

原子工程丛书

反应堆安全分析及事故的处置

(参考堆型: 1300MWe)

[法] Bruno Tarride 著

王彪 张纯禹 主译



科学出版社

原子工程丛书

反应堆安全分析及事故的处置

(参考堆型: 1300 MWe)

〔法〕Bruno Tarride 著

王 彪 张纯禹 主译



科学出版社

北 京

图字: 01-2018-0601

内 容 简 介

本书围绕压水堆的安全, 重点介绍了多种事故的物理机理、演化过程及应对措施. 全书共有 10 章, 涉及反应性增加事故、蒸汽管道破裂事故、一回路破口失水事故、供给系统完全丧失事故和蒸汽发生器管道破裂事故, 以三里岛事故和福岛事故为例, 详细介绍了事故产生的原因和演化过程. 本书还重点介绍了各类事故的控制和处理方法, 并单独介绍了堆芯熔化后的情况以及对密封性的影响. 书中还列出了针对压水堆安全性的具体设计, 并对点堆及相关的平衡方程和数据进行了介绍.

本书可供从事核工程研究和教学、反应堆设计、核电站运营和生产的科技人员及本科生、研究生参考.

Originally published in France:

Physique, fonctionnement et sûreté des REP: maîtrise des situations accidentelles du système réacteur

© EDP SCIENCES 2013

Current Chinese translation rights arranged through Divas International, Paris

巴黎迪法国际版权代理(www.divas-books.com)

图书在版编目(CIP)数据

反应堆安全分析及事故的处置: 参考堆型: 1300MWe / (法) 布鲁诺·塔黑德(Bruno Tarride)著; 王彪, 张纯禹主译. —北京: 科学出版社, 2018.6

原子工程丛书

书名原文: Physique, fonctionnement et sûreté des REP: maîtrise des situations accidentelles du système réacteur

ISBN 978-7-03-056986-8

I. ①反… II. ①布… ②王… ③张… III. ①反应堆安全—分析
②反应堆事故—事故处理 IV. ①TL364

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2018)第 051634 号

责任编辑: 昌盛 罗吉 / 责任校对: 张凤琴

责任印制: 吴兆东 / 封面设计: 迷底书装

科学出版社出版

北京东黄城根北街 16 号

邮政编码: 100717

http://www.sciencep.com

北京九州迅驰传媒文化有限公司印刷

科学出版社发行 各地新华书店经销

*

2018 年 6 月第 一 版 开本: 787×1092 1/16

2018 年 6 月第一次印刷 印张: 15 1/4

字数: 362 000

定价: 89.00 元

(如有印装质量问题, 我社负责调换)

译者序

随着我国国民经济的快速发展,清洁能源供应不足已经成为制约我国经济、社会和环境发展的瓶颈,人们对于核能在可持续能源供应中的重要地位已形成共识,我国的核电发展战略开始向“高效发展”转变.为满足我国核工程与技术领域对高素质人才的强烈需求,在我国教育部和法国相关政府部门的支持和推动下,2009年中山大学与由法国5所精英工程师学校组建的法国民用核能工程师教学联盟(FINUCI)共同组建了中山大学中法核工程与技术学院(Institut Franco-Chinois de l'Energie Nucléaire, IFCEN),并于2010年开始招生,在我国系统地以法国精英工程师模式培养核能高级工程技术人才和管理人才.2016年,中法核工程与技术学院顺利通过法国工程师职衔委员会(CTI)和欧洲工程硕士学位(EUR-ACE)认证评审,成为首个在欧洲外获得核能工程师认证的学院.

作为当前唯一可大规模替代化石能源并具有较强的市场竞争力的清洁能源,核电面临的主要问题是安全问题.日本福岛核事故发生后,环境保护部(国家核安全局)根据国务院要求研究并编制了《核安全与放射性污染防治“十二五”规划及2020年远景目标》,明确要求“‘十三五’及以后新建核电机组从设计上实际消除大量放射性物质释放的可能性”.为从物理机理上深入理解核事故的发生原因、发展过程进而制定合理的应对措施,中法核工程与技术学院在核电站严重事故的高精度数值仿真和核事故的应急与监测等方面开展了深入的研究,同时在工程师阶段的教学中开设了“核安全”这一专业基础课程,并以法国原子工程(Génie Atomique)丛书中的 *Physique, fonctionnement et sûreté des REP—Maîtrise des situations accidentelles du système réacteur*(《反应堆安全分析及事故的处置》)一书作为本课程的教材.为便于国内相关专业和同行参考,中法核工程与技术学院组织教师和学生对该著作进行了翻译.

本书重点介绍了多种核事故的物理机理、演化过程及应对措施,还重点介绍了各类事故的控制和处理方法,并单独介绍了堆芯熔化后的情况以及对密封性的影响.书中还列出了压水堆针对安全性的具体设计,并对点堆及相关的平衡方程和数据进行了介绍,这为编写压水堆安全分析程序提供了很大的便利.

本书由中法核工程与技术学院院长王彪教授组织翻译,由张纯禹副教授统稿,参加翻译和校对工作的师生还有:马衍、周靖丰、黄良兆、梁活、冯英杰、伍京霞、杜根、湛友彬、陈丹莹、凌晓燕、连倩倩、崔婷、冉文王、张雪婧、罗鑫程、孟凡石、张敏、丁扬、王丽、刘洋、李万爱、袁岑溪、苏军、张小英、鄢炳火、成松柏和张维.在此一并表示衷心的感谢.

由于本书涉及的专业词汇很多,限于译者水平,译文中难免会出现差错或与通用术语不尽一致,恳请读者批评指正.

中法核工程与技术学院也计划对法国原子工程丛书进行翻译，希望能为我国核能研究以及高素质核能工程师的培养做出贡献！

最后，感谢教育部、广东省科技厅和教育厅以及中山大学对中法国际合作项目和本书出版的资助。

译 者

2017 年 3 月

原子工程丛书简介

作为法国原子能和可替代能源委员会（CEA）的下属机构，法国国立核科技学院（INSTN）是一家隶属于法国教育部和工业部的高等教育机构。INSTN 致力于通过专业化的教育以及持续的人才培训来推广 CEA 的专有技术和准则，这些技术和规范不仅符合法国规范，也满足欧洲和国际要求。

INSTN 围绕核能开展教育和人才培训工作，特别是培养原子工程（GA）专业的核能工程师。人才培养工作能促进 CEA 与一些大学和工程师学校的合作，因此 INSTN 已经与一些高等教育机构签署合作协议，筹备联合培养二十多个硕士。培养课程中还增加了一些健康学科的内容，如核医学和放射性药剂学以及医院理疗师的培训。该合作培训是 INSTN 业务的重要组成部分，这得益于 CEA 和其合作企业日益增长的竞争力。

自 1954 年起，CEA 在萨克雷（Saclay）的反应堆研究所就开始了原子工程专业人才的培养；自 1976 年，又在卡达拉什（Cadarache）中心开展了快中子反应堆相关的人才培训。自 1958 年，在 INSTN 的负责之下，原子工程培训课程已经被原子能军事应用学校（EAMEA）列入授课内容。

INSTN 自创建以来，已经为 4800 多个工程师颁发了文凭，如今他们分散在法国各大核能相关的集团或机构，如 CEA、EDF、AREVA、法国海军等。此外，也有大量来自不同国家的外籍学生接受了原子工程的培训。

这项特殊的培训面向两类学生：民用和军用。民用学生将会核电厂、核反应堆研究以及燃料循环相关的领域从事研究或者运营工作，他们也可能成为核风险分析以及环境影响演变分析专家。军用学生主要在核潜艇和核动力航空母舰上工作，他们的培训则由 EAMEA 负责。

原子工程的师资队伍主要由 CEA 的研究人员、放射防护和核安全研究所（IRSN）的专家以及企业工程师（如 EDF、AREVA 等）组成。主要的课程内容为：核物理和中子物理、热工水力、核材料、力学、辐射防护、核仪表、压水堆（REP）的运行和安全、核燃料的堆型与循环。在为期六个月的课程结束之后，学生还要完成一项毕业课题，毕业课题需要在 CEA 的一些研究中心、工业集团（如 EDF、AREVA 等）或国外（如美国、加拿大、英国等）完成，这样更贴近于以后的实际工作地点。INSTN 原子工程培训具有鲜明的特色，有很多课程都是在 CEA 的设备上（如 ISIS 反应堆、REP 模拟机：SIREP 和 SOFIA、放射性化学实验室等）或实验室内完成。

如今，核工业越来越成熟，原子工程的工程师证书在法国教育系统中的地位及重要性已不可同日而语。原子工程人才培养的使命为：培养拥有从核电设计、建造到运行以及退役各个寿期阶段全局视野和运营技术的工程师。

INSTN 已经开始着手整理这些课程的资料，将其出版为一套丛书，为学生提供学习材料并在法国及欧洲的其他高等教育机构内推广使用。这套丛书由 EDP Sciences 出版社出版，

EDP Sciences 在传播科学知识方面非常活跃并且极具竞争力。这套作品不仅用于教育和培训，也是工程师和技术人员必不可少的参考工具。

Joseph Safieh
原子工程课程总负责人

目 录

译者序

原子工程丛书简介

第 1 章 物理和安全性：事故类型的简介	1
1.1 三道屏障的风险，安全功能的基本概念	1
1.2 影响安全性能的事故：控制反应性	7
1.3 影响安全功能“功率导出”事故	14
1.4 影响安全功能的事故：密闭性，由第三道屏障保障	30
1.5 支持系统：RRI/SEC 流体系统和一些电力支持	31
1.6 事故中安全功能的管理总结	34
1.7 章末习题	34
问题 1 蒸汽发生器完全失水事故研究(H2)	37
第 2 章 中子吸收剂减少引起的反应性增加事故	39
2.1 综述	39
2.2 控制棒提出事故	40
2.3 一回路流体的硼稀释事故	45
问题 2 弹棒事故的研究	52
问题 3 人员操作与设备操作均失灵下的均匀稀释	53
第 3 章 蒸汽管道破裂事故(RTV)	55
3.1 概述	55
3.2 蒸汽管道破裂的瞬态描述	56
3.3 主要参数的敏感性研究	61
问题 4 RTV 的系统研究	64
第 4 章 一回路破口失水事故(APRP)	66
4.1 APRP 概要	66
4.2 中破口	69
4.3 大破口	75
4.4 在停堆状态下的特殊破口工况	80
问题 5 中破口研究	82
问题 6 RRA 在 PTB RRA 中丧失的概率研究	84
第 5 章 冷却剂供给系统完全丧失事故：福岛事故类型	86
5.1 全厂供电完全丧失	88

5.2 冷源完全丧失	95
5.3 冷源和供电完全丧失情况综合	97
5.4 小结	97
问题 7 辅助变压器失效的事故研究	98
问题 8 供电完全丧失, 自然循环和 H3 操作	99
第 6 章 蒸汽发生器管道破裂(RTGV/SGTR)	103
6.1 事故概况	103
6.2 世界范围内事故经历反馈及法国的事故经验	103
6.3 RTGV 瞬态事故过程描述	106
6.4 事故主要参数的敏感性研究	113
问题 9 RTGV 事故的短期操作研究——对 RIS 系统的管理	115
第 7 章 三里岛核事故	117
7.1 三里岛核电站机组的简介	117
7.2 事故回顾: 主要事件和操作	118
7.3 后续的结果分析	123
7.4 TMI2 事故的主要经验教训(事故后的管理方面)	125
7.5 人为与组织因素	127
问题 10 TMI2 事故分析, 直到堆芯裸露	130
第 8 章 通过状态研究法(APE)进行的事故后调节	134
8.1 设备物理状态的表征(状态诊断)	136
8.2 确定操作策略: 操作顺序和操作模块	137
8.3 调节操作的实施	140
问题 11 回退到余热排出系统工作条件的研究	142
第 9 章 堆芯熔化后的情况以及对密封性的影响	144
9.1 堆芯熔化, 直到压力容器熔穿的物理过程	144
9.2 压力容器被熔穿后安全壳的失效模式	147
9.3 严重事故的处理和保护人群的措施	154
9.4 基于 2 级安全概率性研究的安全审查	155
9.5 小结	156
问题 12 对严重事故中安全壳稳固性的研究	157
第 10 章 结论: 控制压水堆系统中事故工况的一些方法	159
10.1 对于复杂系统内相互作用以及内部反馈作用的分析	159
10.2 考虑安全的主要论题: 功率的疏散	160
10.3 经验反馈和周期性安全复查的重要性	162
10.4 经验反馈的教训: 事故的发生有技术、人为以及组织层面上的原因	163
10.5 对意外变故做好准备	163

10.6 为管理重大事故以及放射性泄漏做准备	164
10.7 将来设施设计的变化会纳入这些教训	164
10.8 是否需要更多的安全?	165
附录 A0 热工水力学系统补充	166
附录 A1 确定性和概率性安全分析	177
附录 A2 切尔诺贝利与福岛事故	186
附录 A3 核安全: 人为与组织因素	196
附录 A4 EPR 压水堆针对核安全设计的特殊性	204
附录 A5 零维模型介绍: 反应堆平衡方程及 1300 MWe 压水堆数据	213
主要物理量和缩略语汇编	226
主要参考文献	230

第 1 章 物理和安全性：事故类型的简介

对人类和环境而言，核设施存在着放射性产物和电离性放射源不可控扩散的潜在威胁。除了存在大量放射性物质外，核反应堆的危险性来自于链式反应的机制，这一方面导致了正常运行状态下的高功率密度，另一方面导致了链式反应停止后的非零热功率。

本章中我们尝试简要介绍核反应堆这个特殊锅炉的基础物理知识和运行状态，旨在让读者领会危险性的本质，明白大部分事故瞬态及其控制原理。

1.1 三道屏障的风险，安全功能的基本概念

反应堆堆芯中的放射性产物一方面来自裂变，另一方面来自二氧化铀 (UO₂) 芯块中的铀的同位素俘获中子后形成的锕系元素。在一个换料周期里，这些产物逐渐积累，它们的放射性也随之增加，直至在周期末期达到 10¹⁹ Bq (贝可勒尔)。核电站的放射性集中分布在如图 1.1 所示的区域。

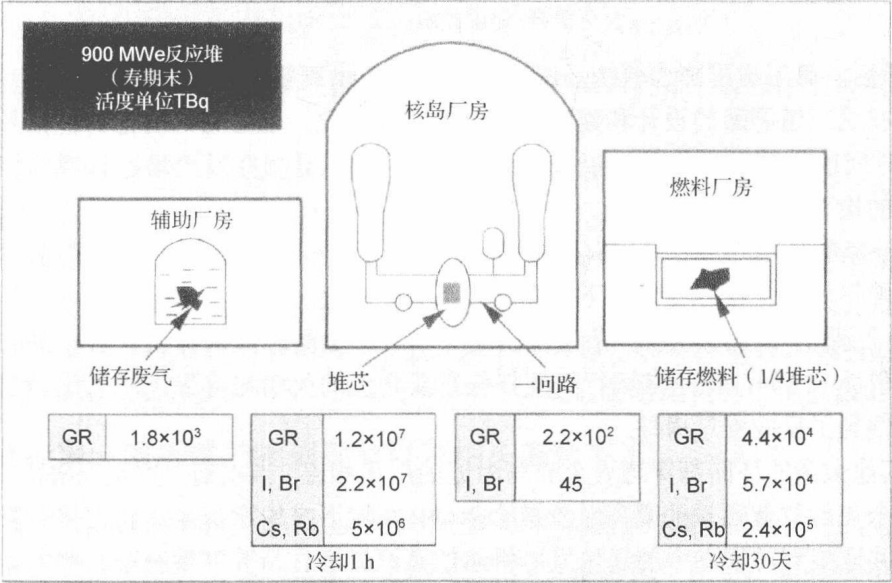


图 1.1 压水堆核电站放射性产物活度分布(单位 TBq)-稀有气体 (GR)，卤族 (I 和 Br) 以及碱金属 (Cs, Rb)

资料来源：IRSN

在反应堆运行中，也能在一回路的流体中发现放射性产物，它们来自：

(1) 易溶或易挥发的裂变产物穿透燃料包壳，发生迁移。在运行过程中，燃料包壳本身存在的密封性缺陷或者微小裂纹会开裂，导致易溶和易挥发裂变产物穿透包壳进入一回路流体。这些裂变产物可分为两类：一类为固态放射性核素 (Cs, Cr 和 Rb)，另一类为稀有气

体和气态碘。在正常运行时，这些放射性物质的活度是相当低的，但是当出现运行事故时，可能的泄漏却会带来潜在的威胁。

(2) 溶解了硼酸的冷却剂中的个别原子被射线激活后的产物(如来自氧的放射性，氮同位素^①，冷却剂中的硼酸的硼-10 俘获中子后也会生成氚)。

(3) 腐蚀产物的活化。例如，结构材料表面的氧化膜俘获中子后会生成钴-60，无论是溶解或是释放不可溶的微小颗粒都会污染一回路水。这类产物是大部分一回路流体放射性污染的主要来源。为了确保工作人员的安全，在停堆期间必须对其进行严格控制。

最后，一方面为了处理运行期间产生的放射性废水，另一方面为了储存乏燃料和消除其放射性而在核电站厂房中建设的燃料水池和储存容器也具有放射性，它们位于和反应堆不同的建筑物中。但在接下来的介绍中，不再提及这类放射性。

1.1.1 三道屏障工作原理

从根本上说，通过把大量的放射性物质阻隔在核反应堆内以达到保护环境的做法是合理的。在压水堆中，为了达到这个目标，在燃料中放射性物质和自然环境之间设置了三道连续的屏障：

(1) 第一道屏障为燃料包壳，由环绕二氧化铀芯块的锆合金管组成；

(2) 第二道屏障为反应堆一回路承压边界，由钢组成(压力容器，蒸汽发生器子管道等)；

(3) 最后，第三道屏障为包围反应堆的安全壳，由钢筋混凝土组成。

尽管在这三道屏障的设计和建造上都十分细致谨慎，但是它们的密封性依然是不完美的。随着时间的推移，它们的性能会逐渐降低。因此，需要在反应堆运行或者停堆期间接受周期性的检查。

需要注意的是，这三道屏障都存在一些虽各不相同但却影响它们性能的薄弱之处(图 1.2)。仅在反应堆厂房里，就存在着以下薄弱之处^②：

(1) 一回路的承压边界似乎是包含在反应堆厂房里面，但事实上它有一些分支延伸到辅助厂房里面。比如，在正常运行期间担任重要角色的化学与容积控制系统(RCV)连通一回路并延伸到了反应堆厂房外。

(2) 其他大量的环路都穿透安全壳与附近的厂房相连。当收到“安全壳隔离”信号时，在穿透安全壳的位置预设的隔离装置就会启动。在接下来的章节中，我们将会看到穿过反应堆厂房并连接到常规岛中的涡轮发电机组的蒸汽管道在特殊的情况下，例如蒸汽发生器子管道破裂事故(第 6 章)，会使安全壳的隔离性能失效。

(3) 在停堆状态下，由于进入需要，一回路(维修入口的打开，压力容器顶盖的敞开)以及安全壳可能会被打开。

(4) 最后，对三里岛事故(第 7 章)的后期研究表明，如果没有专门应对重大事故的防

① 氮-16 和氮-17 的存在使得运行期间进入反应堆厂房是不被允许的；相反，当反应堆冷停堆时，它们都会完全消失，因为它们的半衰期很短(<10s)。

② 出于篇幅的选择，我们不深入讨论反应堆厂房之外的燃料水池和储存容器对三道屏障限度的影响。

护设施，第一道屏障的丧失可能会导致第三道屏障的丧失^①，这既可能是由燃料包壳氧化生成氢气发生爆炸造成的，也可能是由堆芯熔融物熔穿压力容器后再熔穿地基水泥层造成的。因此，保证不同屏障之间相互独立是非常重要的。

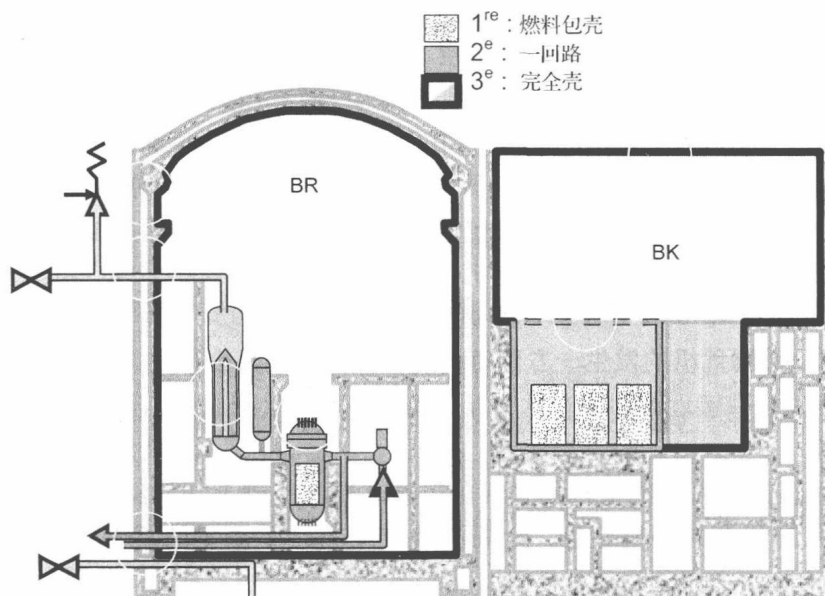


图 1.2 三道屏障的短板(圆圈位置)

第二道和第三道屏障的力学性能必须符合一定的压力标准，这些标准参照理论计算推定：

- (1) 一回路由：事件压力计算值(172 bar^②)和事故压力计算值(206 bar)；
- (2) 安全壳：事故状态下，压力计算值为 5 bar。

燃料包壳作为最前端的屏蔽层，起着决定性作用。它的密封性可通过测量某些可能少量迁移到一回路由流体的裂变产物的活度来进行实时监测。燃料包壳具有特殊的重要性，因为大量的物理现象都可能影响到它的完整性。为了应对每一种物理现象，我们制定了相应的安全标准，以确保包壳安全可靠。在第 1.1.2 节中，我们会对这些物理现象做简要的介绍。

1.1.2 危及第一道屏障的物理现象以及相关安全标准

我们将会看到，所有危及燃料包壳的物理现象都来源于热量。在远未达到包壳锆合金的熔化温度前这些物理现象就能发生。对于这些物理现象的更多细节，读者可以参考 EDP Sciences 出版社出版的原子工程丛书中的 *Exploitation des coeurs REP*。

1.1.2.1 沸腾危机

堆芯上部的特定区域中与包壳接触的冷却剂可能会达到饱和温度^③。于是，在包壳表面

① 该事故并没有观察到第三道屏障的丧失，但是后期分析表明存在这样的风险。

② 1bar=10⁵Pa。

③ 处于上部的堆芯前 1/3 部分，温度最高的燃料棒位置。

就会出现蒸汽气泡, 出现泡核沸腾现象. 这种状态下冷却剂与包壳的热交换快速高效, 属于潜热传递中的对流现象^①.

不幸的是, 这个现象很不稳定: 局部热流增大或冷却剂热工水力条件的改变, 都可能导致偏离泡核沸腾现象 (departure from nucleate boiling, DNB) 的发生, 从而导致传热率急剧下降. 我们称在燃料包壳表面形成了一层连续的蒸汽薄膜层的膜态沸腾状态为沸腾危机. 这个薄膜层起到隔离热量的作用, 从而导致燃料包壳和冷却剂之间传热率急剧下降. 这时, 燃料产生的大量热流不能被传输到冷却剂中, 导致燃料包壳温度和冷却剂温差增大. 由于冷却剂处于饱和状态, 温度不再变化, 于是包壳的温度就会发生大幅度的上升.

例如, 对于 1300 MWe 电功率的核电站, 我们可以在实际运行中通过估计两个物理量的值来估算膜态沸腾效应造成的沸腾危机.

(1) 临界热流量 Φ_c , 大于该值时膜态沸腾现象出现. 它的值与局部一回路流体的热工水力学参数有关. 沸腾危机的发生一方面可由局部热流量的过大以致超过临界值, 另一方面也可由热工水力条件接近饱和状态时临界热流量降低, 从而造成一回路流体温度上升或一回路压强降低.

为了估计临界热流量的值, 通常要在实验结果的基础上加以经验性修正, 且每一个值都有适用范围和全局不确定度. 全局不确定度结合了测量的不确定度和统计的不确定度^②.

(2) 临界热流量比 RFTC, 或称 DNBR (DNB 比率), 定义为

$$\text{RFTC} = \frac{\Phi_c}{\Phi_1} = \frac{\text{临界热流量}}{\text{局部热流量}}$$

出于安全性能的要求, 无论在正常运行还是在事故状态下, 局部热流量都需要小于临界流量, 也就是说 RFTC 总大于 1. 临界热流量的估算值因为不确定性的存在而变得不可靠. 因此, 为了确保在 95% 的可信度内堆芯没有发生沸腾危机, 在实际操作中都预留了一定的安全裕度, 也就是新的安全标准为

$$\text{RFTC} > 1.17 \quad (\text{根据 WRB1}^{\text{③}} \text{修正标准})$$

在严重事故中, 沸腾危机不可避免, 仅仅允许有几个百分比的燃料棒处于膜态沸腾状态.

需要注意到在堆芯裸露事故中, 燃料棒可能处于不被冷却剂浸没的状态, 这会导致因发热壁烧干而造成的沸腾危机, 危机的诱发原因与之前不一样, 但是有着相同的后果 (图 1.3).

1.1.2.2 燃料包壳的氧化和脆化

燃料包壳的氧化既可能是由膜态沸腾所导致, 也可能由堆芯裸露所导致. 燃料包壳中的锆金属和水反应生成氧化锆和氢气. 生成的氧化锆会使燃料包壳发生脆化. 反应式如下:

① 事实上, 表面上形成的气泡在脱离层流边界层后发生冷凝收缩, 在湍流层中心的冷却剂仍处于亚饱和状态. 因此, 潜热以气泡移动的形式进行高效的运输.

② 对于 EDF (法国国家电力公司) 的压水堆, 我们主要使用西屋公司提出的 W3 和 WRB1 修正标准.

③ 这条修正标准囊括这里所研究事故的最重要部分, 在其他事故中, 我们可以使用其他修正标准 (例如, 在 100 bar 压力下的 W3 标准). 新安全准则中的数值与燃料组件的类型和所选的修正标准有关.

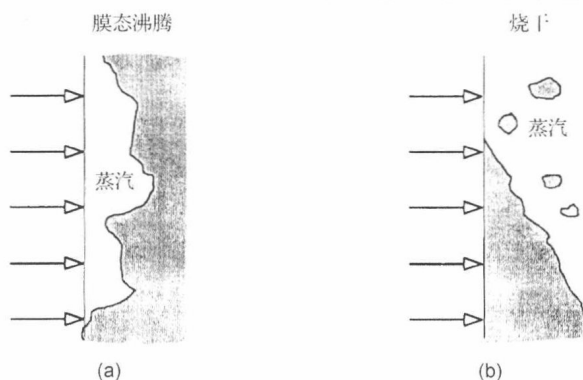


图 1.3 膜态沸腾和燃料棒烧干



这个反应是放热反应，在热力学上有利于反应的继续进行。因此，热量起着正反馈的作用：生成的热量有利于加快反应（变化趋势随着反应介质的温度呈指数增长）。当包壳温度大约大于 1200°C 时，锆有进行剧烈反应的风险。由于在局部地方这个反应产生的热功率可能会超过剩余功率，所以这个正反馈效应增加了反应堆的不稳定性，严重威胁着反应堆的安全。

为了保证堆芯的持续冷却，根据瞬态进程的速度对燃料包壳制定了相应的安全标准：

(1) 对于慢性瞬态进程（燃料包壳在几分钟内烧干），燃料包壳的温度必须保持严格小于 1204°C (2200°F)；

(2) 对于快速瞬态进程（燃料包壳在少于几秒之内快速烧干），燃料包壳能够承受更高的温度，但是极限为 1482°C (2700°F)。

另外，还要求氧化层的厚度最大不能超过包壳总厚度的 17%，并且生成的氢气的量不能超过极限值，这是因为累积的氢气如果和氧气发生反应会带来严重的后果。

1.1.2.3 燃料棒的断裂

在功率骤升的事故^①中，尽管有中子负反馈效应作用，核功率依然会出现峰值，这很可能会导致燃料棒断裂。

燃料棒断裂有两种形式：保持几何形状不变的简单断裂和碎片化断裂。碎片化断裂会导致第一道屏障完全丧失，燃料和水之间的接触面积显著增大，引发堆芯冷却剂瞬间汽化，引发压力容器蒸汽爆炸。控制燃料棒断裂形式的关键参数是燃料棒的功率（图 1.4）。为了避免燃料棒发生碎片化断裂，根据美国试验制定了一些经验性标准。

(1) 在最热点：

① UO_2 放出能量 $< 200 \text{ cal/g}$ (836 kJ/kg)；

② 熔化的 UO_2 体积分数 $< 10\%$ ；

③ 燃料包壳温度 $< 1482^\circ\text{C}$ 。

(2) 在堆芯整体上：处于膜态沸腾状态的燃料棒必须小于总数的 10%。

① 例如，控制棒弹跳事故，将在第 2.2.1 节中讨论。

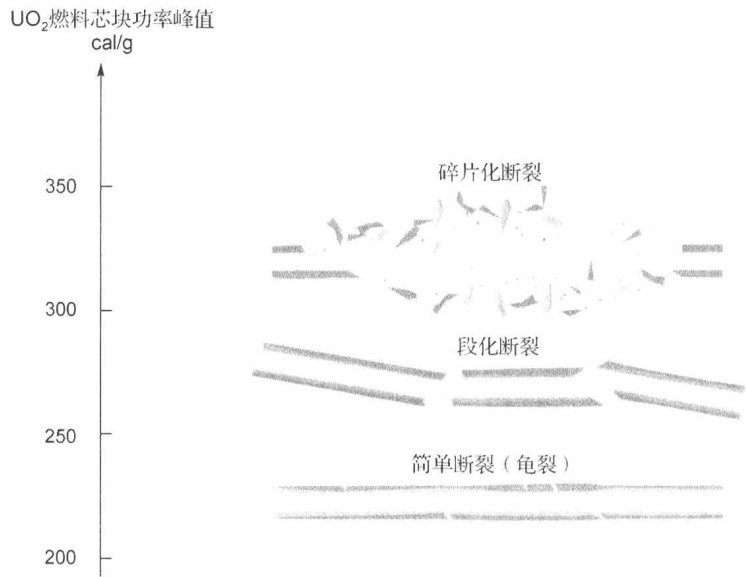


图 1.4 燃料放出的能量与性能的关系
资料来源: *Exploitation des coeurs*, EDP Sciences

1.1.2.4 燃料芯块的熔化

为了避免在正常运行和事故状态下的燃料熔化，燃料芯块中心的最高温度不能超过 2590℃. 这个数值对应 UO₂ 的熔化温度，具体数值会因辐照等不确定性因素的作用而减小.

燃料芯块中心的温度取决于燃料局部的线功率. 当局部线功率低于 590 W/cm 时，燃料最高温度不会超过 2590℃. 安全标准就是根据线功率或者直接根据芯块最高温度来制定. 另外，对于会出现堆芯裸露的假设性事故，要求堆芯保持持续冷却状态且熔化的燃料体积低于 10%.

1.1.2.5 燃料包壳和芯块的相互作用

从热力学性质考虑，燃料包壳和芯块的相互作用 (IPG) 对第一道屏障也造成了威胁. 在中子辐照和压力的作用下，UO₂ 芯块和燃料包壳都会发生变形，从而改变了 UO₂ 芯块和燃料包壳间隙的厚度.

燃料在经过收缩、密度增大的短暂阶段^①后，在一个换料周期内会发生相反的肿胀效应. 气态和固态裂变产物的累积导致了芯块直径的增长. 另外，由于燃料芯块内部巨大的温度梯度和不均匀热流，芯块还会发生开裂. 至于燃料包壳，则会由于一回路流体的压强大于包壳内壁的压强而产生收缩蠕变^②.

随着辐照的进行，燃料的肿胀以及包壳的收缩蠕变会导致芯块和包壳之间的间隙逐渐缩小直至闭合. 于是，初始处于受压状态的燃料包壳逐渐变为受拉状态. 拉应力随着发热功率的增大而增大^③，包壳会出现裂纹甚至断裂，最后影响到第一道屏障的完整性.

① 燃料的初始使用阶段，烧结过的燃料的微小气孔的消除使得 UO₂ 芯块的直径变小.
② 加上由裂变产物 (特别是碘) 造成的内部腐蚀和冷却剂造成的外部腐蚀.
③ 燃料芯块的膨胀程度比燃料包壳的膨胀程度更大.

这个热力学耦合现象限制了反应堆运行的灵活性。为预防这种事故的发生，对以下三个方面提出限制：

- (1) 反应堆运行的类型(跟随电网或者基态运行)；
- (2) 半功率运行时间；
- (3) 升功率的速度。

出于监视和防护的需要，要特别地跟踪局部线功率的递增情况。警告信号和反应堆自动停堆(AAR)信号的阈值就取决于线功率的值。

1.1.2.6 结论

为了确保燃料包壳的完整性，对每一种可能存在的风险都定义了一个或几个特征参数，并根据参数定义了相应的量化分析安全性的标准^①。这些标准在所有的工况以及事故情况下都应该被严格遵守。

为了让第二、第三道屏障达到相同的目标，可以以相同的方式定义压力安全标准，遵守这些安全标准是确保安全性的重要基础。

1.1.3 三大安全性能的遵守与屏障的完整性

为了确保核反应堆的安全，需要遵守以下三个条件(安全性能)：

- (1) 控制链式反应，以保证反应堆不失去控制和避免发生热功率阶跃及其他极端事件；
- (2) 通过及时排出热量保证燃料在任何条件下都能得到及时冷却，包括在停堆状态；
- (3) 通过保证三道屏障的密封性封存放射性产物。

这三大安全性能定义了三大事故系列。我们将在接下来的章节中介绍这三大事故系列。这能帮助我们回忆中子物理、热工水力学以及反应堆系统防护方法的相关知识。为了获取更多信息，读者可以参考 EDP Sciences 出版社出版的原子工程丛书中的相关书籍。

1.2 影响安全性能的事故：控制反应性

一个可裂变核在吸收一个中子后能够发生裂变，同时放出裂变碎片、快中子以及大量的能量。这些放射出来的快中子在经过慢化作用后能够被其他可裂变核吸收，从而触发其他裂变反应：这就是链式反应的原理(图 1.5)。

为了研究核反应对中子数量随时间变化的情况，我们定义了一个特征物理量：中子增殖系数，记为 k 。这个量描述的是新一代中子数量和前一代中子数量的比值。由于在实际核反应堆运行中中子增殖系数接近于 1，通常定义一个更方便使用的物理量即反应性 ρ

$$\rho = \frac{k-1}{k}$$

^① 这些标准简单地通过计算来进行验算，并且相对于有放射性泄漏的事故研究的标准来说是保守的。具体计算方法参考附录 A1。