

研究堆安全分析用计算机程序验证要求探讨

吴园园, 丁子星, 张小伟

国防科工局核技术支持中心, 北京
Email: wyy0089@163.com

收稿日期: 2021年7月5日; 录用日期: 2021年7月16日; 发布日期: 2021年7月23日

摘要

安全分析用计算机程序的验证对反应堆设计和安全运行具有重要意义。我国目前研究堆安全分析程序的验证要求尚不明确, 本文列举了研究堆安全分析常用的七类计算机程序, 说明了各自的功能和主要特点, 并根据各程序特点探讨了各安全分析程序验证的主要方法和要求, 可为研究堆安全分析程序的验证提供参考。

关键词

安全分析程序, 程序验证, 研究堆

Discussion on Verification Requirements of Safety Analysis Programs of Research Reactor

Yuanyuan Wu, Zixing Ding, Xiaowei Zhang

Nuclear Technology Support Center, State Administration of Science, Technology and Industry for National Defence, Beijing
Email: wyy0089@163.com

Received: Jul. 5th, 2021; accepted: Jul. 16th, 2021; published: Jul. 23rd, 2021

Abstract

The verification of computer program for safety analysis is of great significance for reactor design and safe operation. At present, the verification requirements of safety analysis program for research reactor are not clear in China. This paper lists seven kinds of computer programs commonly used in safety analysis of research reactor, describes their functions and main characteris-

tics, and discusses the main methods and requirements of safety analysis program verification according to the characteristics of each program, which can provide references for the verification of safety analysis program for research reactor.

Keywords

Safety Analysis Program, Program Verification, Research Reactor

Copyright © 2021 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 引言

核反应堆在设计、建造和运行时需要借助大量的计算机程序，其中用于安全分析的程序的可靠性和保守性历来是设计和审查人员关注的重点。我国核安全导则 HAD 102/17《核动力厂安全评价与验证》4.6.2 节规定“在安全分析中使用的所有计算机程序都应予以确认和验证”[1]。相应的，反应堆设计各专业也有相应规定，NB/T 20057.1-2012《压水堆核电厂反应堆系统设计堆芯第一部分：核设计》第 10 节“计算机程序与核数据库”中规定了核设计所用数据和计算机程序的验证要求[2]；NB/T 20057.2-2012《压水堆核电厂反应堆系统设计堆芯第二部分：热工水力设计》第 5.1.3 节和 5.2.4 节规定了热工水力设计中所用集成及程序的验证要求[3]。可以看出，对于核动力厂所用分析程序的要求是基本明确的。研究堆由于本身就具有的科研和设计验证的性质，大多采用新的燃料系统、堆芯布置、结构材料、系统和设备等设计，用于安全分析的计算机程序在确定上述重要设计的物理模型时，也难以像核动力厂分析程序一样进行充分的设计验证或得到类似的运行经验；同时，研究堆相比核动力厂，普遍具有功率低（一般 10 MW 级别甚至更低）、压力温度低、设计和运行参数安全裕量大、多采用非能动安全系统、固有安全性高、大规模放射性释放风险低等特点，因此，研究堆安全分析所用计算机程序的验证要求在方法和充分性方面应与核动力厂有所区别。正如在国家核安全局发布的《小型压水堆核动力厂安全审评原则(试行)》中要求：“在小型压水堆核动力厂示范工程设计和安全评价过程中所使用的某些安全分析软件可能无法得到完整的鉴定，或者使用范围和鉴定范围有所偏差。应结合实际，尽可能地对这些安全分析软件进行验证，包括必要的试验验证、不同程序的对比验证等”。如何制定研究堆所用程序的验证方法和要求，则成为影响反应堆安全设计与审查的重要内容，本文列举了研究堆安全分析常用程序类型，并对各软件验证的要求和常用方法提出了建议，可为研究堆安全分析程序的验证提供参考。

2. 研究堆所用计算机程序概述

研究堆安全分析中所用的计算机程序与核动力厂类似，主要包括以下七类：

1) 中子物理程序：模拟反应堆堆芯行为的核设计分析软件，主要包括组件参数分析软件、堆芯物理分析软件及中子动力学分析软件，主要用于计算堆芯不同装载方案或运行状态下的有效增殖因子、各种反应性反馈系数、功率分布不均匀因子、控制棒价值等参数，典型的是美国洛斯阿拉莫斯国家实验室 (LANL) 研制的大型、多功能、三维多粒子的输运蒙卡程序 MCNP。

2) 燃料元件分析程序：模拟反应堆运行及事故后燃料元件行为的分析程序，燃料元件的行为分析一般包括热工水力、机械、材料 3 部分[4]。热工水力计算主要是得到燃料元件的温度和功率分布、包壳和

冷却剂的温度变化、裂变气体的释放和热应力导致的材料变形。机械方面主要研究芯块及包壳的变形、芯块对包壳的机械影响(PCMI)及气隙的变化,材料部分主要包括密实化、肿胀、膨胀等各种变形系数及燃料和包壳的导热系数等,这类程序以美国核管会开发的稳态燃料元件分析程序 FRAPCON 和瞬态燃料元件分析程序 FRAP-T6、FRAPTRAN 为代表。

3) 热工水力设计程序:模拟反应堆运行期间堆芯及相关冷却剂系统的热工水力分析程序,主要用于计算反应堆燃料元件温度分布、临界热流密度比、冷却剂温度和压力分布等,可用于堆芯热工水力计算的程序有 ANSYS CFD、FLUENT 以及子通道分析程序 COBRA,但目前国内工程实践还是以自主开发的一维稳态热工水力分析程序为主。

4) 结构力学程序:模拟反应堆各部件和构筑物在各种载荷及载荷组合下的应力应变行为,由于不同反应堆在部件和构筑物力学分析方法和模型的相似性,一般采用大型商用程序进行计算,如有限元程序 ANSYS、ABAQUS 程序等。

5) 系统分析程序:模拟反应堆及相关系统在事故工况下的瞬态行为,由于反应堆在事故工况下涉及不同部件的不同物理现象,因此,系统分析程序一般需要包含中子物理计算模型、热工水力分析模型、设备特性参数模型、控制变量模型等,用于计算反应堆在事故后堆芯功率变化、反应性反馈效应、燃料元件温度变化、DNBR 变化、冷却剂流量、温度和压力变化、各系统尤其是安全系统触发的不同动作等,典型代表如美国 IDAHO 实验室开发的两流体、非平衡、非均匀、六方程轻水反应堆瞬态系统分析程序 RELAP5、洛斯阿拉莫斯实验室开发的 TRACE 程序等。

6) 严重事故后果分析程序:模拟反应堆在严重事故时堆芯熔化、裂变产物在系统和安全壳内迁移,直至泄漏至环境的行为[5]。由于严重事故行为及其复杂,目前严重事故后果分析程序主要分为两类,一类是系统性程序,能计算完整的事故序列至裂变产物从安全壳泄漏至环境,如美国桑迪亚实验室开发的 MELCOR、法国与德国开发的 ASTEC 程序等;第二类是机理性程序,侧重详细模拟严重事故中的特定进程或行为,如美国桑迪亚实验室开发的用于预测严重事故中放射性物质释放、迁移与沉积的 VICTORIA 程序、用于计算安全壳内热工水力学状态的 CONTAIN 程序等。

7) 放射性后果分析程序:模拟放射性物质在厂区内外的迁移,以确定对公众的影响。目前国内工程实践大多依据美国 NRC 导则 RG1.145《核动力厂潜在事故后果评价的大气弥散模式》,利用风向、风速和大气稳定度联合频率资料,给出各方位禁区边界(EAB)和低人口区(LPZ)外边界在各时间段的相对空气浓度(X/Q)值,即扩散率。典型程序为由美国太平洋西北实验室(PNL)为 NRC 开发的 PAVAN 程序,该程序以直线高斯烟羽模式为基础,用户可以选定地面释放(如通过建筑物泄漏和排风)或独立烟囱的高架释放方式。程序中考虑了建筑物尾流的附加弥散、低风速条件下的烟羽摆动,以及考虑非直线烟羽轨迹的修正等。

3. 主要计算机程序验证方法和要求

研究堆安全分析中所用的计算机程序中,结构力学一般采用大型商用程序进行分析,建立模型和分析方法在不同堆型之间有较强的通用性,且经过大量核工程应用实践,此类程序可不作为验证重点;严重事故中的过程现象复杂,物理模型具有较大的不确定性,且研究堆应对超设计基准事故的能力较强,安全裕量普遍较大,严重事故分析程序也可不作为验证重点;放射性后果程序常用的直线高斯烟羽模型较为简单,所编制程序的结构也简单,其计算结果的准确性更加依赖于所获取气象参数的准确性、地形及建筑物修正模型的保守性,因此此类程序的验证较简单,综上,根据上述七类程序复杂程度、物理模型成熟度、对安全分析的重要性、所分析对象的安全裕量等因素综合考虑,一般可将中子物理程序、燃料元件分析程序、热工水力设计程序和系统分析程序作为程序验证工作关注的重点。

1) 中子物理程序。该类程序验证方法主要有两种,一是通过对基准例题的检验,验证计算机程序的适用性。为了便于中子物理程序的计算和验证,世界各国针对不同反应堆堆芯或临界装置进行了大量的临界物理实验,并将实验结果作为中子物理程序验证的基准例题;同时,IAEA发布了核数据库临界测试工具《国际临界安全基准评价实验手册》;另外,IAEA也通过资助研究机构进行临界实验,并作为基准例题供各国使用,如1997年由俄罗斯、法国瑞典参与的ADS合作研究计划就得到了ADS基准例题,等等。因此,中子物理程序可借助可用的基准例题进行验证,但为了进一步验证程序,一般还需要建立相同或相似的目标堆芯,通过对零功率实验、装投料调试时物理启动实验及运行阶段堆芯核物理参数实测数据的分析,最终确定计算机程序的系统误差,证明其计算精度满足工程要求。

2) 燃料元件分析程序。该类程序的验证方法主要分为基准例题或试验对比计算和燃料元件辐照考研两种方式。如前文所述,为模拟燃料元件行为,燃料元件分析程序一般采用温度模型计算温度分布,力学模型计算包壳和芯块在热膨胀、辐照肿胀、“重定位”等因素下的应力、应变以及芯块和包壳相互作用;内压模型计算裂变气体释放行为和燃料元件内压;还有氧化模型可计算锆水反应等,其中温度模型多采用一维导热模型,内压模型多假设遵循理想气体状态方程,氧化模型则多借助Baker-Just等关系式,上述模型对不同燃料系统设计具有一定的通用性,因此可借助美国NRC开发的FRAPCON、FRAP-T6、FRAPTRAN等程序所提供的标准例题进行对比计算;另外,美国、法国、日本等国也公开部分反应堆燃料元件试验和运行数据,可供燃料元件分析程序进行对比计算,上述基准例题和试验数据能够一定程度上验证新开发燃料元件分析程序的可靠性。对于研究堆所设计的新的燃料系统,均需进行大量不同试验条件的辐照考验,主要有包壳材料辐照考验、小尺寸燃料棒/板堆外辐照考验、燃料棒辐照性能考验,以及最终的燃料组件堆内辐照考验,全面验证燃料组件及相关组件的堆内性能,作为燃料系统设计验证的最重要手段,上述各试验通过解体测试,可为燃料元件分析程序提供关键的模型参数,对程序进行修正,并进一步预测燃料元件堆内行为。

3) 热工水力设计程序。由于研究堆具有多种多样的燃料元件、堆芯运行参数、堆芯尺寸和结构等,导致不同研究堆在燃料表面传热系数、临界热流密度关系式、堆芯压降及阻力系数、流动不稳定性特性等的物理模型上有着明显的差异,甚至完全无法使用,而热工水力设计程序多采用一维稳态模型,程序结构相对简单,因此,稳态热工水力设计程序的验证基本无基准例题或基准试验可供使用,也缺少通用计算程序可作对比,只能通过热工水力试验对燃料表面传热系数、临界热流密度关系式、堆芯压降及局部阻力系数等进行实测,总结出经验关系式,在此基础上开发热工水力计算程序。研究堆热工水力设计一般要进行对流换热特性试验、临界热流密度试验、压降和阻力系数测定试验、流量分配试验、旁流或漏流试验、冷却剂交混试验,流动不稳定性试验,以及整体水力模拟试验等,因此,热工水力设计程序的验证重点就在于对试验条件、试验过程、试验结果以及试验代表性的确认和审查。

4) 系统分析程序。如前所述,系统分析程序是反应堆安全分析中最重要,也是最为复杂的程序,其验证也最为重要。一般来讲,系统分析程序的验证主要依靠基准试验对比、不同程序计算对比、反应堆运行经验、瞬态试验对比等方式,由于研究堆在堆芯和系统设计、安全特性等方面多具有创新性,几乎没有可用的基准试验和运行经验,因此主要依靠不同程序计算对比(主要是不同人员开发的程序)和进行瞬态试验对比的方式进行验证。系统分析程序由于物理模型较多,各系统和部件之间瞬态行为相互耦合,在确定验证步骤和方法时可分为分离效应验证和整体效应验证。分离效应验证主要针对程序不同模块所用经验关系式或独立模块的验证,整体效应验证为评估各系统间的相互作用和模型的整体分析能力所需。分离效应的验证不可能对程序每一个计算模块逐一进行,一般可选取程序重要的特性分别验证,即识别重要现象和过程,得到现象识别与排序表(PIRT表)。现象识别与排序在初步设计阶段主要依靠专家的定性分析和主观判断,但在后期可依靠试验现象和认识深入进行修改。现象识别与排序应按照事故发展进

程和闭合的系统回路逐步逐个进行分析。以反应堆破口事故为例,典型的重要特性和现象主要有燃料元件内部储能、裂变功率和衰变热计算、包壳和燃料棒膨胀和破裂、破口的临界喷放、冷却抑制导致的 ECCS 旁路、摩擦和局部压降、泵惰转、喷放后传热和流量计算、蒸汽与冷却水相互作用、临界热流密度、临界后热交换、燃料棒裸露后的换热、再淹没时的骤冷前沿等,一般来说,上述现象中仅燃料元件内部储能、裂变功率和衰变热计算能够与其他程序进行对比计算,其余重要现象均需通过已有试验对比或新增试验进行验证。但在研究堆的 LOCA 事故中,部分上述现象不存在或对程序计算结果影响较小,如燃料棒裸露后的传热、骤冷前沿等。因此,需要根据研究堆具体设计进行分析,对上述现象进行排序,尽可能的借助已有试验或新增试验进行验证。对于整体效应的验证,几乎只能采取新建瞬态试验台架的方式通过设计系统级的瞬态试验进行验证。需要说明的是,在指定研究堆系统分析程序的验证要求时,应综合考虑程序和瞬态现象复杂性、事故工况安全裕量、总体安全风险、试验验证可行性等因素,如多数研究堆冷却剂在事故工况中预计保持单相状态;系统和设备较少,各系统之间的耦合关系相对简单,均可大大降低程序的复杂性和物理模型的误差;部分研究堆设计基准事故甚至超设计基准事故仍可采用 DNBR 大于 1 作为验收准则,放射性释放也远低于国家标准,具有此类安全裕量的反应堆则允许偏大的系统分析程序的误差,甚至可忽略部分重要现象和过程的评价。

4. 结论

- 1) 研究堆在系统设计和安全特性等方面均与核动力厂有较大区别,其安全分析程序的验证要求也应与核动力厂有所不同;
- 2) 结合程序复杂程度、对安全的重要性和安全裕量等因素,研究堆安全分析程序的验证可以中子物理程序、燃料元件分析程序、热工水力设计程序和系统分析程序为主;
- 3) 研究堆安全分析程序的验证仍以基准例题对比和试验验证为主,但新增试验应根据研究堆特性具体分析确定。

参考文献

- [1] 国家核安全局. HAD 102/17 核动力厂安全评价与验证[S]. 北京: 国家核安全局, 2006.
- [2] 国家能源局. NB/T 20057.1-2012 压水堆核电厂反应堆系统设计堆芯第一部分: 核设计[S]. 中华人民共和国能源行业标准, 2012.
- [3] 国家能源局. NB/T 20057.2-2012 压水堆核电厂反应堆系统设计堆芯第二部分: 热工水力设计[S]. 中华人民共和国能源行业标准, 2012.
- [4] 杨震, 苏光辉, 田文喜, 等. 水堆燃料元件性能分析及程序 FROBA 开发[J]. 原子能科学技术, 2012, 46(5): 590-595.
- [5] 郎明刚, 高祖瑛. 严重事故分析程序[J]. 核动力工程, 2002, 23(2): 46-50.