

中国实验快堆系列丛书

快堆安全分析

徐 铎 主编
张东辉 任丽霞 编著

中国原子能出版传媒有限公司

中国实验快堆系列丛书

快堆安全分析

徐 铎 主编

张东辉 任丽霞 编著

中国原子能出版传媒有限公司

图书在版编目(CIP)数据

快堆安全分析/张东辉,任丽霞编著. —北京:中国原子能出版
传媒有限公司,2011.4
(中国实验快堆系列丛书/徐铎主编)
ISBN 978-7-5022-5188-8

I. ①快… II. ①张… ②任… III. ①快堆—安全技术 IV. ①TL43

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2011)第 037074 号

内 容 简 介

本书以中国实验快堆为分析对象,比较全面深入地介绍了钠冷快堆的安全特性和安全分析知识。全书共分为 7 章,主要内容包括:钠冷快堆的安全特征、固有安全性及安全设施、典型事故分析、概率安全分析以及历史上所发生的钠冷快堆事故的回顾。

可供中国实验快堆运行人员作为基础知识培训使用,也可供快堆设计人员和大专院校有关专业的师生参考。

快堆安全分析

出版发行 中国原子能出版传媒有限公司(北京市海淀区阜成路 43 号 100048)
责任编辑 孙凤春
技术编辑 冯莲凤
责任印制 潘玉玲
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 787 mm×1092 mm 1/16
印 张 7.5 字 数 187 千字
版 次 2011 年 4 月第 1 版 2011 年 4 月第 1 次印刷
书 号 ISBN 978-7-5022-5188-8 定 价 30.00 元

网址:<http://www.aep.com.cn>

E-mail:atomep123@126.com

发行电话:010-68452845

版权所有 侵权必究

总 序

为了裂变核能的可持续应用,我国的基本战略是压水堆—快堆的匹配发展。快中子堆(简称快堆)是主要以平均中子能量比压水堆的热中子高百万倍的 $0.08\sim 0.1$ MeV 的快中子引起裂变链式反应的反应堆。快中子堆的主要特点是,快堆核电站运行时,新产生的易裂变核燃料钚多于消耗掉的钚,即增殖比大于 1,易裂变核燃料得到增殖,因此又称为快中子增殖反应堆。运行中真正消耗的是天然铀中不易裂变且天然丰度占 99.2% 以上的铀-238。快堆的乏燃料经后处理,钚返回堆内再烧,多余的钚则用于装载新的快堆。如此封闭并无限次循环则对铀资源的利用率可从单单发展压水堆的 1% 左右提高到 60%~70%。由于利用率的提高,更贫的铀矿也值得开采,这样世界可采铀资源将增千倍。

在热中子反应堆运行时,会产生长寿命次量锕系核素(MA),其产量约为所产工业钚的 1/10。锕系核素需要衰变三四百万年才能将其放射性毒性降到天然铀的水平。但这些核素在快中子场中可以裂变成一般裂变产物,因此,可用快中子焚烧堆将它们裂变掉,获得裂变能,达到变害为利,减少地质贮存的环境风险。

世界上快堆技术的发展已超过半个世纪,发展增殖快堆最适合的冷却剂是液态金属钠,这是所有快堆国家审慎选择的结果。

钠冷快堆是当前唯一现实的增殖堆,在闭式核燃料循环的支持下,可使我国核能实现长期可持续地安全供应。

钠冷快堆在我国是全新的核电工程。前核工业部 20 世纪 60 年代中后期开始组织钠冷快堆技术的基础研究,1986 年快堆技术发展纳入国家“八六三”高技术计划后,1988—1993 年进行了以实验快堆为目标的应用基础研究,1992 年 3 月国务院批准了建造 65 MW 热功率 20 MW 电功率实验快堆的目标,该堆于 2000 年开始建造。

在核工业研究生部的组织下,我们聘请了从事中国实验快堆设计及有丰富专业知识和经验的各专业专家编写了这部中国实验快堆系列丛书,包括如下 14 篇:

- 1 快堆概论
- 2 快堆物理基础
- 3 快堆热工流体力学

- 4 快堆本体及燃料操作系统
- 5 快堆主热传输系统及辅助系统
- 6 钠工艺基础
- 7 快堆蒸汽动力转换系统
- 8 快堆控制与保护
- 9 快堆电气系统与设备
- 10 快堆辐射防护
- 11 快堆材料
- 12 快堆通用机械设备
- 13 快堆安全分析
- 14 快堆运行

各篇编者多从本专业物理原理、尤其是从钠冷快堆独有的特征出发,结合中国实验快堆的设计成果深入浅出地编写成册,因此既适于大学本科毕业的主控室操纵人员培训也适于快堆高级管理人员学习快堆知识,也可供一般操作人员培训参考。

我国快堆工程分三步发展,各阶段目标具有主要技术选择的一致性。本丛书针对性强,因此对新参与我国后续的示范快堆和大型高增殖快堆的设计者们也是一种实用的入门教材。

这是我国钠冷快堆首部运行操作人员的培训丛书,由于经验不足,疏漏和错误在所难免,敬请各位专家、使用者们不吝指正。

徐 纯

2011年1月3日

前 言

安全,是核能发展的必不可少的基础,对于核设施来讲是一个永恒的话题。作为第四代核能系统的快堆,更是大幅提高了安全要求,以适应未来发展的需要。我国的核能发展战略是“压水堆、快堆、聚变堆”三步走,快堆是其中承上启下的重要环节,是我国核能大规模可持续发展的关键。中国实验快堆是国家“八六三”计划能源领域的重大项目,是我国的第一座快堆,本书即以该堆为参考,系统性地讲述快堆的安全特点和典型事故下的行为。

由于快堆在中子物理、冷却剂、系统特性等诸多方面与压水堆等热中子堆均不同,遇到的安全问题也有许多自身的特点。如燃料组件堵流问题、钠火、钠水反应等,都是快堆特有的安全问题;在导致堆芯大规模损伤的严重事故上,快堆所表现出的事故序列和事故后果也有很大的不同。对以上安全问题,伴随着快堆技术的发展,在世界范围内进行了大量的实验和理论研究,本书对此进行了比较系统的总结和描述。从研究的方法论上分为确定论方法和概率论方法。本书也试图将有关概念进行相关阐述,以飨读者。

本书共分为7章,包括反应堆安全的基本概念和原则、固有安全特性和安全设施、停堆保护的事故分析、失去停堆保护的事故分析、堵流和钠火的局部事故、概率安全评价、快堆事故的历史回顾等几个方面,涵盖了快堆的主要安全问题。

总的来说,作为核能发展高级阶段的快堆,其发展还刚刚开始,公众和业内人士对此均知者寥寥。为普及快堆的相关知识,我们编制了此套丛书,基本涵盖了快堆的各个方面。本书可作为大学本科、工程技术人员、管理人员和快堆运行人员的培训用教材,有大学理工科教育背景即可阅读。由于编者水平有限,疏漏之处在所难免,欢迎广大读者批评指正!

编 者

2011年2月

目 录

第 1 章 绪论	(1)
1.1 核反应堆安全的概念	(1)
1.2 核反应堆的安全特征	(2)
1.2.1 堆芯特征	(2)
1.2.2 实体屏障	(3)
1.2.3 纵深防御	(5)
1.2.4 反应堆安全设计原则	(6)
1.3 核反应堆事故分类和安全分析的任务	(6)
1.3.1 核反应堆运行工况和事故的分类	(6)
1.3.2 安全分析的任务	(8)
1.4 事故分析简介	(11)
1.4.1 风险及事故分析方法	(11)
1.4.2 LWR 系统和 FBR 系统之间的安全差别	(12)
第 2 章 固有安全性及安全设施	(14)
2.1 钠冷快堆的固有安全性	(14)
2.1.1 放射性包容边界	(14)
2.1.2 冷却剂压力	(15)
2.1.3 反应性系数	(15)
2.1.4 缺点	(16)
2.2 反应性控制	(16)
2.3 反应堆保护系统	(18)
2.3.1 保护系统的设计原则	(18)
2.3.2 保护参数及其动作方式	(19)
2.4 专设安全设施	(20)
2.4.1 可居留系统	(20)
2.4.2 事故余热排出系统	(21)
2.4.3 安全壳系统	(23)
2.4.4 反应堆容器超压保护及紧急卸压系统	(23)
2.4.5 反应堆保护容器	(24)
2.4.6 蒸汽发生器事故保护系统	(26)
2.4.7 虹吸破坏装置	(27)
第 3 章 有保护瞬态	(28)
3.1 反应性引入事故	(29)
3.1.1 反应堆启动事故	(30)

3.1.2	额定功率下控制棒失控提升	(33)
3.1.3	冷钠事故	(35)
3.2	失流事故	(37)
3.2.1	全厂断电事故	(37)
3.2.2	一回路主泵卡轴事故	(39)
3.2.3	一回路主管道断裂事故	(42)
3.3	失热阱事故	(46)
3.3.1	给水流量降低	(46)
3.3.2	主蒸汽管道断裂	(50)
第 4 章	无保护瞬态	(57)
4.1	无保护超功率瞬态	(57)
4.2	无保护失流	(59)
第 5 章	局部事故	(63)
5.1	钠泄漏及钠火	(63)
5.1.1	钠火后果	(64)
5.1.2	CEFR 的钠火事故	(65)
5.2	钠水反应事故	(73)
5.3	堵流	(80)
5.3.1	堵流的成因	(81)
5.3.2	燃料组件堵流事故的监测及保护措施	(81)
5.3.3	破损探测系统探测限的要求	(82)
5.3.4	堵流的热工流体力学特性分析	(82)
5.3.5	CEFR 组件堵流的热工流体力学计算	(83)
5.3.6	结论	(86)
5.3.7	一盒组件瞬时全堵	(86)
5.4	燃料操作事故	(87)
5.4.1	高功率燃料组件误提到转运室	(87)
5.4.2	在转运运输线上悬挂燃料组件的转运机构损坏	(87)
5.4.3	提升机损坏	(88)
5.4.4	换料时燃料组件落入堆内	(88)
5.4.5	当燃料组件未彻底安放好或未从堆芯全部提出时旋塞转动	(88)
5.4.6	乏燃料组件或新燃料组件尚未完全放在转换桶插座中时转换桶转动	(88)
5.4.7	保存水池泄漏	(88)
5.4.8	燃料组件落入清洗池中	(89)
5.4.9	燃料组件落入保存水池中	(89)
5.5	放射性气体释放事故	(90)
5.5.1	反应堆一回路覆盖气体系统泄漏	(90)
5.5.2	反应堆一次氩气衰变罐泄漏	(91)

第 6 章 概率安全评价	(94)
6.1 引言	(94)
6.2 可靠性特征量	(94)
6.2.1 工作时间	(94)
6.2.2 可靠度	(95)
6.2.3 失效率	(95)
6.2.4 系统或部件的寿命特征	(96)
6.3 框图法	(96)
6.3.1 串联系统	(96)
6.3.2 并联系统	(97)
6.3.3 n 取 k 系统	(98)
6.4 故障树分析方法	(98)
6.4.1 故障树的建造	(99)
6.5 事件树分析方法	(100)
6.6 核反应堆概率安全评价	(101)
6.6.1 风险评价的基本方法	(102)
6.6.2 PRA 研究结果	(103)
第 7 章 快堆事故回顾	(105)
7.1 日本原型快堆文殊堆中的钠泄漏经验	(105)
7.2 法国 SPX 的异常事件	(106)
7.2.1 几重包容屏障同时打开	(106)
7.2.2 钠泄漏入中间存储容器和外桶的空隙中	(107)
参考文献	(109)

第1章 绪论

能源的生产和消费是人类社会发展的重要标志之一,人们享受的现代文明离不开能源的大量生产和广泛应用。一直到18世纪,人力和畜力一直是生产用到的主要手段,因而生产力进步缓慢。19世纪以后,化石能源的大量应用保证了工业革命对能源的需求,生产力得到了快速的发展。

在20世纪30年代,人类观测到了核裂变,并弄清了两件十分重要的事情:第一,铀核发生裂变时会放出大量的能量;第二,一个中子就可以使铀核发生裂变,并且在裂变后通常会放出两到三个新的中子。这些预示着能够持续产生大量能量的链式反应的可能性,并向人类展示了这样的一种前景:核能可能是一种丰富、清洁和相对不是很贵的新型能源,其大规模应用或许能够帮助弥补迅速枯竭的化石燃料。实际上,核能对缓解温室效应在内的环境压力也同时做出了非常大的贡献。

1942年12月2日,由费米领导的研究小组在芝加哥大学的CP-1装置上首次实现了可控的裂变链式反应,自此之后,人类开始掌握了核能和平利用的手段。与其他工业设施相比,反应堆的风险主要来自放射性的不可控释放,而核安全的基本目的便是要防止这种不可控释放。在核能的发展过程中,由于人们对反应堆可能的放射性危害后果有着清醒的认识,所以逐渐发展起了一整套的规则和方法(如厂址选择、多重屏障、纵深防御、许可证制度等),使得公众所受风险尽量低。几十年的运行历史表明,这些规则和方法是有效的,反应堆的运行是可靠和安全的。但是,虽然整体的情况是好的,却依然发生了如切尔诺贝利事故、三哩岛(TMI)事故等一些影响巨大的事件,这说明如何防止大规模灾难性事故的发生,对核安全而言依旧任重而道远。

就目前而言,一方面,由于对核反应堆的安全要求不断提高,需要对越来越多的事故进行设防,使得现有反应堆的结构、设计越来越复杂;另一方面,能源及政治形势也迫使新的堆型不断出现,如符合新一代核电站用户要求文件(URD)的先进反应堆以及将来的第四代核电站^[1],这都对核安全课题不断提出新的要求。

从另一个角度说,安全和效益以及整个核事业的发展是同步的。在美国马里兰州拥有3座反应堆的星座能源集团发言人Karl Neddenien说过:“我们每天24小时都在考虑安全。如果国家有1座反应堆熔堆,我们将失去整个团队。”

有鉴于此,核安全在国际上越来越受到重视,有关核安全的各项工作也越来越广泛而深入。国际原子能机构(IAEA)在1996年6月起草的《中期战略草案》中,明确将技术(提高核技术以持续满足成员国的利益和需求)、安全(建立世界范围内全面而有效的核安全文化)和核査(向国际社会确保和平利用核材料)作为今后活动的“三大支柱”。

1.1 核反应堆安全的概念

由于核反应堆的特殊性:在运行过程中会产生相当数量的放射性物质,且其中某些产物

的半衰期相当长,在其发生事故时影响的不仅仅是反应堆本身,而且会影响到周围乃至更大范围的人员及环境,所以各国都公布了专门的法律,建立专门的管理机构来对其进行管理、监督和规范。核反应堆从建设、投入运行直到退役的各项工作都要置于国家的监督之下,要经过一系列的审查与许可。例如,营运单位要取得建造许可证,就必须向国家核安全局呈报初步安全分析报告、质量保证大纲,向环保局呈报环境影响评价报告等资料;当工程大部完工,反应堆装料之前,营运单位应提交最终安全分析报告,经审查通过及领到装料许可证后,方可装料临界。

由于核事故影响范围大,有时甚至会超出国界,所以对核反应堆的安全审查是件极其严肃的工作。核反应堆安全性的含义是指对工作人员和周围公众的健康与安全有切实可靠的保证,即应做到以下两点:

1) 在正常运行工况下,反应堆的放射性辐射以及产生的放射性废物对工作人员和周围居民的辐照剂量水平,应小于规范规定的允许水平;

2) 在事故工况下,不论是由内部原因引起的(如系统或设备故障),或者是由外部原因引起的(如地震),反应堆的保护系统及其他相关安全设施必须能及时投入工作,确保堆芯安全、限制事故发展、防止过量的放射性物质泄漏到周围环境中去。

通常,反应堆的安全必须保证三个方面:① 安全停堆。要保证反应堆在各种工况下可靠停闭,终止链式裂变反应;② 余热导出。尤其对于大功率反应堆,反应堆停堆之后还有大量的衰变热产生(见 1.2.1.2 节),必须有可靠的手段导出堆内余热,防止反应堆烧毁;③ 放射性包容。在事故工况下,会有一部分放射性释放出来,这要求要按照纵深防御的原则提供充分的包容手段,把放射性物质滞留在核电厂内,不要(或尽量少)释放到环境中去。

1.2 核反应堆的安全特征

核反应堆生成的放射性产物大部分留在了燃料元件内。为了阻止积累在燃料元件内的大量放射性裂变产物释放到周围环境中,通常的设计是提供多道实体屏障来实现放射性物质与环境间的隔离,同时强调多层次的防御。

1.2.1 堆芯特征

1.2.1.1 强放射性

与一般工业装置相比,核反应堆的危险性在于核裂变过程中除了释放巨大的能量以外,还伴随着大量放射性物质的生成。一般说,在平衡态末期反应堆每瓦热功率所相应的裂变产物的放射性约为 3.7×10^{10} Bq。在裂变产物中,有容易从燃料芯块中溢出的惰性气体(如氦、氡),也有易挥发的卤族同位素(如碘),这些元素在堆内的放射性活度积累情况如表 1-1 所示。

一座电功率 100 万千瓦的反应堆,其裂变产物的放射性活度将高达 10^{20} Bq。但是,98% 以上的裂变产物可以保留在燃料陶瓷芯块内,只有不到 2% 的氦、氡和碘等扩散到燃料芯块和元件包壳之间的间隙内。

表 1-1 每瓦反应堆功率产生的堆内放射性活度(平衡态末期)¹⁾

同位素	半衰期	堆内放射性活度累积量/Bq
^{83m} Kr	1.86 h	1.51×10^8
^{85m} Kr	4.4 h	4.74×10^8
⁸⁵ Kr	10.76 a	9.58×10^6
⁸⁷ Kr	76 min	8.51×10^6
⁸⁸ Kr	2.8 h	1.17×10^9
^{131m} Xe	11.9 d	7.33×10^6
^{133m} Xe	52.6 h	5.07×10^7
¹³³ Xe	5.31 d	2.05×10^9
^{135m} Xe	15.61 min	5.70×10^8
¹³⁵ Xe	9.14 h	1.95×10^9
¹³¹ I	8.05 d	9.29×10^8
¹³² I	2.4 h	1.41×10^9
¹³³ I	20.8 h	2.08×10^9
¹³⁴ I	52.5 h	2.43×10^9
¹³⁵ I	6.68 h	1.89×10^9

1) 运行 22 000 h

1.2.1.2 衰变热

反应堆停堆后,虽然堆芯内的链式裂变反应终止了,但裂变产物由于衰变还在放出 β 和 γ 射线,射线与周围物质作用转化为热能,这就是衰变热。

衰变热的定量计算由 Wigner-Way 公式给出:

$$P_d(t) = 0.062 \, 2P_0[t^{-0.2} - (t_0 + t)^{-0.2}] \tag{1-1}$$

式中: $P_d(t)$ ——衰变功率;

P_0 ——停堆前的反应堆功率;

t_0 ——停堆前反应堆运行时间,s;

t ——停堆后的时间,s。

如果一座核反应堆已经在满功率下运行了 360 天,则由公式 1-1 可以得到如图 1-1 所示的曲线。从图中可以看出,即使在停堆后几个小时,衰变热的功率仍有额定功率的 1%。如果不提供适当的冷却,衰变热将引起堆内燃料元件的过热和燃料元件包壳的破损,导致放射性裂变产物的释放。

1.2.2 实体屏障

为了阻止放射性物质的向外扩散,核反应

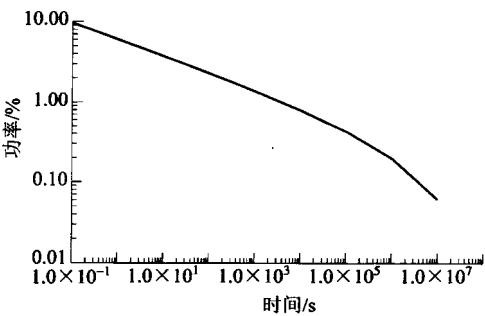


图 1-1 停堆后衰变热变化曲线

堆结构设计的非常重要的安全基石之一,是在放射源与人之间,即放射性裂变产物与人所处的环境之间,设置多道屏障,力求最大限度地包容放射性物质,尽可能减少放射性物质向周围环境的释放量。其中最为重要的是以下几道屏障。

第一道屏障是燃料元件包壳。快堆一般采用高浓 MOX($\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ 的混合物)或二氧化铀,并将其烧结成圆柱形芯块,沿轴向装入不锈钢包壳内。包壳使燃料棒保持结构上的完整性,并把燃料和冷却剂隔离开来,因而可以避免裂变产物进入一次冷却剂。典型的包壳管外径为 6~8 mm。燃料芯块的直径加工成稍小于包壳管的内径,所以燃料芯块和包壳之间有一个初始的间隙。

快堆的燃料棒与压水堆的燃料棒相比,其轴向结构是完全不同的。对快堆而言燃料棒易裂变区域的长度占整个长度的 1/3,而压水堆的易裂变区要占到总长的 80% 以上。典型的快堆燃料棒如图 1-2 所示。

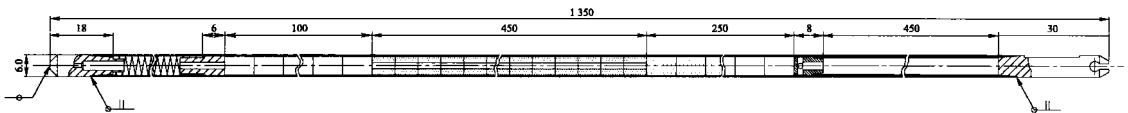


图 1-2 CEFR 燃料棒结构示意图

在中子的轰击下,重核裂变后产生的裂变产物有固态的,也有气态的。其中的绝大部分被滞留在燃料芯块基体内,只有部分气态裂变产物扩散出芯块,进入芯块和包壳之间的间隙内。燃料元件包壳的工作条件是十分苛刻的,既要受到非常高的中子通量的辐照,又要受到热应力和机械应力的作用。在正常运行时,仅有极少的包壳由于有加工缺陷而可能导致破损,从而会有少量的裂变产物进入冷却剂。一般情况下,包壳破损率均限制在 0.1% 以下。根据美国的统计,正常运行时实际最大破损率为 0.06%。

第二道屏障是反应堆的一次冷却剂压力边界。压力边界的形式与反应堆类型、冷却剂特性以及其他设计考虑有关。对于典型的池式快堆,主要是指主容器,另外还包含一些贯穿件的密封。

为了确保第二道屏障的严密性和完整性,防止带有放射性的冷却剂漏出,除了在设计时要在结构强度上留有足够的裕量外,还必须对屏障的材料选择、制造和运行给以极大的注意。

第三道屏障是安全壳系统。对于大型快堆,由于要考虑在严重事故下释放的裂变产物较多,并承受一定的温度和压力,所以一般设计成可以承受压力的密闭的安全壳(Containment);对于小型快堆,由于事故时放射性物质的释放量小,且不会造成厂房内压力的明显升高,所以一般采用厂房与通风系统相结合的包容壳系统(Confinement)。为了防范钠火,通常在主厂房内部还设置有包容小室(Inner Cell),在有钠泄漏时将火灾范围限定在一定区域内,使之不致影响相邻房间的使用。安全壳系统将反应堆和冷却剂系统的主要设备都包容在内,当事故(如放射性钠的泄漏、地震等)发生时,能够阻止从一次边界逸出的裂变产物不可控地释放到环境中去,是确保厂址周围居民安全的最后一道物理防线。安全壳的另外一个重要功能是要防止外部事件对重要设备的破坏,如飞机坠落、冲击波等等。对安全壳一般有严格的密封要求,在设计压力下,典型的泄漏率为每昼夜不超过安全壳总容积的

0.1%。同时还要设计得可以定期进行泄漏检查,以便验证安全壳及其贯穿件的密封性。对包容壳的密封性要求相应低得多,但对通风和过滤的要求较高。

除了上述的三道实体屏障之外,每个核反应堆的周围都有一个公众隔离区,反应堆的厂址又远离居民中心。这样,就可以对释出的任何气载放射性提供大气扩散以及自然消散的途径,并在万一发生严重事故时提供疏散居民的时间。核反应堆附近的居民一般较少,易于疏散。

1.2.3 纵深防御

纵深防御(Defense in Depth)的概念所包含的内容十分丰富,一般说来有两个方面的理解:① 多道实体屏障,如上节提到的三道防御;② 多层次的防护。而第二种理解更是贯穿于反应堆的设计、运行和应急。纵深防御概念的示意图如图 1-3 所示。

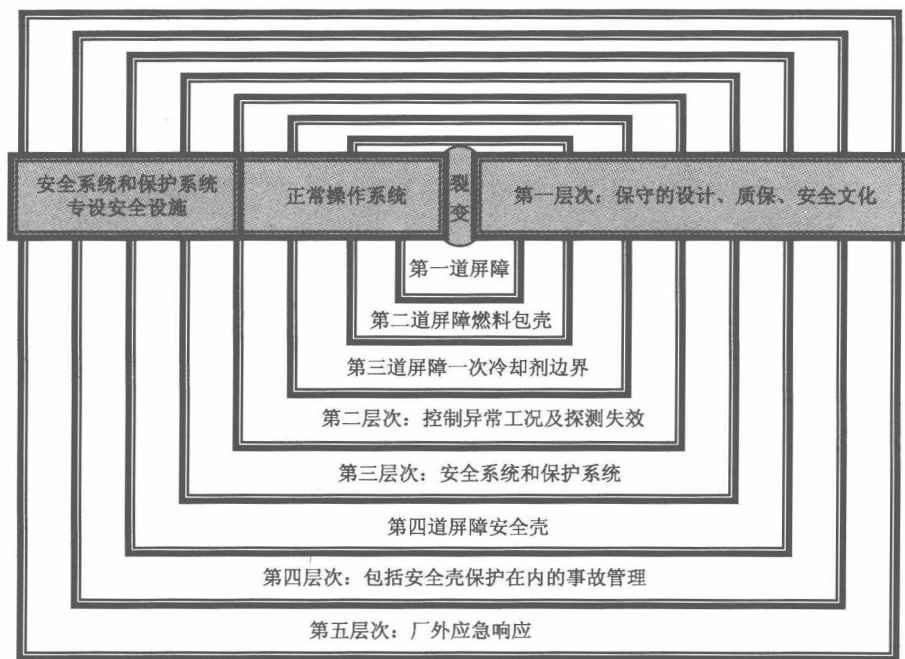


图 1-3 纵深防御的物理屏障和多层次防御关系示意图

第一层次的防御是阻止异常工况及失效的发生,通常通过保留较大的设计裕度,严格的质保以及强调核安全文化等来实现。要求反应堆的设计必须是稳妥和偏于安全的。为此,必须为其建立一整套的质量保证和安全标准。反应堆必须按照严格的质量标准、工程实践经验以及质量保证程序进行设计、制造、安装、调试、运行和维修。反应堆各系统、各设备不能出现不允许的偏差或故障。

第二层次的防御是控制异常工况及探测失效,要通过操纵员及调节系统的适当反应来实现。在发生偏离正常工况或设备失效的时候,要有手段能够及时地探测到,并能够对该偏离进行调整。

第三层次的防御是在设计基准之内的事故控制,通过紧急停堆系统以及专设安全设施的动作来实现。这是考虑到在反应堆的设计、建造和运行中即使采取了各种措施,仍有可能发生故障。因此,在设计中设置了必需的保护系统和专设安全设施,其功能是探测有碍安全的瞬变,并完成适当的保护动作。这些系统必须按保守的设计实践设计,必须留有足够的安全裕量并应配有重复探测、检查和控制的手段,各种仪表必须具有较高的可靠性。

第四层次的防御是控制严重事故工况,包括阻止事故的进一步发展。

最后一个层次的防御是缓解放射性后果,如执行厂内或厂外的应急计划等。

1.2.4 反应堆安全设计原则

为实现反应堆的安全,在设计时应遵循以下原则:

(1) 单一故障准则

安全级系统的设计要求遵循单一故障准则,该准则要求在发生单一设备或通道故障时不影响系统功能的实现。一般情况下,要求系统进行冗余设计,即设置两套以上功能相同的系统,并进行实体隔离,在其中一套故障时,另一套照样可以发挥作用。

(2) 故障安全

本准则要求在设备或系统失效时,后续触发的动作要能将反应堆导向安全状态。一个例子就是控制棒驱动机构,在发生全厂断电时,能够自动落棒停闭反应堆。

(3) 对共因故障的不敏感性

本原则要求在安全级系统设计时,对执行同一功能的设备或系统采用不同的设计,以降低共因故障。

以上要求不是安全设计的全部,但是必须要遵守的基本原则。

1.3 核反应堆事故分类和安全分析的任务

1.3.1 核反应堆运行工况和事故的分类

尽管纵深防御的方法为所有反应堆的安全研究提供了基本原理,但为了使整个系统达到所期望的安全裕度,反应堆设计和安全分析人员在以下两个方面需要更为具体的指导:

- 1) 特定事故的处理方法;
- 2) 设备要求的技术规格。

按照第一个要求,美国核管会(NRC)对在环境影响报告中所必须考虑的各种类型的事故规定了一种分类方法。表 1-2 包含了目前核电站通常必须给予说明的九级事件。表中列出的 LWR 系统的一些范例已经经过了重要的交叉检验,并且这些范例具有一定的管理规章的性质。但是,LMFBR 范例目前还不具有这样的性质,在此仅仅是作为一个例子。

正如大家所看到的,表 1-2 主要是从放射性的后果来对事故进行分类。而用事故后果加上概率的分类方法也许更容易让人概念清晰。图 1-4 给出了一张比较直观的理解图,且人们也基本是按照这张图确定的原则来分类事故。

表 1-2 环境影响报告中假想事故的分类

分 类	LWR 范例	LMFBR 范例
轻微的事故	少量溢出,少量泄漏至安全壳外	个别密封故障,少量钠泄漏
少量释放	溢出、泄漏和管道破裂	中间热传输系统阀密封泄漏
放射性废物处理系统故障	设备故障,废物储存罐的废物释放	放射性氦气系统泄漏,废液罐泄漏
放射性释放进入一次系统	正常运行期间燃料破损,超出预期 可变范围的瞬态	正常运行期间燃料破损,超出预期可变范围的 瞬态
放射性释放进入二次系统	第 4 级合并 SG 泄漏	无(因 LMFBR 二回路压力高于一回路)
安全壳内的换料事故	燃料组件跌落,重物跌落在组件 上,机械失灵或传输管失去冷却	燃料组件跌落,吊车撞击燃料组件
安全壳外乏燃料事故	燃料组件跌落,重物跌落在组件 上,屏蔽罐跌落等	燃料组件跌落,乏燃料储存水池泄漏等
在安全分析报告中按 DBA 考虑的初因事件	反应性瞬态,一次管道破裂,失流, 蒸汽管道破裂	反应性瞬态,失流,SG 泄漏
比第 8 级更严重的假想事故	多重屏障连续故障	多重屏障连续故障

表 1-3 给出了美国核协会(ANS)对反应堆标准事故工况的分类。值得注意的是,表中对 PWR 规定了四个等级,而 LMFBR 相应地只有三个,其中 PWR 的第 2 级和第 3 级大致相当于 LMFBR 的第 2 级。需要注意的是,表中的分类更大的意义也许在于确定反应堆的设计,而不是在于事故后果。

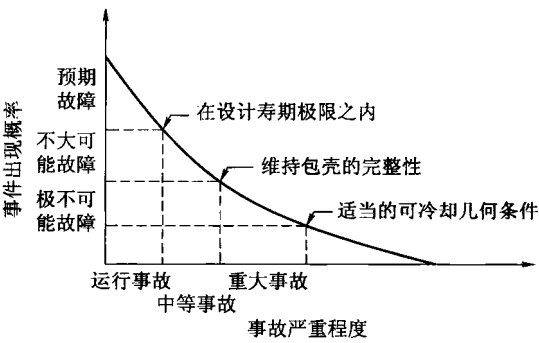


图 1-4 FBR 系统纵深防御原则

表 1-3 按 ANS 标准事故分类工况

PWR 和 BWR		LMFBR	
类别	范例	类别	范例
I. 正常运行	启动,停堆,备用,功率变化,换料,在技术规范内的包壳破损	I. 正常运行	启动,停堆,备用,功率变化,换料,在技术规范内的包壳破损
II. 中等频率事故 (在一年内可能出现一次)	控制棒意外提升,堆芯冷却剂部分丧失,失去厂外电源,运行人员单一故障	II. 预期的运行事件 (在电站寿期内可能出现一次或几次)	钠泵停运,控制棒意外提升,失去厂外电源,汽轮机停运

续表

PWR 和 BWR		LMFBR	
类别	范例	类别	范例
Ⅲ. 稀有事故 (在寿期内可能出现)	二次管道破裂,燃料组件错装,堆芯流量完全丧失(泵卡轴除外)	Ⅲ. 假想事故 (预期不会出现,但设计时依然要考虑,以便对公众安全提供附加的安全裕度)	大型钠火,大钠水反应,主泵卡轴
Ⅳ. 极限故障 (预期不会出现,在有显著的放射性释放的前提下,设计必须能防止最严重的故障)	一回路主管道断裂,弹棒,二回路主管道断裂		

但上述分类并未覆盖所有的概率,只是考虑了作为电厂设计必须考虑的概率范围内的事件(发生概率 $>10^{-6}/a$)。根据“核电厂设计安全规定”(HAF0200(91))的定义,有图 1-5 电厂状态图。

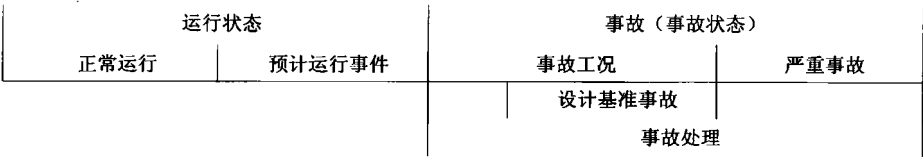


图 1-5 电厂状态分类图

图中考虑到的“严重事故”的概率下限为 $10^{-8}/a$,而概率小于 $10^{-8}/a$ 则被视为残余风险,在设计中不予考虑。

参照俄罗斯快堆及世界其他快堆经验,并考虑了 IAEA 专家组的建议,在与国家核安全局共同讨论的基础上,CEFR 共考虑了 55 个初因事件。按故障的类型不同,可以将其分为下面五类:① 管道和设备的泄漏;② 反应性的意外变化;③ 堆内燃料组件排热恶化、主回路系统失热阱或排热增加;④ 燃料组件正常状态破坏;⑤ 外部事件。这样做的目的是为了不至于遗漏重要的假设故障,可以评价事故谱的完整性。但作为反应堆安全评价以及指导设计,按表 1-4 所示分类方法则更为有效。

1.3.2 安全分析的任务

堆反应堆进行安全分析,主要是研究各类工况下堆的安全性,即

1) 在反应堆正常运行时,不可避免地要排放出一些弱放液体或气体,反应堆本身也会放出一些射线。因此,要对核反应堆正常运行加以分析,以证实在采取必要措施后,正常运行时的放射性废物排放和堆放出的射线强度可减低到允许值以下,核电站的安全可靠性完全可以和常规电站相比较。