究堆的用途非常广泛，涉及原子核物理、生命科学、材料科学、探测化学、生物学、食品制造技术、农业、刑事侦破、材料辐照改性、核天文学、核考古学、核医学和同位素生产等诸多方面的试验研究。由于研究堆的重要地位，其在各种类型的反应堆中占了大多数。值得指出的是，研究堆和生产堆并没有明显的界限，只是人为的分类方法，研究堆也可用于同位素和易裂变材料生产，生产堆配合必要的实验设备，同样可以开展多种科学研究。

## 1.1 研究堆及其应用

### 1.1.1 研究堆发展概况

研究堆已经走过了 70 多年的发展历程，最初仅美国建有研究堆，随后几年，加拿大、苏联、英国、法国等国家相继加入，特别是 1956 年到 1975 年间研究堆得到了快速发展，一些发展中国家也开始建造研究堆。1980 年以后，随着发达国家早期建设的反应堆因经济效益、需求改变等原因而退役，研究堆的总数呈下降趋势。但同时一些新的反应堆也在不断得到发展，特别是发展中国家在研究堆建设方面呈现出逐步增长的趋势<sup>[1-4]</sup>。目前全世界共建造了 774 座研究堆，这些研究堆类型各异，稳态功率从 100W 至 250MW 不等。当前世界研究堆发展现状见表 1-1 [根据 2016 年国际原子能机构 (International Atomic Energy Agency, IAEA) 研究堆统计结果得出]，地区分布状况见表 1-2。图 1-1 给出了截至 2016 年 IAEA 统计的研究堆主要用途<sup>[5]</sup>。

表 1-1 世界研究堆发展概况统计

类型	发达国家	发展中国家	全部国家
列入计划	3	7	10
在建	4	4	8
在役	154	89	243
临时关闭	13	6	19
永久关闭	113	21	134
退役	327	25	352
取消	4	4	8
总计	618	156	774

表 1-2 世界各地研究堆概况<sup>[5]</sup>

地区	在役	临时关闭	在建	计划建造	退役	取消
北美	49	—	—	1	173	4
拉丁美洲	17	1	1	2	3	—
西欧	35	4	2	2	109	—
东欧	84	5	3	1	43	—
非洲	8	2	—	—	1	1
中东和南亚	15	—	2	—	5	—
东亚和太平洋地区	5	1	—	—	2	2
远东	30	6	—	4	16	1
总计	243	19	8	10	352	8

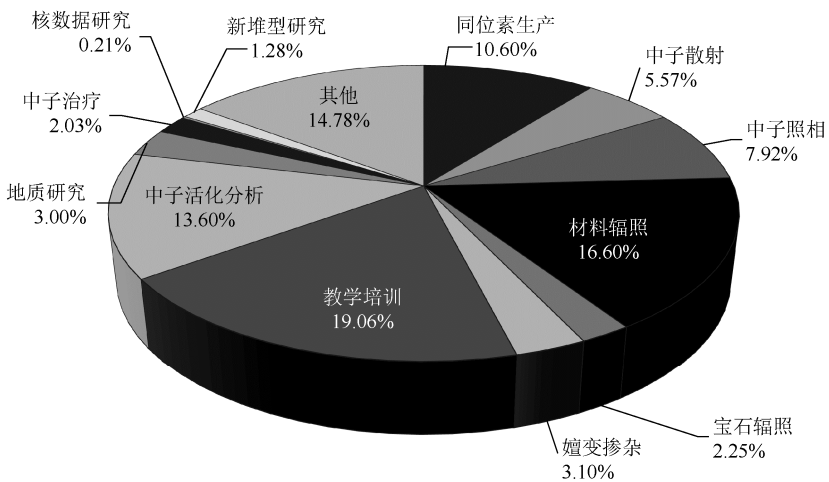


图 1-1 世界研究堆的主要用途

我国是较早拥有研究堆的国家。1958年,我国建成第一座研究堆——重水反应堆(101反应堆)。经过几十年的发展,截至目前,已建有各种试验研究堆20余座,这些研究堆对我国的核科学技术、军工科研生产和国民经济等许多领域的发展做出了重要贡献。表1-3给出了我国在役民用研究堆的分布情况(不含截至2016年已经退役的研究堆)。研究堆用途广泛,在堆型设计上存在多样性,我国的研究堆包括重水反应堆、高通量反应堆、高温气冷反应堆、快中子反应堆、铀氢锆脉冲反应堆、微型中子反应堆(微堆)等各种堆型。

表 1-3 我国研究堆现状<sup>[6]</sup>

序号	堆名	营运单位	堆型	设计功率	分类 <sup>①</sup>
1	重水研究堆	中国原子能科学研究院	重水堆	10MW	II
2	49-2 游泳池式反应堆	中国原子能科学研究院	轻水堆	3.5MW	II
3	原型微型反应堆	中国原子能科学研究院	轻水堆	27kW	I
4	微堆零功率装置	中国原子能科学研究院	临界装置	—	I
5	氢化锆固态临界装置	中国原子能科学研究院	临界装置	—	I
6	DF-VI 快中子临界装置	中国原子能科学研究院	临界装置	—	I
7	中试厂核临界安全实验装置	中国原子能科学研究院	临界装置	—	I
8	中国实验快堆	中国原子能科学研究院	快堆	65MW	III
9	中国先进研究堆	中国原子能科学研究院	轻水堆	60MW	III
10	屏蔽试验反应堆	清华大学	轻水堆	2.8MW	II
11	5 MW 低温核供热反应堆	清华大学	轻水堆	5MW	II
12	高温气冷实验堆(HTR-10)	清华大学	石墨气冷堆	10MW	II
13	高通量工程试验堆	中国核动力研究设计院	轻水堆	125MW	III
14	岷江试验堆	中国核动力研究设计院	轻水堆	5MW	II
15	中国脉冲堆	中国核动力研究设计院	轻水堆	1MW	II
16	18-5 临界装置	中国核动力研究设计院	临界装置	—	I
17	高通量工程试验堆临界装置	中国核动力研究设计院	临界装置	—	I
18	深圳微型反应堆	深圳大学	轻水堆	30kW	I
19	医院中子照射器 I 型堆	北京凯佰特科技股份有限公司	轻水堆	30kW	I

① 该分类方法参照《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例实施细则之三:研究堆许可证件的申请和颁发》(HAF001/03)。

### 1.1.2 研究堆的应用

早期研究堆的应用主要集中于工业用途。例如,采用中子照相法探查残余的堆芯材料,探明金属材料中是否含有裂缝、空穴或其他物质,确定含氢物质、环氧树脂、中子毒物(如硼、镉等)的分布情况,检查激光通道中是否有阻塞物,

装配是否有误, 航天飞机上的设备是否已被腐蚀, 爆炸装料情况以及齿轮箱或轴承中润滑油膜是否存在等。现在研究堆在基础和应用研究、商业服务中的应用明显增加, 如在核医学、材料辐射改性、无损检测、同位素生产等领域的应用前景十分广阔<sup>[1]</sup>。

目前建造的反应堆, 都非常重视其未来的应用, 尽可能做到“一堆多用”, 即使以前建造的老堆型, 大多数也都进行过技术改造, 以提高其性能, 扩展应用范围。

### 1. 基础和应用研究

基础和应用研究包括物理学、化学、生物学、医学、地质学、环境科学、考古学、刑事科学以及核与反应堆工程等, 采用的技术一般有中子散射、中子活化分析和中子照相相等。

中子散射是直接利用中子束和各种物质发生相互作用这一特性进行的技术。通过观测被靶物质散射后的中子能量与方向的变化, 获得凝聚态物质基本构造性质的各种信息, 如聚合物、超导、半导体、生物物质和化合物等。发达国家高性能高功率反应堆以及发展中国家大学里的低功率反应堆都在被用于进行中子散射方面的研究工作, 如美国的 RINSC 研究堆、捷克核研究所下属的两座研究堆和斯洛文尼亚约瑟夫斯蒂芬研究所下属的 TRIGA 堆等。

中子活化分析 (neutron activation analysis, NAA) 是把样品置于堆内辐照, 使得样品的组分产生放射性的一门技术。移出辐照过的样品, 测定其  $\gamma$  能谱, 可以鉴定出某元素是否存在。NAA 方法对自然界存在的元素种类中的 80% 极其灵敏, 分析痕量元素非常有效。经典的 NAA 方法是非破坏性的, 适用于仪器分析和考古学样品分析。世界上大多数研究堆都开展了中子活化分析研究, 如美国的 OSTR 研究堆、Pulstar 研究堆、OSURR 研究堆等。美国 UML 研究堆曾与马萨诸塞大学医药中心合作开发一种使用中子活化分析技术测量细胞内钙含量的方法, 用来确定钙在标本中所起的作用。

中子照相技术提供了一种重要的研究工具来检查组件、物件或有机物的内部结构。虽然这已是一项成熟的技术, 但在改善分辨率、灵敏度和三维图像等方面仍有许多可研究之处。美国的 ARRR 研究堆、加拿大的 MNR 研究堆和斯洛文尼亚约瑟夫斯蒂芬研究所下属的 TRIGA 堆现在都从事着该领域的研究。

此外, 研究堆在核科学及相关学科中也发挥着重要作用, 为核动力、辐射探测、核安全、核材料制造等学科领域提供了教育和训练的场所。

### 2. 商业服务

在研究堆及其附属实验室里所获得的科学和技术信息可以用于商业目的, 服

务于社会。这些服务包括：辐射服务、生物医学服务、放射性同位素与辐射源的制备等。

辐射服务是反应堆的一项基本服务。当物质受到电磁、电子、离子、X 射线或中子辐照时，其物理性质会发生变化。研究堆就是中子和  $\gamma$  辐射源，通常的商业辐射服务项目包括中子嬗变掺杂单晶硅、材料辐照改性、宝石辐照加工以及化妆品、药物的去污处理等。美国 UML 研究堆曾开展过一项对动力堆中使用的仪器电缆进行辐射以改善其性能的研究，获得的实验数据表明，辐照后的电缆性能显著提高，其使用寿命超过了反应堆的寿期，在整个反应堆运行期间都无须更换电缆。

研究堆用于生物医学服务有其独特的重要性。反应堆可以生产放射性核素并制备相应的标记化合物应用于各种诊断和治疗中。应用于这方面的放射性核素较多，如  $^{125}\text{I}$ ，并且随着研究的不断深入，新的应用必将逐步被发现。美国的 NSCR 研究堆和 UI 研究堆曾开展过保健物理学、核医学领域的研究，瑞典斯图特斯维克公司下属的 R-20 研究堆曾开发了一种用少量的放射性物质去跟踪腐蚀过程的新方法，这种新方法使得有可能在不同的化学环境中确定腐蚀性物质。

反应堆生产的放射性同位素和密封的放射源广泛应用于轻工业、农业、水文、气象和矿业等部门。密封放射源可以应用于各种  $\gamma$  射线继电器和仪器分析中，不同化学形态的非密封放射源可以用于水文、无损检测、化学处理中。美国俄勒冈州里德学院的 TRIGA 堆的主要工作就是为工业界提供中子源，用于工业废水的环境监测以及制造业和电子业中的质量检查和纯度测试。

## 1.2 铀氢锆脉冲反应堆的发展

铀氢锆脉冲反应堆最早是由美国通用动力公司原子能部（General Atomic, GA）研究发展的一种小型反应堆，其最初的研制目的是发展一种固有安全性高、用途广泛的研究堆。该堆型采用氢化锆与铀均匀弥散混合的固体燃料——慢化剂元件，该类型燃料具有较大的瞬发负温度系数（约  $-1 \times 10^{-4}/^{\circ}\text{C}$ ）。铀氢锆脉冲反应堆为池式研究堆，其结构简单，运行方式多样，是国际上公认的具有良好固有安全性的反应堆。以西安脉冲反应堆为例，在脉冲运行模式下能获得较强的功率脉冲（约 4200MW）和中子脉冲 [大于  $1 \times 10^{17} \text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ ]，因此脉冲反应堆在基础科学研究和技术应用上得到了较为广泛的重视。铀氢锆脉冲反应堆在国际上又称为 TRIGA 堆。

TRIGA 堆是目前所有核反应堆中唯一具有真正“固有安全”而非“机械安全”的反应堆。1956 年夏天，一群科学家聚集在美国加利福尼亚州的圣迭亚戈，开展一项名为“红色小校舍”的研究计划，在这里 Edward Teller 博士首次提出“安全

反应堆”的构想。这群杰出的科学家在 Edward Teller 的领导下，计划设计一种安全反应堆，从停堆状态开始启堆，堆的所有控制棒全部瞬时抽出，该反应堆还能回到稳定状态，并且任何一根燃料元件都不会熔化。换句话说，采用机械手段操纵反应堆的控制和安全系统来预防灾难性事故发生是不够的，要设计一种由自然法则保证的具有“固有安全”的反应堆，即使在反应堆的机械性能失效、控制棒被快速提起的情况下也能保证反应堆的安全。

为了设计这种具有固有安全性的反应堆，首先提出了“热中子原则”的概念。在水冷反应堆中突然抽走控制棒通常会会导致灾难性的事故，造成燃料元件熔化，而 TRIGA 堆却不会发生这种情况，这是因为 TRIGA 堆使用的 UZrH 燃料的瞬发负温度反应性系数大，具有固有安全性。UZrH 燃料是一种均匀合金，氢原子往往束缚在与它最邻近的几个锆原子多面体的中心，中子与氢碰撞时，快中子以  $h\nu=0.137\text{eV}$  的整数倍损失能量而热化，能量低于  $h\nu$  的中子难于在氢化锆中热化，只能在元件周围的水中进一步热化。中子在氢化锆中还可能在一次或几次散射中，从受激的爱因斯坦原子中得到一份或几份以  $0.137\text{eV}$  为单位的能量。当反应堆功率升高、燃料温度增加时，一方面处于较高激发态的氢原子份额增加；另一方面热中子获得能量的概率也增大，慢化性能减退，中子能谱变硬，使得反应性和堆功率下降。既然燃料是一种氢慢化剂占较多份额的均匀合金，那么裂变碎片沉积的能量就会立即表现为慢化剂分子平均速度的增加。在 UZrH 芯体内，分子速度增加表现为平均热中子速度的增加，它使中子谱发生瞬时变化，也改变了裂变、吸收和泄漏之间的平衡，使得中子逃脱俘获的概率增大。由于铀与氢化锆共存，引入正反应性后，二者的升温过程几乎是同时进行的，因此负温度反应性效应是即刻起作用的。

20 世纪 50 年代，GA 的冶金工作者实现了用铀锆合金来制造含高浓度氢的燃料，最终得到的合金韧度、抗腐蚀性都与不锈钢相同。不管反应堆的功率水平如何，铀氢锆燃料都具有防止核事故的高安全系数。与其他研究堆中使用的燃料相比，TRIGA 堆中使用的铀氢锆燃料具有以下四个显著优点：

(1) 利用热中子理论的铀氢锆燃料使反应堆具有“瞬发负温度反应性系数”，而使用铝包壳平板状燃料的其他研究堆具有的是缓发系数。这个特性使 TRIGA 反应堆能安全承受那些足以毁坏平板状燃料反应堆堆芯的事件。

(2) UZrH 化学性质稳定， $1200^{\circ}\text{C}$  时也能在水中安全淬火，而铝包壳平板状燃料在  $650^{\circ}\text{C}$  时就会与水发生破坏性的过热反应。

(3) UZrH 燃料包壳材料是不锈钢或 800 号合金，它的高温强度、韧性可以保证包壳在  $950^{\circ}\text{C}$  的高温下也保持完好。而平板状燃料使用的铝包壳在大约  $650^{\circ}\text{C}$  时就会熔化。



(4) 与铝包壳平板状燃料相比, UZrH 燃料具有极强的包容放射性裂变产物的能力。平板状燃料在 650℃ 左右将会熔化, 释放出燃料中几乎所有的挥发性裂变产物。相同温度下, 即使所有的包壳都被移走, UZrH 燃料仍能保留 99% 以上的裂变产物。

自 1958 年世界上第一座 TRIGA 堆在美国建成应用以来, GA 公司设计研制了多种技术指标的系列化脉冲堆(表 1-4)。到目前为止已有超过 20 个国家和地区从 GA 公司购买建造了 60 余座 TRIGA 堆, 反应堆安全运行时间超过千堆年, 成为世界范围内建造最多、应用最广的研究堆。本书的附录 1 给出了 TRIGA 堆在世界范围内的分布概况。

表 1-4 TRIGA 堆特征与技术指标<sup>[7-9]</sup>

堆型	特征	技术指标
TRIGA Mark I	固定堆芯, 建在地下, 石墨反射层; UZrH <sub>1.6</sub> 中 U 富集度为 20%	稳态功率为 100~2000kW; 脉冲功率 $\leq 6.4 \times 10^6$ kW; $\phi_{th}^{max} (<0.21\text{eV})=8.0 \times 10^{13} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ; $\phi_{fast}^{max} (>10\text{keV})=9.6 \times 10^{13} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
TRIGA Mark II	建在地面, 固定堆芯, 石墨反射层, 4 个水平中子孔道, 1 个热柱; UZrH <sub>1.6</sub> 中 U 富集度为 20%	稳态功率: 250~2000kW(自然循环冷却), 3000kW(强迫循环冷却); 脉冲功率 $\leq 6.4 \times 10^6$ kW; $\phi_{th}^{max} (<0.21\text{eV})=8.0 \times 10^{13} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ; $\phi_{fast}^{max} (>10\text{keV})=9.6 \times 10^{13} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
TRIGA Mark III	建在地面, 水反射层移动堆芯, 4 个水平孔道, 2 个热柱, 1 个辐照腔; UZrH <sub>1.6</sub> 中 U 富集度为 20%	稳态功率: 1000~2000 kW(自然循环冷却), 3000kW(强迫循环冷却); 脉冲功率 $\leq 6.4 \times 10^6$ kW; $\phi_{th}^{max} (<0.21\text{eV})=6.6 \times 10^{13} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ; $\phi_{fast}^{max} (>10\text{keV})=6.2 \times 10^{13} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
TRIGA ACPR	建在地下, 固定环形堆芯, 堆芯中央布置辐照腔; UZrH <sub>1.6</sub> 中 U 富集度为 20%	稳态功率: 600kW; $\phi_{th}^{max} (<0.21\text{eV})=7.0 \times 10^{12} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ; $\phi_{fast}^{max} (>10\text{keV})=6.0 \times 10^{12} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 。 脉冲功率 $\leq 2.2 \times 10^7$ kW; $\phi_{fast}^{max} (>10\text{keV})=2.0 \times 10^{17} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
特殊用途 TRIGA 堆	主要用于动力堆燃料元件的设计研究、考核、同位素生产和中子治疗癌症(NCT)等工作	双堆芯 TRIGA 堆: 稳态功率为 15MW, 稳态通量高; 高功率 TRIGA 堆: 稳态功率为 5~15MW

注:  $\phi_{th}^{max}$  为堆芯最大热中子通量密度;  $\phi_{fast}^{max}$  为堆芯最大快中子通量密度。

TRIGA 堆最初的设计是为了满足教育计划、运行培训和核研究计划的需要, 现在已经扩展到大规模医药生产和工业用途中, 包括放射性同位素的生产、纯硅的生产、中子治癌和实时无损检验等。此外, 还有一些特殊设计的 TRIGA 堆, 稳态功率可达 5~15MW, 被用来开发和测试动力堆燃料。

我国的铀氢锆脉冲反应堆与 TRIGA MARK II 型反应堆类似, 由中国核动力研究设计院自主设计, 第一座脉冲反应堆原型验证堆于 1990 年建成, 该反应堆设计功率为 1MW, 没有设计实验孔道, 主要是验证反应堆的设计。第一座实用化铀氢锆脉冲反应堆——西安脉冲反应堆于 2000 年在我国西北地区建成并投入使用,

该堆与 TRIGA MARK III 型反应堆类似，堆芯可在稳态和脉冲两种布置之间进行切换，使用方式更加灵活多样。该堆在反应堆物理、核物理、核化学、生物学、材料科学等领域开展了大量的实验研究工作，在基础科学领域发挥着重要作用。附录 2 给出了我国铀氢锆脉冲反应堆的主要参数。

### 1.3 铀氢锆脉冲反应堆的应用

脉冲反应堆是以铀氢锆为燃料的水池式研究反应堆，具有很高的固有安全性，不但能进行稳态运行，而且还能以脉冲和方波方式运行。其上可设置中央垂直孔道、垂直偏心腔、中子气动输送辐照系统、单晶硅辐照装置、水平径向孔道、中子照相孔道、水平切向孔道、辐照腔以及热柱等多种辐照实验装置，用以提供不同方式的辐照实验条件。脉冲堆上可建造的同位素生产线有钼锝同位素生产线和通用同位素生产线两种，进行钼锝医用同位素和其他放射性同位素的生产研究工作。在堆上亦可开展基础科学研究、人员培训等工作，用途广泛多样。

#### 1. 中子、伽马辐照实验

与一般反应堆不同，铀氢锆脉冲反应堆不仅可提供稳态的中子、伽马辐射场，而且可以提供脉冲辐射场，为开展仪器仪表、电子元器件、各种材料的辐照实验提供丰富多样的实验条件。例如，可利用脉冲堆开展航天器用电子元器件的单粒子辐射效应、总剂量效应和中子位移损伤效应等实验研究，也可开展材料的辐射损伤效应、核废料热中子嬗变等辐照实验，还可以开展某些有特殊要求的脉冲辐照实验。

#### 2. 同位素生产

利用铀氢锆脉冲反应堆可生产一般的同位素样品，包括  $^{131}\text{I}$ 、 $^{51}\text{Cr}$ 、 $^{32}\text{P}$ 、 $^{98}\text{Au}$ 、 $^{24}\text{Na}$ 、 $^{122}\text{Sb}$  等核素，也常用来生产医疗诊断用同位素  $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 。 $^{99\text{m}}\text{Tc}$  半衰期为 6.02h，发射 140keV 的单能  $\gamma$  射线，这使得病人所受辐射剂量较小，且在体内脏器和测量准直器中的穿透也较容易。 $^{99}\text{Mo}$ - $^{99\text{m}}\text{Tc}$  发生器的成功研制，也使  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  的来源变得十分容易。全世界现有放射性显像剂中 80% 以上是  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  标记药物。铀氢锆脉冲反应堆既可以利用堆芯内部的垂直孔道开展辐照生产，也可以利用中子气动辐照实验装置进行少量放射性同位素的辐照制备。

#### 3. 中子照相

中子照相<sup>[10]</sup>是射线照相方法的一种，属于材料的无损检测。该方法和 X 射线照相类似，是通过射线束穿过被检测物体时在强度上的衰减变化获得被检测物体

及其缺陷图像的技术。由于中子和 X 射线与物质的相互作用在机理上存在着很大差别，因此中子照相的独特之处是其他射线照相所无法取代的。

#### 4. 硼中子俘获治疗癌症

硼中子俘获治疗<sup>[1]</sup> (boron neutron capture therapy, BNCT) 癌症是一种癌症的放疗方法，利用热中子与富集在肿瘤组织上的  $^{10}\text{B}$  发生核反应放出的  $\alpha$  粒子和  $^7\text{Li}$  粒子来杀伤癌细胞。超热中子束 (0.4eV~10keV) 具有在人体组织中穿透力强，对正常细胞损伤小等优点，适合于开展 BNCT 治疗。铀氢锆脉冲反应堆属于热中子堆，反应堆孔道中子束流经调整后可满足 BNCT 治疗对超热中子束的要求。

#### 5. 单晶硅辐照掺杂技术

硅的中子嬗变掺杂技术是一种普遍采用的单晶硅生产工艺，即用区熔高纯硅 (P 型或 N 型) 在反应堆内经中子辐照后得到掺杂 P 的 N 型半导体材料。中子辐照掺杂的不均匀度一般在 5% 以内，而采用传统掺杂手段其不均匀度则在 20% 左右。区熔单晶硅的纯度比直拉单晶硅的纯度高，一般作为生产大功率半导体器件或各种探测器的原材料使用。

与一般的研究堆类似，铀氢锆脉冲反应堆的其他应用还包括宝石辐照着色、中子活化分析、人员培训等，这里不再赘述，对此感兴趣的读者可参考相关的专业书籍。

## 1.4 本书内容

本书主要介绍了铀氢锆脉冲反应堆结构、物理与安全分析方法。全书共 9 章，包括铀氢锆脉冲反应堆在国内外的应用、铀氢锆脉冲反应堆的主要结构、物理、热工水力设计方法及动态特性与安全分析等内容。

第 1 章是绪论，主要包括研究堆发展的历史和现状，重点介绍铀氢锆脉冲反应堆的发展现状及本书涵盖的主要内容。第 2 章是结构与系统组成，描述铀氢锆脉冲反应堆特点、结构及系统组成。第 3 章是栅元热化和共振处理，包括氢化锆的中子热化效应、铀氢锆栅元共振参数计算模型、程序和方法。第 4 章是堆芯物理参数计算，包括堆芯稳态参数的确定论计算方法和蒙特卡罗计算方法，以及堆芯稳态计算。第 5 章是热工水力分析，包括堆芯热源及其分布、堆芯材料和热物性、堆内的热量传递、单通道分析方法、子通道分析方法和堆芯热工水力设计。第 6 章为脉冲动态特性分析，包括脉冲参数计算模型和时空动力学计算方法。第 7 章是堆芯燃料管理，包括核燃料管理中的基本物理量、堆芯燃料管理计算、换

料优化模型及方法。第 8 章是实验孔道屏蔽计算方法,包括实验孔道屏蔽计算方法简介、孔道屏蔽计算模型和孔道参数计算方法及结果分析。第 9 章是事故安全分析,包括失水事故、弹棒事故、外电源失电事故和放射性物质释放事故。

需要指出的是,为了叙述方便、描述具体,如无特殊说明,本书给出的铀氢锆脉冲反应堆的系统组成和计算参数等内容,均采用我国第一座实用化铀氢锆脉冲反应堆——西安脉冲反应堆的数据,但书中给出的分析方法、计算模型和主要结论等同样适用于其他的铀氢锆脉冲反应堆。本书内容对类似结构的反应堆物理计算与安全分析工作也具有一定的参考价值。

### 参 考 文 献

- [1] 钟洁,陈伟,杨军,等. 研究性核反应堆的现状、应用和发展[J]. 物理, 2001, 30(11): 693-698.
- [2] 王昆鹏,张春明,攸国顺,等. 全球研究堆的主要用途及发展趋势研究[J]. 核科学与工程, 2015, 35(3): 413-418.
- [3] CHEN W, WANG D H, JIANG X B, et al. The uranium zirconium hydrogen research reactor and its applications in research and education[C]. Proceedings of the 2001 workshop on the utilization of research reactors, Beijing, China, 2001.
- [4] 左辉忠,陈达. 铀氢锆脉冲反应堆及其应用[J]. 物理, 1993, 22(2): 103-108.
- [5] IAEA, Research reactor database[R]. Vienna, Austria, 2016.
- [6] 宋琛修,朱立新. 研究堆的分类和基于分类的安全监管思路探讨[J]. 核安全, 2013, 12(S1): 134-137.
- [7] GA. TRIGA®, G-0173[R]. San Diego, 1974.
- [8] CHESWORTH R H, LAW G C, PETER R H. The dual-core TRIGA research and materials testing reactor[C]. TYP-7(Rev), San Diego, 1974.
- [9] DOUGLAS M F, JUNAID R, WILLIAM L W. TRIGA research reactors: a pathway to the peaceful applications of nuclear energy[J]. Nuclear News, 2003, 46(12): 46-56.
- [10] CHEN W, YANG J, WANG D H. Thermal neutron radiography facility at China uranium zirconium hydride research reactor[C]. 7th World conference on neutron radiography, Roma-Italy, 2002.
- [11] JIANG X B, CHEN W. The optimization design of mix beam for boron neutron capture therapy[C]. In International radiation physics society workshop on frontier research in radiation physics and related areas, Chengdu, China, 2004.