

第 1 章 绪 论

核科学技术的发展历史表明,经过 60 多年的努力,人类今天已经拥有大规模利用核能的能力,核动力技术得到巨大发展,核电利用核动力堆发电,是可靠、清洁、安全、经济的替代能源。

目前投入商业运行的核电机组,有压水堆、沸水堆、压管式重水堆、气冷堆、石墨水冷堆、快中子堆等几种主要类型。据国际原子能机构 2013 年 12 月的统计资料,正在 30 多个国家或地区运行的 436 台机组中,压水堆 272 台,占 62.4%;沸水堆 84 台,占 19.3%;压力管式重水堆 48 台,占 11.0%。核电厂的总装机容量为 372GWe,发电总量约占全世界总发电量的 17%;在建的核电机组总数达 72 台,总装机容量为 70.6GWe。在中国大陆地区,在运核电机组 19 台,其中 17 台为压水堆;在建 29 台,全部为压水堆。由此可见,核电已在世界电力生产中占据重要位置。由于历史和技术成熟度的缘故,压水堆核电厂目前是各国核电市场的主力军。

压水堆核电厂与常规火电厂一样,都是用蒸汽作介质来发电的,两类电厂的汽轮发电机部分在本质上是相同的,仅工作参数不一样。它们用以产生蒸汽的热源不同。火电厂采用燃煤或燃油的锅炉生产高温、高压过热蒸汽,而核电厂则利用核蒸汽供应系统(Nuclear Steam Service System, NSSS)中堆芯内核裂变释放的大量热能产生高温、高压蒸汽。与常规火电厂相比,核电厂在控制和运行操作上,存在如下一些特殊的安全问题:

(1)压水堆核电厂是需要定期停堆换料的,在新堆或换新料后初期,堆芯有较大的过剩反应性,因此,核电厂有可能发生比设计功率高得多的超功率事故。

(2)核燃料发生裂变反应释放核能时,放出瞬发中子和瞬发 γ 射线。由于裂变产物的积累,以及堆内构件压力容器等受中子的辐照而活化,所以反应堆不管在运行中或停闭后,都有很强的放射性。

(3)核电厂反应堆停闭后,堆芯因缓发中子裂变以及裂变产物的 β 或 γ 衰变仍有很强的剩余发热,因此,反应堆停闭后不能立即停止冷却,否则会出现燃料元件因过热而烧毁的危险。

(4)核电厂在运行过程中,会产生气相、液相及固相放射性废物,它们的处理和储存问题在火力发电厂中是不存在的。为了确保工作人员和居民的健康,经过处

理的放射性废物向环境排放时,必须严格遵照国家的辐射防护规定,力求降低排放物的放射性水平。

核电厂的安全风险主要来自于事故工况下不可控的放射性核素的释放。如何减少这种释放对工作人员、居民和环境造成的危害就成为核电厂区别于常规火电厂的核安全问题。这种特殊核安全问题通常归结为两个方面:一是辐射安全问题,它要求在任何运行条件下,确保工作人员和环境处于正常的辐射水平之下;另一是核安全问题,它要求在反应堆设计和运行中必须考虑并采取相应措施,排除发生不可控制的链式裂变反应的可能性。

1.1 核安全目标

核电厂安全要求在核电厂设计、制造、建造、运行和监督管理中不断地创优。核电厂事故不但会影响其自身,而且会波及周围环境,甚至会越出国界。因此,所有有关人员应始终关注核安全,不放过任何一个机会,将风险降低到能实现的最低水平。要使这种活动富有成效,则必须使人们对核安全的根本目标和原则有充分的理解,并正确认识它们之间的关系。

核安全的总目标为在核动力厂中建立并保持对放射性危害的有效防御,以保护人员、社会和环境免受危害。

核安全总目标由辐射防护目标和技术安全目标所组成,这两个目标互相补充、相辅相成,技术措施与管理性和程序性措施一起保证对电离辐射的防御。

辐射防护目标:保证在所有运行状态下,核动力厂内的辐射照射或由于该核动力厂任何计划排放放射性物质引起的辐射照射的总量保持低于规定限值并且合理可行尽量低,保证减轻任何事故的放射性后果。

技术安全目标:采取一切合理可行的措施防止核动力厂事故,并在一旦发生事故时减轻其后果;对于在设计该核动力厂时考虑过的所有可能事故,包括概率很低的故事,要以高可信度保证任何放射性后果尽可能小且低于规定限值;并保证有严重放射性后果的事故发生的概率极低。

安全目标要求核动力厂的设计和运行使得所有辐射照射的来源都处在严格的技术和管理措施控制之下。辐射防护目标不排除人员受到有限的照射,也不排除法规许可数量的放射性物质从处于运行状态的核动力厂向环境的排放。此种照射和排放必须受到严格控制,并且必须符合运行限值和辐射防护标准。

为了实现上述安全目标,在设计核动力厂时,要进行全面的安全分析,以便确定所有照射的来源,并评估核动力厂工作人员和公众可能受到的辐射剂量,以及对环境的可能影响。此种安全分析要考察以下内容:

(1)核动力厂所有计划的正常运行模式;

(2)发生预计运行事件时核动力厂的性能;

(3)设计基准事故;

(4)可能导致严重事故的事件序列。

在分析的基础上,确认工程设计抵御假设始发事件和事故的能力,验证安全系统和安全相关物项或系统的有效性,以及确定应急响应的要求。

尽管采取措施将所有运行状态下的辐射照射控制在合理可行尽量低的水平,并将能导致辐射来源失控事故的可能性减至最小,但仍然存在发生事故的可能性。这就需要采取措施以减轻放射性后果。这些措施包括:专设安全设施、营运单位制定的厂内事故处理规程以及国家和地方有关部门制定的厂外干预措施。核动力厂的安全设计适用以下原则:能导致高辐射剂量或大量放射性释放的核动力厂状态的发生概率极低;具有大的发生概率的核动力厂状态只有较小或者没有潜在的放射性后果。

1.2 核反应堆的安全设计

核反应堆安全设计的基本目的,是必须提供一套有效的防护措施,以保证 1.1 节核安全目标的实现。

反应堆设计的安全性就是把核电厂的潜在危险,即放射性物质加以控制,使它们处于安全的包容状态。在压水反应堆中,几乎所有的放射性物质都被包容在燃料芯块中,这些芯块被密封在用锆合金制成的阻挡放射性核素外泄的燃料包壳内。对于压水反应堆来说,如果放射性物质存留在燃料内部和设计所提供的其他几道屏障里面,就确保了核安全。

核电厂安全设计中辐射防护接受准则必须遵循以下原则:正常运行工况下的放射性排放低于预定的限值,因而对环境和公众的影响可以忽略不计;导致放射性物质大量释放的核电厂事故的发生概率要低;发生概率较高的辐射后果要小。

为了满足核电厂的辐射安全准则,现有核电厂的设计、建造和运行贯彻了纵深防御(Defense in Depth)的安全原则。以纵深防御为主要原则的国际原子能机构核安全标准系列文件(IAEA—NUSS)在我国核安全法规体系(HAF 系列)中得到了全面的反映。我国的核安全监督部门国家核安全局一直在不断地跟踪和研究国际上核安全技术的新发展,并吸收核能利用发达国家核安全监督管理的成功经验。

1.2.1 纵深防御原则

纵深防御概念贯彻于安全有关的全部活动,包括与组织、人员行为或设计有关

的方面,以保证这些活动均置于重叠措施的防御之下,即使有一种故障发生,它被发现后可由适当的措施补偿或纠正。在整个设计和运行中贯彻纵深防御,以便对由厂内设备故障或人员活动及厂外事件等引起的各种瞬变、预计运行事件及事故提供多层次的保护。

纵深防御概念应用于核动力厂的设计,提供一系列多层次的防御(固有特性、设备及规程),用以防止事故并在未能防止事故时确保提供适当的保护。

第一层次防御的目的是防止偏离正常运行及防止系统失效。这一层次要求按照恰当的质量水平和工程实践,例如多重性、独立性及多样性的应用,正确并保守地设计、建造、维修和运行核动力厂。为此,应十分注意选择恰当的设计规范和材料,并控制部件的制造和核动力厂的施工。能有利于减少内部灾害的可能、减轻特定假设始发事件的后果或减少事故序列之后可能的释放源项的设计措施均在这一层次的防御中起作用。还应重视涉及设计、制造、建造、在役检查、维修和试验的过程,以及进行这些活动时良好的可达性、核动力厂的运行方式和运行经验的利用等方面。整个过程是以确定核动力厂运行和维修要求的详细分析为基础的。

第二层次防御的目的是检测和纠正偏离正常运行状态,以防止预计运行事件升级为事故工况。尽管注意预防,核动力厂在其寿期内仍然可能发生某些假设始发事件。这一层次要求在安全分析中设置确定的专用系统,并制定运行规程以防止或尽量减小这些假设始发事件所造成的损害。

设置第三层次防御是基于以下假定:尽管极少可能,某些预计运行事件或假设始发事件的升级仍有可能未被前一层次防御所制止,而演变成一种较严重的事件。这些不大可能的事件在核动力厂设计基准中是可预计的,并且必须通过固有安全特性、故障安全设计、附加的设备和规程来控制这些事件的后果,使核动力厂在这些事件后达到稳定的、可接受的状态。这就要求设置的专设安全设施能够将核动力厂首先引导到可控制状态,然后再引导到安全停堆状态,并且至少维持一道包容放射性物质的屏障的完整性。

第四层次防御的目的是针对已超过设计基准事故考虑范围的严重事故的,保证放射性释放保持在尽可能地低。这一层次最重要的目的是保护包容功能。除了事故管理规程之外,这还可以由防止事故进展的补充措施与规程,以及减轻特定的严重事故后果的措施来达到。由包容提供的保护可用最佳估算方法来验证。

第五层次,即最后层次防御的目的是减轻可能由事故工况引起潜在的放射性物质释放造成的放射性后果。这方面要求有适当装备的应急控制中心及厂内、厂外应急响应计划。

纵深防御概念应用的另一方面是在设计中设置一系列的实体屏障,以包容规定区域的放射性物质。所必需的实体屏障的数目取决于可能的内部及外部灾害和

故障的可能后果。就典型的水冷反应堆而言,这些屏障是燃料基体、燃料包壳、反应堆冷却剂系统压力边界和安全壳。

1.2.2 多道屏障

为了阻止放射性物质向外扩散,轻水堆核电厂结构设计上的最重要安全措施之一是,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,设置了多道屏障,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。最为重要的是以下四道屏障:

第一道屏障是燃料芯块基体。目前,压水堆核电厂普遍采用烧结的二氧化铀陶瓷燃料,放射性物质很难从陶瓷燃料中逸出。

第二道屏障是燃料元件包壳。轻水堆核燃料叠装在锆合金包壳管内,两端用端塞封焊住。裂变产物有固态的,也有气态的,它们中的绝大部分容纳在二氧化铀芯块内,只有气态的裂变产物能部分扩散出芯块,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,它既要受到中子流的强烈辐射、高温高速冷却剂的腐蚀和侵蚀,又要受热的和机械应力的作用。正常运行时,仅有少量气态裂变产物有可能穿过包壳扩散到冷却剂中;若包壳有缺陷或破裂,则将有较多的裂变产物进入冷却剂。设计时,假定有1%的包壳破裂和1%的裂变产物会从包壳逸出。据美国统计,正常运行时包壳实际最大破损率为0.06%。

第三道屏障是将反应堆冷却剂全部包容在内的一回路压力边界。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。压水堆一回路压力边界由反应堆容器和堆外冷却剂环路组成,包括蒸汽发生器传热管、泵和连接管道。

为了确保第三道屏障的严密性和完整性,防止带有放射性的冷却剂漏出,除了设计时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、制造和运行给予极大的注意。

第四道屏障是安全壳,即反应堆厂房。它将反应堆、冷却剂系统的主要设备(包括一些辅助设备)和主管道包容在内。当事故(如失水事故、地震)发生时,它能阻止从一回路系统外逸的裂变产物泄漏到环境中去,是确保核电厂周围居民安全的最后一道防线。安全壳也可保护重要设备免遭外来袭击(如飞机坠落)的破坏。对安全壳的密封有严格要求,如果在失水事故后24 h内安全壳总的泄漏率小于0.1%安全壳内所含气体质量,则认为达到要求。为此,在结构强度上应留有足够的裕量,以便能经受住冷却剂管道大破裂时压力和温度的变化,阻止放射性物质的大量外逸。它还要设计得能够定期地进行泄漏检查,以便验证安全壳及其贯穿件的密封性。

1.3 核电厂设计评价和安全管理

在核反应堆安全中,安全分析具有独特的作用,其原因有二:第一,为了估计工业产品(如汽车和飞机)的事故性状,一般可做全尺寸实证试验(或可利用实际事件)。但对于核电厂,实际上做不到这点。这是因为反应堆系统设计多种多样,需研究的可能发生的事件又非常多,如果都要做全尺寸试验,则数量很多,费用极其昂贵。因此,这个远非一般的重大责任落到反应堆安全分析工作者身上,要求他们在开发和试验分析工具时做到十分严格准确。第二,国际上已经普遍认可这种分析方法可以广泛用作研究、设计和评价的手段。让我们来探讨一下这种观点。首先,核电厂的设计要确保正常运行时的安全,而且对异常运行和系统/部件失效都有足够裕度。其次,分析方法常用来确定可能影响安全的这些系统/部件故障,从而可以采取适当的保护措施。再次,还推定即使某些系统/部件损坏,但提供的安全设施具有裕度和冗余度,仍然能够保证核电厂的安全。最后,假定在事故期间某些安全设施本身发生故障,它们也能缓解这些可以分析的事故后果。对上述过程反复地进行研究分析,就可以发现核安全系统的薄弱环节,从而加以改进,其结果将使严重核事故的可能性降到可接受的低水平。由此可见,核系统安全分析方法现在是,将来仍然是进行安全研究的一个很重要的手段。

核电厂的设计和安全分析是以试验和计算机程序为支撑的。在比例试验装置上开展的试验,能够研究核电厂相关系统的物理行为,还能够将所获得的试验数据用于计算机程序的评价。计算机程序则用于模拟各种事故过程,分析部件或系统的响应,预测事故结果,验证拟定的保护措施,从而满足核安全法规的要求。

一般而言,一个完整的设计评价过程要经历 5 个阶段,包括现象分析、模化试验、定量分析、试验检验、程序评价,如表 1.1 所示。

这个设计评价过程中的试验根据研究目的和范围的不同,可以分为基础研究试验、工程试验、单项效应试验和综合效应试验 4 类。基础研究试验的主要目的是在开始大规模试验或研究项目之前,针对某个具体的物理过程开展试验,确定设计理念的可行性。基础研究试验并没有在美国核管会的设计认证中做出具体要求,但实际上对设计认证的试验和分析活动起到支撑作用。工程试验主要是检验某一设备的设计,提供设备或系统分析的边界条件,确定单项效应试验或综合效应试验的初始条件。综合效应试验则以核电厂整体作为模拟对象,试验装置几乎包含了模拟对象的全部设备和专设安全系统,而装置的几何尺寸与模拟对象具有相似性,综合效应试验可针对核电厂运行的各种工况开展研究,其试验结果可用于优化模型和校验程序。

表 1.1 核电厂设计评价和安全分析的主要过程

阶段名称	主要内容
现象分析	识别瞬态过程中的关键现象,找出关键参数,建立模化各种现象的数学模型,导出模化试验的模化比例准则,确定模化试验的基本几何尺寸和试验方法
模化试验	通过在较为简单的装置上进行试验,研究物理现象,找出重要参数的定量关系。试验过程的边界条件与原型系统相同
定量分析	利用模化试验的数据建立过程分析关系式或计算机程序,以预测瞬态过程或参数的变化
试验检验	通过在系统上进行试验,检验分析关系式或计算机程序
程序评价	将程序计算结果与试验数据比较,估计程序在模拟原型系统时的不确定性

就系统分析和验证而言,目前已经有了相当成熟的计算机程序,来预测反应堆在瞬态过程和事故条件下的各种行为。这些程序根据模型和方法的不同,可以分为保守性程序(Conservative Code)和现实性程序(Realistic Code)。较早发展的保守性程序,为了增加安全评审的可靠度,使用带有保守性规定的评价模型。例如,美国核管会在 10CFR50.46《轻水反应堆 LOCA 事故分析的基本准则》及其附录 K 中,规定了轻水反应堆 LOCA 事故分析时必须遵守的保守性准则。利用保守性程序进行事故分析的方法叫做保守性分析。现实性程序,也叫做最佳估算程序(Best Estimate Code),则去掉了不必要的保守性,尽可能真实、准确地模拟反应堆系统的性状,更适合于试验评价和安全裕度分析。例如,监管导则 RG1.1.5.7《应急堆芯冷却系统运行的最佳估算》中,就最佳估算程序及允许采用的模型、经验关系、数据、模型的评估程序和方法等做出了明确规定。对计算结果进行不确定性分析的事故分析方法叫做最佳估算分析,它利用最佳估算程序进行计算,在事故分析中无意地引入保守性。其中,著名的最佳估算程序如 RELAP5(美国),TRAC(美国),ATHLET(德国)和 CATHARE(法国)等,上述程序体系庞大,源程序多达 10 万行,描述了反应堆系统各个部分的 70 多种不同的热工水力现象,已广泛应用于各国核电厂或核反应堆装置的设计和事故安全分析中。

尽管现阶段的热工水力最佳估算程序已达到相当高的成熟度,能够较为真实地模拟反应堆系统的热工水力物理现象和事故进程,然而,限于目前的科学认知水平,比如对两相流复杂现象的认识,在程序调试时为了逼近试验数据所作的调整,系统状态参数的波动及测量误差等方面的原因,不可能期望计算机程序对于核电

厂响应进行完全准确的模拟,即使程序本身经过实验验证是成熟有效的,上述偏差也不可避免,必然会影响程序预测结果的准确性。因此,在申请执照或工程实际中使用最佳估算程序,必须在分析方法上考虑上述偏差所带来的影响。

2003 年,国际原子能机构(IAEA)发表的报告总结出各种事故分析方法分类,如表 1.2 所示。

表 1.2 安全分析方法使用程序及其假设组合

选项	计算机程序	系统可用性	初始与边界条件	方法
1	保守	保守假设	保守输入数据	确定论
2	最佳估算	保守假设	保守输入数据	确定论
3	最佳估算	保守假设	带不确定性的真实输入数据	确定论
4	最佳估算	基于 PSA 假设	带不确定性的真实输入数据	确定论+概率论

选项 1(完全保守方法)应用于 20 世纪 70 年代,能够包络当时知识水平下的不确定性。然而,该方法可能预测出不真实的行为,改变事件发生序列,得出的结果具有误导性,因此,现在的执照申请已不再采用该方法。

选项 2 是目前安全分析中采用的典型方法:选择保守的输入参数,通过工程经验、定性分析以及大量的敏感性计算确定保守的输入数据,以保守包络的方法得到分析结果,通常认为程序预测值比真实值更恶劣,比如在失水事故(LOCA)中,计算的包壳温度比实际更高。

选项 3 为最佳估算加不确定性分析,以统计方法或试验外推的方法考虑可能导致程序计算不确定性的因素,定量地给出程序预测结果的不确定性带,使程序预测结果具有统计学意义的准确度(比如满足双 95% 概率要求)。该方法为 IAEA 所推荐,是核电厂执照申请安全分析技术的发展趋势。

选项 4 目前尚未得到广泛应用。它属于现实性分析,但对安全起显著影响的系统的可用度是由基于概率安全评价来量化,而不是保守假设。

IAEA 给出安全裕量的概念,并展示了保守分析结果与最佳估算分析结果的区别,如图 1.1 所示。绝对意义的真实安全裕量无从知道,因此安全裕量通常是指计算分析结果与安全局规定的验收准则之间的差值。分析方法的不同将影响安全裕量的大小,最佳估算方法定量地给出结果的不确定性带,其结果满足一定的概率要求,其计算结果通常优于保守包络方法的计算结果,这使事故评价更为真实,为核电厂提升功率、挖掘潜力提供条件。

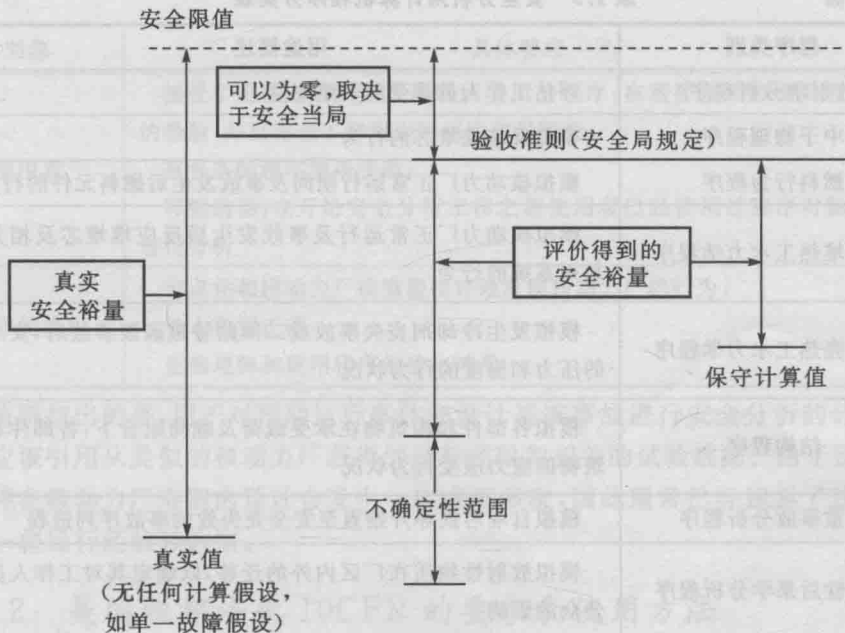


图 1.1 安全裕量及评价方法

1.3.1 我国对安全分析用计算机程序的要求

计算机程序是安全分析的重要工具。预期运行事件和设计基准事故的安全分析应该采用合适的计算机程序，以便确定反应堆对所研究的运行事件和事故的响应。目前在安全分析中使用了大量的计算机程序，如表 1.3 所示。为此，我国核安全法律法规对计算机程序提出了要求。在 HAF102《核动力厂设计安全规定》中指出：“安全分析中应用的计算机程序、分析方法和核动力厂模型必须加以验证和确认，并必须充分考虑各种不确定性”。其中，验证(Verification)是评估计算模型是否真实反映物理模型，证明离散数学的计算程序可以正确求解物理模型，其本质是数学问题；而确认(Validation)是评估物理模型及相关数据能否精确表明预期的物理现象，证明数值模拟正确反映现实世界的物理规律，其本质是物理问题。在 HAD102/17《核动力厂安全评价与验证》中，则进一步从计算机程序及输出结果、使用人员、使用方法等方面对计算机程序的评价提出具体要求，如表 1.4 所示。

表 1.3 安全分析用计算机程序分类表

程序类别	用途描述
放射学分析程序	评估工作人员遭受的辐照剂量
中子物理程序	模拟反应堆堆芯的行为
燃料行为程序	模拟核动力厂正常运行期间及事故发生后燃料元件的行为
反应堆热工水力学程序	模拟核动力厂正常运行及事故发生后反应堆堆芯及相关冷却剂系统的行为
安全壳热工水力学程序	模拟发生冷却剂丧失事故或二回路管道破裂事故后,安全壳的压力和温度的行为状况
结构程序	模拟各部件和构筑物在承受载荷及载荷组合下,各部件和构筑物的应力应变行为状况
严重事故分析程序	模拟自堆芯损坏开始直至安全壳失效的事故序列进程
放射性后果学分析程序	模拟放射性物质在厂区内外的迁移,以确定其对工作人员及公众的影响

表 1.4 《核动力厂安全评价与验证》对计算机程序评价的要求

对象	具体要求
计算机程序	用于描述过程的物理模型和相关的简化假设是合理的; 用于描述物理过程的关系式是合理的,其适用范围已确定; 程序的适用范围已确定; 使采用的数值方法能够提供具有足够准确度的解,系统的方法已用于计算机程序的设计、编程、调试和文件编制,已按照程序的技术规格对源程序进行了评价(对于大型程序可能无法实现)
输出结果	应该确定程序的预测结果已经与以下数据和程序进行了比较; 所模拟重要现象的试验数据,通常包括对单项效应试验和综合效应试验的比较;核动力厂数据,包括在核动力厂调试或启动期间完成的试验,以及运行事件或事故; 独立开发的和使用不同方法的其他程序; 具有足够准确结果的标准题和/或数据值基准

续表 1.4

对象	具体要求
使用者	接受了足够的培训并且理解所使用的程序;在程序使用方面具有足够的经验,并且完全了解程序的用途和局限性;
	有合适的程序使用手册;
	可能的话,在开始安全分析工作之前使用者已经使用过程序对标准题进行分析
程序的使用	节点化和核动力厂模型能很好地反映核动力厂的行为; 输入数据正确; 正确理解和使用程序的输出结果

值得指出的是,用于对预期运行事件和设计基准事故进行安全分析的计算机程序应该引用从类似的核动力厂获得的运行经验和相关的试验数据。由于预期运行事件在核动力厂寿期内预计会发生一次或更多次,因此通常已经积累了这类瞬态的一些运行经验和数据。

1.3.2 美国联邦法规 10CFR 的要求和使用方法

在试验和程序方面,美国联邦法规也作出了相应规定。根据美国联邦法规 10CFR50.43 的规定,申请新型轻水堆核电厂的许可证(design certification)、联合执照(combined license)、制造执照(manufacturing license)和运行执照(operating license),或为了实现安全功能而使用简化的、固有安全性的、非能动的及其他创新性方法,必须满足以下要求:

- (1)核电厂设计中每一个安全功能的实现,应当经过分析、试验或经验的验证;
- (2)核电厂安全设计中安全功能之间的相互影响,应当经过分析、试验或经验的验证;
- (3)具有足够的与核电厂设计中安全功能相关的数据,从而能够对安全分析工具做出评价。

美国核管会在安全评审中使用的计算机程序如表 1.5 所示。

表 1.5 美国核管会在安全评审中使用的计算机程序

类别	程序	简介
燃料行为	FRAPCON-3	主要用于稳态条件下单个燃料棒行为的分析
	FRAPTRAN	主要用于瞬态和设计基准事故条件下单个燃料棒行为的分析

续表 1.5

类别	程序	简介
反应堆动力学	PARCS	通过解三维笛卡尔坐标系下时间相关的双群扩散方程,求得中子注量率的瞬态分布。该程序可单独使用,也可和热工水力程序耦合
热工水力分析	TRACE	在 TRAC-P, TRAC-B 和 RELAP 程序的基础上进一步发展,能够在一维和三维空间下分析失水事故和系统瞬态,是美国核管会热工水力分析工具的代表
	SNAP	图形用户界面工具,简化了 TRACE 和 RELAP5 等程序的输入卡编辑,实现了输出结果可视化
	RELAP5	能够进行一维小破口事故分析和系统瞬态分析
严重事故分析	MELCOR	严重事故分析的综合性程序
	SCDAP/RELAP5	使用了具体的力学模型
	CONTAIN	安全壳分析的综合性程序,开发工作于 20 世纪 90 年代中期停止,逐渐为 MELCOR 程序取代
	IFCI	分析燃料与冷却剂相互作用的程序
	VICTORIA	核素输运计算程序
设计基准事故分析	RADTRAD	用于计算机设计基准事故条件下主控室等地的职业照射剂量
健康影响计算	VARSKIN	用于评价放射性照射和污染对健康的影响
核素输运计算	DandD	
	RESRAD6.0	用于终止许可证和退役的检查分析
	RESRAD-BUILD3.0	

1.4 反应堆安全分析研究的进展及其范围

1.4.1 分析方法的进展

在过去的60年中,核安全研究和开发工作在各个领域都取得了重大进展。特别是轻水堆安全分析所用的系统程序有了重大改进。

1966年是标志开始进展的一年,因为在1966年10月27日,美国原子能委员会管理局主任任命了一个特别任务小组,专门审定动力堆应急堆芯冷却系统和堆芯保护设施。他在任务书中写道:“由于核电厂规模扩大和愈来愈复杂,原子能委员会管理局和反应堆安全保障顾问委员会(ACRS)对与堆芯熔化有关的各种现象以及应急堆芯冷却系统是否完备已日益关注……”。

在美国,推动核安全系统程序继续发展和改进的力量主要来自于四个方面:上述的特别任务小组的任务书及其以后的报告;应急堆芯冷却的听证会;按照《水堆安全进展计划》进行的研究和开发工作;美国制定的核安全设计和评价的准则。

FLASH是用于压水堆大破口冷却剂丧失事故分析的第一个反应堆系统程序。它是在美国海军规划下开发的。开发FLASH程序的背景为:以前在分析冷却剂丧失事故时,一个系统都用一个充有汽和水的单个容积来表示。在某些分析中,假定汽相和水相完全分离,而在另一些分析中,又假定它们完全是均相的。还假定在水装量不低于某个预先规定的临界值时,堆芯冷却基本上是完善的,而低于该值,堆芯冷却基本上为零。这样处理时,发现其结果强烈取决于预先所作的关于冷却剂是分离状态还是均相状态的假定,还强烈取决于所假设的水装量的临界值。一般来说,根据目前的技术水平,还无法证明任何一组特定的假设是正确的。为了避免这种事先的假定,开发了FLASH程序。该程序把一个系统划分为三个容积,每个容积内都含有均相混合物和单独的汽相。对汽相分离的程度是连续计算的。这种明确的堆芯冷却计算不需要对水装量作任何假设。

当然,FLASH程序所用的模型对实际系统的几何条件作了相当大的简化。另一方面,FLASH模型试图考虑一次侧系统各部件在冷却剂丧失事故期间的性状。很多这类部件在冷却剂丧失事故期间发生的极端偏离设计条件下的性能在当时缺乏实验数据。所以他们的做法是得到这些实验数据后,在FLASH结构中就可以乘上一个系数。尽管如此,FLASH扩大了当时的事故分析能力,能算出冷却剂丧失事故期间一次侧系统内可能发生的情况。

在FLASH程序之后,世界各国纷纷投入大量的人力物力,研发各自的事故分析程序,比如RELAP5,TRACE,CATHARE,ATHLET等。

RELAP5 程序是美国爱达荷国家实验室(Idaho National Engineering Laboratory)研发的核反应堆热力学分析程序,有多年的工程验证基础,几乎可以模拟核电厂所有的热工水力瞬态和事故,广泛应用于压水堆核电站的事故分析。目前,广泛使用的版本有 RELAP5/Mod3.3,RELAP5-3D 等。RELAP5 程序的热工水力计算采用两相流的两流体六方程模型,该模型考虑了两相界面之间的质量、动量及能量的转移。

瞬态反应堆分析程序 TRAC 是洛斯阿拉莫斯国家实验室(Los Alamos National Laboratory)开发的先进最佳估算程序,可对压水堆的事故和瞬态行为进行数值分析。1977 年 TRAC 的第一个版本 TRAC-P1 发布。在此之后,为了增加程序的鲁棒性和适用范围,洛斯阿拉莫斯国家实验室相继开发了 TRAC-PF1, TRAC-PF1/MOD1, TRAC-PF1/MOD2 等版本。爱达荷国家实验室在压水堆版本的基础上,使用相同的模型与数值方法,开发了该程序的沸水堆版本。该程序的最新版本 TRACE 用 FORTRAN90 编写,可适用于压水堆和沸水堆的数值分析。美国核管会用 TRACE 代替 RELAP 程序和 TRAC 程序,来进行所有水冷堆的数值分析。2007 年,第一个经过验证的版本 TRACE V5.0 发布。TRACE 程序同样采用两流体六方程模型。

程序 CATHARE 是法国原子能委员会(CEA)、法国电力公司(EDF)和法玛通公司(FRAMATOME)联合开发的压水堆热工水力最佳估算程序。与大多数最佳估算程序一样,CATHENA 采用两流体模型来模拟非平衡不均匀的两相流,界面间的耦合、摩擦以及壁面传热过程都采用代数的本构关系式计算。程序采用两流体六方程模型,最新的版本 CATHARE 2 V2.5 拥有三维压力容器模型。该程序可以用于模拟任何压水堆及相关的实验设施,但不可以用于聚变堆、压力管式石墨慢化沸水堆、沸水堆和实验堆等。

ATHLET 是由德国核设施安全评审中心(Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit,GRS)1996 年开始研发的大型反应堆热工水力最佳估算程序,可用于水冷反应堆的事故分析。ATHLET 程序经过全面详细的验证和不断改进提高,已经获得了德国在内的许多欧洲国家核安全机构的认可,可以作为核设施执照申请的安全分析程序。该程序可以计算全范围的设计基准事故和超设计基准事故(不包括堆芯融化),比如压水堆和沸水堆的预期瞬态分析以及小破口、中破口、大破口事故分析。程序中有三种流体动力学可供用户选择:

- (1)程序的基本选项是五方程漂流移模型,两个质量守恒方程、两个能量守恒方程以及一个混合物动量方程;
- (2)两流体六方程模型,界面间物理量转移采用代数的本构关系式;
- (3)四方程均匀流模型,包括两个质量守恒方程、一个混合物动量方程和一个

混合物能量方程。

表 1.6 按开发的先后顺序列出了压水堆的主要程序及其主要的特点。从表中可以看出,三维核热耦合事故分析程序是当前的主流分析程序。

表 1.6 轻水堆大破口冷却剂丧失事故系统程序技术性能的比较

程序能力	A. 反应堆系统的表示法		B. 流体动力学模型		C. 反应堆动力学	
	控制体	一维/多维	流体动力学模型	数值方法	金属-水反应	反应堆动力学
FLASH-4	3	准一维	均相流模型	显式	否	很有限
RELAP2	20	准一维	均相流模型	显式	是	点动力学
RELAP3	20	准一维	均相流模型	显式	否	点动力学
RELAP4 /CMOD7	动态储存 有限部件储存	一维	均相流模型,带 滑移模型选项	隐式	是	点动力学
TRAC (P1A/BDO)	动态储存 有限部件储存	多维	两流体,六方程	半隐式或 全隐式	是	点动力学
RELAP5	动态储存 有限部件储存	一维	两流体,六方程	半隐式	否	点动力学
CATHENA	动态储存 有限部件储存	一维	两流体,六方程	半隐式	是	点动力学
TRACE	动态储存 有限部件储存	多维	两流体,六方程	半隐式	是	三维时空 动力学
APROS	动态储存 有限部件储存	一维	均相流,漂移 流(五方程), 两流体(六方程)	半隐式或 全隐式	是	一维或三维 时空动力学
RETRAN-02	动态储存 有限部件储存	一维	均相流模 型,带滑移 模型选项	显式或半隐式	是	点动力学 或一维时 空动力学
CATHARE	动态储存 有限部件储存	多维	两流体, 六方程	隐式	是	点动力学
ATHLET	动态储存 有限部件储存	多维	漂移流(五 方程),两 流体(六方程)	隐式	是	点动力学 或一维时 空动力学

1.4.2 本教材的范围

本教材主要讲述反应堆动力学与热工水力程序及其数值解法。

从系统分析的角度来看,反应堆安全分析主要需要获得系统的热工水力行为和堆芯的功率分布。系统热工水力行为的获得可以验证核电厂在事故工况下验收准则能否得到满足,而堆芯内的功率分布则为详细的热工水力分析打下良好的基础。堆芯热工计算获得的慢化剂温度、密度和燃料温度等参数会对中子截面产生影响,从而又影响到堆芯中子动力学,而中子动力学方程得到的功率分布又将作用于堆芯热工水力。因此物理和热工两者往往又是耦合的关系。

在反应堆物理方面,最主要的工作在于如何准确地计算中子少群截面,以便得到准确的堆芯中子通量分布。在事故发生后,堆芯的冷却剂状态发生剧烈变化,导致中子截面改变,进一步影响扩散方程计算,最终堆芯的中子通量分布决定了堆芯的功率分布。目前的大型物理计算程序的中子截面计算主要采用两群计算(热群和快群),中子通量计算采用节块法。

在反应堆热工水力方面,最主要的工作在于如何准确地描述两相流的行为和传热行为。在冷却剂丧失事故工况下,非均相(两个相之间有相对运动)、不平衡态(两个相之间有温差)以及某些情况下的多维流动等效应都可能是重要的。在两相流的模型方面,早期有均匀流模型,现在有漂移流和两流体模型。目前的大型事故分析程序普遍采用两流体模型。

习题

- (1)解释核安全目标。
- (2)结合压水堆核电厂的具体实例,分析纵深防御原则和多道屏障。
- (3)国际原子能机构(IAEA)的事故分析方法的选项有哪些,各有什么特点?
- (4)我国对核电厂安全分析用计算机程序的分类有哪些,各有什么功能?
- (5)调研目前国际上普遍采用的事故分析程序的现状及其应用实例。

参考文献

- [1] 朱继洲,奚树人,单建强. 核反应堆安全分析[M]. 西安:西安交通大学出版社, 2000.
- [2] 林诚格. 非能动安全先进压水堆核电技术[M]. 北京:原子能出版社, 2010.
- [3] 国家核安全局. 核动力厂设计安全规定, HAF102, 2004.

- [4] Jones O C. Nuclear reactor safety heat transfer[J]. Nucl. Sci. Eng., 1980, 81:3.
- [5] Sloan S M, Schultz R R, Wilson G E. RELAP5/MOD3 code manual[R]. NUREG/CR-4312, EGG-2396, 1992.
- [6] United States Nuclear Regulatory Commission. TRACE V5. 0 Theory Manual. Field Equations, Solution Methods, and Physical Models[R]. 2007.
- [7] Lavalie G. The CATHARE 2 V2.5 code: Main features[C]// CATHARE-NEPTUNE International Seminar, May 10-12, 2004.
- [8] Teschendorff V, Austregesilo H, Lerchl G. Methodology, status and plans for development and assessment of the code ATHLET[R]. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (United States). Div. of Systems Technology; Nuclear Energy Agency, 75-Paris (France); SCIENTECH, Inc., Boise, ID (United States), 1997.

1.2 核反应堆的组成

核反应堆的组成如图1-1所示。核反应堆由燃料元件、慢化剂、冷却剂、反射层、屏蔽层等组成。燃料元件是核反应堆的核心，它将核能转化为热能。慢化剂的作用是使快中子减速成为热中子，以提高核反应的效率。冷却剂的作用是带走反应堆产生的热量，用于发电或供热。反射层的作用是减少中子的泄漏，提高反应堆的临界性。屏蔽层的作用是防止中子和放射性物质泄漏，保护人员和环境的安全。

核反应堆的组成如图1-1所示。

$$\frac{1}{\lambda} = \frac{1}{\lambda_0} + \frac{1}{\lambda_1} + \frac{1}{\lambda_2} + \dots + \frac{1}{\lambda_n}$$

图1-1 核反应堆的组成

核反应堆的组成如图1-1所示。核反应堆由燃料元件、慢化剂、冷却剂、反射层、屏蔽层等组成。燃料元件是核反应堆的核心，它将核能转化为热能。慢化剂的作用是使快中子减速成为热中子，以提高核反应的效率。冷却剂的作用是带走反应堆产生的热量，用于发电或供热。反射层的作用是减少中子的泄漏，提高反应堆的临界性。屏蔽层的作用是防止中子和放射性物质泄漏，保护人员和环境的安全。