

<<核电厂事故分析>>

图书基本信息

书名：<<核电厂事故分析>>

13位ISBN编号：9787302295020

10位ISBN编号：7302295026

出版时间：2012-9

出版时间：清华大学出版社

作者：俞冀阳，俞尔俊 编著

页数：187

字数：301000

版权说明：本站所提供下载的PDF图书仅提供预览和简介，请支持正版图书。

更多资源请访问：<http://www.tushu007.com>

<<核电厂事故分析>>

内容概要

《核电厂事故分析》主要内容为核电厂设计基准事故分析的基本知识和典型事故的分析方法和案例，其中包括各个事故的过程特点，事故缓解手段和对操纵人员的要求等。在分析案例中，本书引入了二代和三代核电机组设计基准事故的分析，并进行了比较。

《核电厂事故分析》是清华大学核能科学与工程专业研究生课程核电厂事故分析使用的教材，也可供从事核电工程的相关技术人员及高等院校核工程专业的师生参考。

<<核电厂事故分析>>

书籍目录

第1章绪论

- 1.1核电发展的现状
- 1.2发展核电的重要意义
- 1.3核电发展的指导思想、方针和目标
- 1.4核电厂安全性的特征
- 1.5核电厂安全的总目标
- 1.6我国核安全法规体系
- 1.7核电厂安全许可证制度
- 1.8核电厂有关安全的基本设计思想

第2章事故分析的基本知识

- 2.1核电厂事故分析的方法
- 2.2一些术语的定义
 - 2.2.1压水堆核电厂的运行状态
 - 2.2.2安全功能
 - 2.2.3安全停堆
 - 2.2.4安全级设备
 - 2.2.5能动部件与非能动部件
 - 2.2.6能动故障与非能动故障
 - 2.2.7事故的短期阶段与长期阶段
- 2.3单一故障准则
 - 2.3.1概述
 - 2.3.2单一故障准则的使用范围
 - 2.3.3单一故障准则的使用方法
- 2.4核电厂运行事件的分类
- 2.5验收准则
 - 2.5.1通用的验收准则
 - 2.5.2具体的验收准则
- 2.6事故分析的基本假设
 - 2.6.1初始条件及各项参数
 - 2.6.24项基本假设
- 2.7压水堆核电厂设计基准事故谱
 - 2.7.1西屋三回路压水堆核电厂设计基准事故
 - 2.7.2ap1000压水堆核电厂设计基准事故
- 2.8核电厂事故分析的计算机程序

第3章失流事故

- 3.1概述及定义
- 3.2失流事故过程特征
- 3.3失流事故验收准则
- 3.4分析失流事故的重要意义
- 3.5停堆保护信号
- 3.6分析方法及泵模型
- 3.7泵模型
- 3.8主要假设
- 3.9秦山核电厂失流事故分析
- 3.10ap1000核电厂失流事故分析

<<核电厂事故分析>>

- 3.10.1ap1000部分主泵停止运行
- 3.10.2ap1000全部失流事故分析
- 3.10.3ap1000反应堆冷却剂泵卡轴事故
- 第4章二回路导出热量减少事故
- 4.1概述
- 4.1.1二回路导出热量减少事件的特征
- 4.1.2涉及的预期运行瞬变及假想事故
- 4.1.3验收准则
- 4.1.4涉及的设备与系统
- 4.2汽轮机停车
- 4.2.1概述
- 4.2.2分析方法
- 4.2.3秦山核电厂分析结果
- 4.2.4ap1000的汽轮机停机事故
- 4.3主给水管道破裂
- 4.3.1定义与过程描述
- 4.3.2涉及的安全措施与安全设施
- 4.3.3.分析采用的主要假设
- 4.3.4大亚湾核电厂分析结果
- 4.3.5 ap1000主给水管道破裂事故分析
- 第5章反应堆冷却剂丧失事故
- 5.1概述
- 5.1.1定义
- 5.1.2失水事故造成的危害
- 5.1.3loca的验收准则
- 5.1.4loca分析的历史情况
- 5.2保守分析的大破口失水事故
- 5.2.1保守分析中所定义的Ibloca
- 5.2.2典型的事故过程
- 5.2.3有关Ibloca的问题讨论
- 5.3最大概率工况的Ibloca分析计算
- 5.3.1引言
- 5.3.2最佳分析与保守分析主要假设的比较
- 5.3.3瞬变过程
- 5.3.4小结
- 5.4ap1000大破口失水事故分析
- 5.4.1大破口失水事故瞬态分析
- 5.4.2放射性后果
- 5.4.3大破口失水事故分析方法和结果
- 5.5小破口失水事故
- 5.5.1概述
- 5.5.2从质能平衡分析sbloca的降压过程
- 5.5.3典型的sbloca过程现象
- 5.6ap1000小破口事故的瞬态分析
- 5.6.1小破口失水事故瞬态描述
- 5.6.2小破口失水事故分析的方法
- 5.6.3小破口失水事故分析结果

<<核电厂事故分析>>

5.7 蒸气发生器传热管破裂事故

5.7.1 概述

5.7.2 sgtr的分析方法及验收准则

5.7.3 典型的事故过程

5.7.4 操纵员的干预动作

5.7.5 秦山核电厂sgtr事故及其处置措施

5.8 ap1000蒸气发生器传热管破裂事故(sgtr)分析

5.8.1 sgtr事故简介

5.8.2 结果和影响分析

5.8.3 放射性后果

5.8.4 结论

第6章 主蒸汽管道破裂事故

6.1 概述

6.2 二次系统导出热量增加的类型工况

6.3 有关的设施及讨论

6.4 两种情况下mslb的事故过程

6.4.1 有浓硼注入系统

6.4.2 无浓硼注入系统

6.5 一些影响因素的讨论

6.6 秦山核电厂主蒸汽管道破裂事故分析

6.7 ap1000蒸汽管道破裂事故

6.7.1 起因鉴定及事故描述

6.7.2 事故后果分析

6.7.3 分析结果

6.7.4 结论

6.7.5 放射性后果

第7章 弹棒事故

7.1 概述

7.1.1 起因

7.1.2 事故过程

7.1.3 防范及缓解措施

7.2 验收准则

7.3 大亚湾核电厂和秦山核电厂的分析结果

7.4 大亚湾核电厂弹棒事故分析的评审结论

7.5 ap1000控制棒组件弹出事故

7.5.1 事故起因及事故描述

7.5.2 分析方法和假设

7.5.3 分析结果

第8章 atws未能停堆的预期运行瞬变

8.1 概述

8.2 atws分析假设条件

8.3 秦山atws事故分析

8.3.1 lofw-atws

8.3.2 loop-atws

8.3.3 控制棒失控提升atws

8.3.4 一个稳压器卸压阀卡开atws

8.3.5 lofw-atws后失去全部给水的情况

<<核电厂事故分析>>

8.3.6失去主给水atws的处置措施

8.3.7结论

第9章严重事故

9.1概述

9.2严重事故的初因事件

9.3严重事故的物理过程

9.4严重事故的对策

9.5严重事故研究的历史

附录a三哩岛事故

a1核电厂概况

a2事故过程

a2.1第一阶段汽轮机停车

a2.2第二阶段冷却剂丧失

a2.3第三阶段继续卸压

a2.4第四阶段升温瞬变(2 ~ 6h)

a2.5第五阶段持续卸压(7.5 ~ 13.5h)

a2.6第六阶段升压及最终建立稳定的冷却方式

a2.7第七阶段排出氢气(1 ~ 8d)

a3事故的后果

附录b切尔诺贝利事故

b1现场的应急行动

b2事故发生的原因

b3人员撤离

b4放射性物质的释放和转移

b5干预措施

b6真实与谎言

附录c福岛事故

c1事件回顾

c2氢气爆炸

c3福岛事故的影响

参考文献

<<核电厂事故分析>>

章节摘录

版权页：插图：2.6 事故分析的基本假设 2.6.1 初始条件及各项参数 事故分析采用的初始条件及各项参数均取保守值，即取值对后果会产生不利的影响。

但究竟取正不确定性还是取负不确定性，常常需要经过仔细考虑，甚至必须经过敏感性分析才能确定。

为决定如何取保守值，有三个方面是必须虑及的：所分析的事故的过程特征；事故分析所针对哪一项验收准则；在事故分析中，采用的是哪一种停堆信号。

在以后各章中，将针对各种事故讨论保守值的选取。

下面列举一些需考虑取保守值的项目及通用的不确定性值：（1）运行参数需考虑不确定性（控制系统死区，仪表误差及波动）。

例如，初始功率+2%，初始温度 ± 2.2 （40F），稳压器压力 ± 2.1 bar（30psi）。

稳压器水位取 $\pm 2\%$ ，SG二次侧水位取 $\pm 5\%$ 等。

主冷却剂流量，一般取设计值。

这实际上已加上了保守性，因实际流量往往会大于设计流量，而且如取较小的保守值会影响到冷却剂温度的决定。

SG二次侧的压力往往由热平衡决定，不必预先规定正负不确定性。

（2）堆物理参数：慢化剂温度（密度）反应性系数取后果最大的寿期的数值，甚至取为零值。

如对于确定寿期的分析，则取 $\pm 10\%$ 不确定性，燃料多普勒反应性系数取 $\pm 15\%$ ，控制棒价值计算取 15% 不确定性。

（3）停堆信号应取安全级信号。

法国的分析中不取第一个到达的停堆信号，可参考执行。

停堆设定值需带上保守性。

停堆信号至控制棒开始自由下落的延迟时间，应按实验结果加上保守性，控制棒负反应性引入曲线，应取趋底型（下凸型）曲线。

（4）金属结构热容量及传热面积，一般取 $\pm 10\%$ 不确定性。

（5）稳压器及SG安全阀开启压力，也应取保守值。

1.AP1000事故分析采用的初始条件 因为大多数事故都是由偏离泡核沸腾准则所限制的，所以初始条件假设为名义值。

功率、温度、压力的容许值是由统计方法得到的，由此引起的偏离泡核沸腾比（DNBR）的不确定性，已包括在内。

这就是改进的热工设计方法（和传统的保守性假设不同）。

对于不是由DNB设计准则限制的事故，或者对于没有使用改进的热工设计方法事故，初始条件用的是名义值加上最大的不利的稳态误差的值。

在分析中假想了下列的保守性误差。

反应堆功率由于热量测量误差有+2%的误差；由于系统的温度测量误差和控制器的死区间，平均冷却剂温度有+6.5~—7.0 °F的误差；由于稳态的波动和测量误差，稳压器压力有+3.5bar（+50psi）的误差。

<<核电厂事故分析>>

版权说明

本站所提供下载的PDF图书仅提供预览和简介，请支持正版图书。

更多资源请访问:<http://www.tushu007.com>