

最佳估算方法中不确定度评估关键问题分析

陈 炼¹, 胡 啸¹, 邓程程², 黄 挺¹

(1. 国核华清(北京)核电技术研发中心有限公司, 北京 102209; 2. 华中科技大学 能源与动力工程学院, 湖北 武汉 430074)

摘要:应用最佳估算+不确定度(BEPU)分析方法对核电厂进行事故分析或安全评审已成为国际发展趋势。本文对最佳估算分析中基于输入传递的统计类不确定度评估的流程进行了总结,并对其关键步骤进行了分析和研究。分析认为,评估流程可分为确定目标参数、确定重要输入参数及其分布、抽样、模型分析和目标参数分析 5 步,其中现象识别和重要度排序表(PIRT)是一种适用的重要输入参数确定方法,输入参数的分布需根据试验数据或专家判断确定;抽样方法上,可采用参数抽样或非参数抽样,后者可大幅减小抽样数量;不确定度评估所用模型须经过充分试验或分析证明其适用性;通过对目标参数进行统计,可获得不确定度范围及输入参数的敏感性。

关键词:最佳估算;不确定度;统计方法;敏感性

中图分类号: TL365; TL332

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2016)05-0851-08

doi: 10. 7538/yzk. 2016. 50. 05. 0851

Analysis on Key Issue of Uncertainty Evaluation in Best Estimate Method

CHEN Lian¹, HU Xiao¹, DENG Cheng-cheng², HUANG Ting¹

(1. State Nuclear Power Technology R&D Center, Beijing 102209, China;

2. School of Energy and Power Engineering, Huazhong University of Science and Technology, Wuhan 430074, China)

Abstract: The application of best estimate plus the uncertainty (BEPU) analysis method becomes trend in the nuclear power plant accident analysis and safety review. The procedure of the statistical BEPU method based on input parameters' propagation was summarized and the key steps were analyzed. The evaluation process can be divided into five major steps: Defining the target parameter(s), identifying important input parameters and their probability distribution, sampling, model analysis and target parameter analysis. It's believed that phenomenon identification and ranking table (PIRT) is a suitable method to identify the important input parameters. The distribution of input parameters is usually obtained from the experimental data or expert judgment. The parametric or nonparametric sampling method can be used to determine the required sampling number, and the later greatly decreases sampling number. Its calculation model should be verified sufficiently to demonstrate its applicability. The statistical results of objective parameter

收稿日期: 2015-07-07; 修回日期: 2015-09-13

基金项目: 核与辐射安全监督管理技术支持项目资助(JD201561)

作者简介: 陈 炼(1982—), 男, 湖北宜昌人, 高级工程师, 博士, 核科学与技术专业

provide uncertainty range and the sensitivity of the input parameters.

Key words: best estimate; uncertainty; statistical method; sensitivity

美国核管会(NRC)最初法规要求核电厂设计或安全分析中应用过度保守的模型或假设以确保足够的安全裕度,然而,核设施安全委员会(CSNI)的研究表明保守模型或假设偏离真实情况较大,并不一定产生保守结果^[1]。1988年,美国NRC对联邦法规10CFR 50.46进行了补充,允许应用最佳估算方法作为保守模型方法的替代方法,但最佳估算结果必须进行不确定度评估,以足够高的概率证明燃料包壳峰值温度、局部最大氧化份额等不会超过设计准则。最佳估算+不确定度(BEPU)方法最初主要应用于大破口失水事故(LOCA)分析^[2],后来逐步成为核电厂安全分析的一种趋势^[3]。

近年来,多种BEPU方法已获得核监管当局(如美国NRC)^[4-5]的评审认可,部分已用于核电厂最终安全分析报告的评审中,并逐步在小破口LOCA、核电厂功率提升、重新取证或新设计认证等方面应用^[6]。2005年,国际原子能机构支持将BEPU方法用于确定取证所需的安全裕度^[7]。最佳估算分析中关键的一步是评估目标参数的不确定度^[8]。2008年,国际经合组织的核装置安全委员会(OECD/NEA)组织开展BEMUSE(best-estimate methods-uncertainty and sensitivity evaluation)项目,来自8个国家10个组织的11个参与者开展了最佳估算+不确定度评估和敏感性分析的国际校验活动^[9]。该项目主要由两大部分组成:1)针对LOFT台架L2-5试验开展相关热工水力最佳估算程序的不确定度评估和敏感性分析;2)对核电厂进行最佳估算+不确定度评估和敏感性分析。项目指出了不确定度评估中的一些关键问题,如程序所需运行计算的最小次数、输入参数如何选取及其不确定度变化范围如何确定、不确定度评估结果的准确性等。本文旨在总结最佳估算分析中基于输入传递的统计类不确定度评估方法的流程,并对其中的关键步骤进行分析和研究。

1 统计类不确定度评估方法及其流程

美国NRC认定的程序比例、适用性和不确定度评估的方法(CSAU)^[10-11]为不确定度评

估提供了系统、严密的逻辑框架,但并未明确具体的实现方法。为推进最佳估算方法的应用,各国开发了多种不确定度评估方法。根据应用的参数处理方法,可将不确定度评估方法分为两类:统计性方法和确定论分析方法。根据不确定度传递的方式,统计性方法可分为基于输入参数不确定度传递和基于输出不确定度传递两种。基于输出不确定度传递的方法以意大利比萨大学开发的UMAE方法为代表^[12]。基于输入参数不确定度传递的统计性方法的研究和应用相对更成熟和广泛,如NRC的CSAU、美国西屋的ASTRUM、德国的GRS和西班牙的ENSUSE等。各方法首先确定若干重要输入参数,通过热工水力模型(最佳估算分析程序)计算大量的目标参数值,以计算目标参数的统计特征确定输出不确定度,具体流程如图1所示。但在具体步骤的实现上各方法存在差异,如CSAU是通过个案计算构造响应面来计算整体不确定度,ASTRUM、GRS方法采用非参数统计方法通过直接蒙特卡罗抽样来评估整体不确定度等,ENSUSE方法同GRS方法相似,但在确定重要输入参数时应用了PIRT方法。

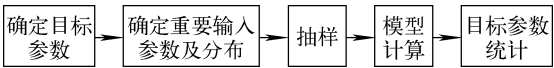


图1 基于输入传递的不确定度评估方法流程
Fig. 1 Procedure of uncertainty evaluation based on input propagation

2 关键问题

2.1 目标参数

开展最佳估算分析时,首先要明确分析的事故和选择的核电厂。针对广泛研究的LOCA,目标参数原则上必须遵守由相应法规确定的轻水反应堆LOCA分析安全准则^[13],包括:1)燃料包壳最高温度(PCT)的计算值不应超过1 204℃;2)局部燃料包壳氧化物量(LMO)不应超过反应前包壳总厚度的17%;3)燃料包壳锆水(蒸汽)反应产生的氢气量(CWO)不应超过所有金属反应时总产氢量的1%;4)事故后

堆芯应能保持可冷却的几何形状;5) 应保证对于堆芯衰变热的长期冷却。

在 LOCA 分析中,若前 3 个准则得到满足,则后两个准则自然满足。有研究^[14]认为 LMO 是 PCT 的单调函数,若 PCT 满足安全准则,则 LWO 会有较大的安全裕度;对于 LOCA, CWO 可能远小于安全准则限值,也是冗余的,因此将 PCT 作为大破口 LOCA 分析中唯一的目标参数(也存在争议,认为需将 PCT、LMO、CWO 都作为目标参数^[8])。在 AP1000 小破口 LOCA 分析评价中,通常将堆芯混合液位作为目标参数,若其高于燃料活性区则认为满足安全准则。

2.2 重要输入参数及分布

大多数统计类方法均为基于输入传递的不确定度计算方法,其内在逻辑是输入参数的不确定度传递给了输出的目标参数,输入与输出之间存在因果关系,如图 2 所示。

输入参数不确定度的来源大致可归纳为计算模型不确定度、试验数据不确定度、核电厂数据不确定度和建模不确定度 4 类^[15-16]。

对 LOCA 等事故瞬态,模型分析的输入参数很多。美国 NRC 技术组认为:在最佳估算程序中以一种统一的方式来评估和研究所有的参数和模型,不切合实际,也不是必需的,因而需采用一种方法只关注那些主导瞬态行为的系

统、部件、过程和现象,同时,考虑所有可疑的现象效应^[17]。和这些相关的输入参数可认为是重要输入参数,它们可通过敏感性分析、层次分析(AHP)^[18]或经验确定。

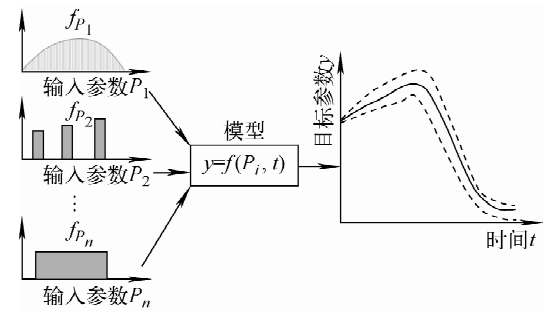


图 2 输入不确定度的传递
Fig. 2 Propagation of input uncertainty

目前,应用较多的方法是 PIRT 分析法,它是结合敏感性分析、层次分析和经验判断的一种重要输入参数判定方法。PIRT 的形成是为了支持“最佳估算+不确定度评估”的安全许可要求。Wilson 等^[17]介绍了 PIRT 在试验、程序开发及应用方面的作用和实现过程,其流程如图 3 所示。PIRT 提供了一种很好的方式来确定最佳估算分析中的重要现象并按重要度排序,为不确定度输入参数的选取提供了重要的

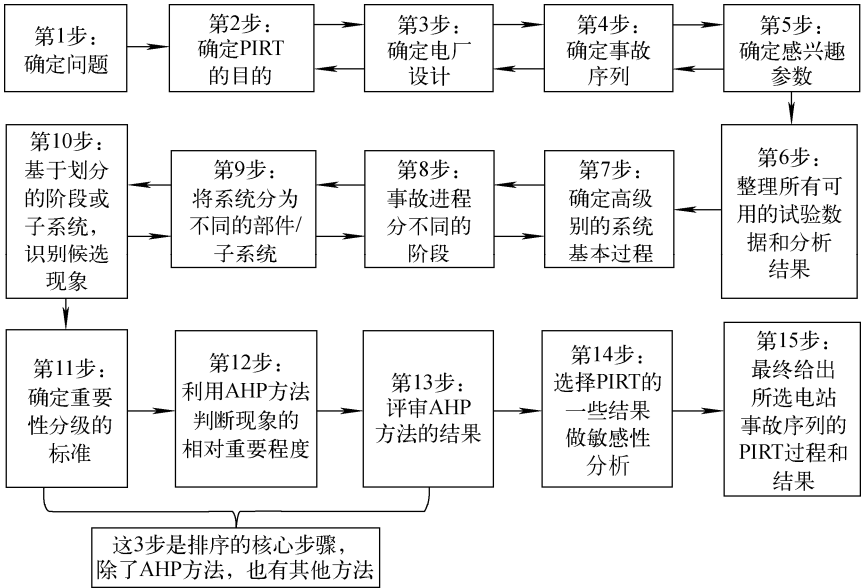


图 3 PIRT 评估方法流程
Fig. 3 Process of PIRT evaluation

依据。从 PIRT 过程来看,确定重要输入参数的过程离不开工程师经验或专家判断,成为不确定度评估值得研究的重要方面。

重要输入参数的概率密度分布是后续抽样的条件。这些参数的概率分布理应通过试验数据或核电厂获得,具体方法^[8]包括:1) 从已有的试验数据或程序分析文献中查找范围及其分布。2) 拟合单项或整体试验中可用的试验数据,如果试验数据充足,则可用经典的统计学方法将数据转化为输入参数的范围和分布;否则,可用贝叶斯方法从少量的数据中推导范围和分布。3) 对核电厂运行条件,将核电厂测量值转化为输入参数的分布。4) 对与热工水力模型相关的重要输入参数,确定其分布相对复杂,需用模型变量描述对应的物理过程,如用临界流的试验值与程序计算值之比作为描述程序预测临界流能力的模型变量,其分布函数由程序模拟若干临界流试验的结果分布确定。为此,有必要证明模拟具体物理过程的程序是正确的、不会引起重大偏差。

高质量试验数据以及对输入参数相互影响认识的缺乏,使确定输入参数概率分布成为一个难点。对部分输入参数,若其值能严格控制(如稳压器液位),则在分析时可用其整定值,而无需考虑其不确定度分布;若参数随着运行历史而变化或在事故时无法确定(如破口相对稳压器的位置),则可考虑用保守值代替;若分析输入参数概率分布的代价较大时,则用包络值(如安全壳压力响应)或假设为均匀分布;若信息缺少,则通常假设各输入参数相互独立。

美国西屋公司 ASTRUM、西班牙 ENSUSE 方法均是基于 PIRT 分析的。ASTRUM 确定的大破口 LOCA 重要现象^[8]包括:破口流量、破口阻力系数、初始储热/燃料温度、堆芯传热、ECCS 的流动和旁通、蒸汽阻塞/夹带、RCS 冷段和反应堆下降段的冷凝、不可凝气体/ACC 氮气影响等。根据专家经验还确定了两个对输出不确定度有贡献但在 CSAU 分析中认为不重要的现象:破损管路的阻力系数(如泵和压力容器管嘴的阻力)及包壳破裂对轴向局部功率的影响。同时认为核电厂运行状态的变化具有重要影响(如瞬态堆芯功率分布和峰值功率因子)。为此,ASTRUM 确定了 37 个重要的输入参数,分为 4 类,即核电厂初始状态、核电厂初始功率分布、热

工水力物理模型和热棒物理模型。

ENUSA 在 PIRT 分析的基础上,将大破口 LOCA 分析的输入参数限定为 26 个,以降低确定输入不确定度分布所需要的代价^[19]。德国 GRS 在应用 ATHLET 程序分析主蒸汽管道破口时,将不确定输入参数确定为 36 个,其中模型参数 21 个、初始边界条件 5 个、核电厂参数 4 个、破口流动 3 个、控制和安全系统 2 个、收敛准则 1 个。在分析 RCS 冷段大破口 LOCA 时,选择 56 个不确定输入参数^[19]。在 BEMUSE 第 5 阶段的报告中,推荐了大破口 LOCA 不确定度评估的 20 个重要输入参数^[20]。

2.3 抽样

确定了重要输入参数及其分布后,即需对其进行抽样。抽样方法大致可分为参数抽样和非参数抽样两类。

参数抽样根据概率密度分布对每个重要输入参数分别进行抽样,然后对抽样进行组合,作为模型分析的输入。基于概率统计理论的随机抽样技术包括简单随机抽样、分层抽样和拉丁超立方抽样(LHS)等。简单随机抽样是从一个样本总体中以对应的概率密度随机抽取样本元素,它是最简单、直接的基本抽样方式。分层抽样方法是将总体分成相互独立的、具有相对均匀信息的各组层,然后在各组层内分别进行随机抽样。当样本总体具有不同子集的信息差异时,分层抽样是比较适用的抽样方式^[21]。拉丁超立方抽样先将参数的范围划分为所需数目的等概率间隔,然后在各等概率间隔内按其分布分别进行随机抽样,各间隔只抽样 1 次^[22]。

参数抽样方法为了获得准确的目标参数分布,必须进行大量随机抽样,从而获得目标参数的近似估计。

非参数抽样是对输入参数组合进行抽样,即对确定的所有重要输入参数同时抽样。该方法应用次序抽样理论,抽样数量与输入参数的数量不存在直接关系,仅与输出结果的容忍限值及置信水平有关。1985 年,德国 GRS 方法首次将基于 Wilks 公式的统计方法应用到最佳估算程序验证的不确定度评估中^[23],并逐步得到广泛应用。Wilks 方法^[24]是一种有序的容忍限值方法,能对未知分布的随机样本建立容忍置信区间。其数学思想可描述为:对于任意的变量 x ,建立 1

个容忍置信区间 (L, U) ,使得 x 所有取值至少有 γ 份额落在此区间的概率(置信度)为 β ,即:

$$P\left(\int_L^U f(x)dx \geq \gamma\right) = \beta \quad (1)$$

其中: $f(x)$ 为变量 x 的概率密度函数,大多情况下是未知的; P 为概率。从安全分析的角度,若此置信区间上界 U 在所要求的限值以下,即认为是安全的。

对于单侧和双侧容忍区间, Wilks 经典公式^[14,25]为:

$$\beta = \begin{cases} 1 - \gamma^N & (\text{单侧}) \\ 1 - \gamma^N - N(1 - \gamma)\gamma^{N-1} & (\text{双侧}) \end{cases} \quad (2)$$

NRC 认为在 95% 置信度下,95% 的概率已足以满足“高概率”的准则要求^[8]。当 $\beta = 95\%$ 、 $\gamma = 95\%$ 时, $N = 59$,即只需抽样 59 次,便可保证所有可能的结果中有 95% 的份额落在这 59 次计算结果最大值以下的概率为 95%。非参数抽样使得抽样次数大幅减小,计算效率得到提高,但其给出的不是目标参数的概率密度分布,而是目标参数值的置信概率和份额。经验^[9,26]表明:开展多组 59 次计算的不确定度结果的分散程度可能较大,因而,建议采用 Wilks 方法更高级数所需的次数来进行抽样,以减小不确定度结果的分散程度。后来 Wallis 等^[14]将 Bayesian 方法用于不确定分析中,从计算结果是否满足准则要求的角度,利用 Bayesian 理论对程序需要计算的次数进行了分析^[26]。

2.4 模型分析

1) 模型适用性评估

CSAU 方法要求在选择特定的事件、核电厂系统和现象排序后,既要选择合适的分析程序(评估模型,需在重要输入参数及分布前开展),又要提供完整的程序资料,包括使用手册、用户指南及模型与关联式的开发评价,以确定评估模型及其适用性。

目前所使用的最佳估算程序包括 ATHLET、CATHARE、MARS、RELAP5 和 TRACE 等。美国西屋公司大破口 LOCA 评估模型主要基于 WCOBRA/TRAC 热工水力程序,AREVA 开发的大破口 LOCA 评价模型主要基于 S-RELAP 热工水力程序。

模型评估也是不确定度评估中的重要一环。美国联邦导则 RG 1.203^[27](EMDAP)给出了结

构化的模型开发与模型评估流程。确定评估模型及其适用性需要开展广泛的分析和试验。美国西屋公司开发和验证 WCOBRA/TRAC 时,使用了大量单项效应试验(SET)和整体效应试验(IET)数据^[28]。对模型中的闭合关联式,需明确其来源、模拟局部物理过程的适用性及准确度;对整个评估模型,需分析场方程及数值解法的能力,并将计算结果与整体试验结果对比以评估模拟系统响应的能力。对在缩比 SET 或 IET 台架上获得的验证数据,均需评估比例的影响。WCOBRA/TRAC 程序模拟了约 100 个试验和 20 个台架以验证其模型的适用性,其中通过 SET 量化换热和临界流模型等不确定度,IET 用于判断模型预测系统响应的能力。

模型评估的另一方面是用户效应^[29-31]。通常核电厂的网格划分应和模型评估时的划分尽可能相同,并需论证网格划分的合理性和敏感性。为降低用户效应的影响,可建立若干用户工程手册,以标准流程指导核电厂输入的计算和初始状态及边界条件的建立,并在有经验人员的监督指导下开展工作。为减小初始状态引起的不确定度,在评估时可设置计算达到稳态的准则。

2) 替代模型

热工水力程序对复杂系统的单次计算均相当耗时,开展大量抽样的计算代价很大。为减小单次运算代价,部分最佳估算方法采用了替代模型。替代模型是对物理过程的简单假设,通过拟合复杂模型计算的多组目标参数产生的参数表达式,在目标输入参数范围内近似实际模型的响应。单次计算速度得到提高,与蒙特卡罗方法结合可运行大量抽样而计算代价在可接受范围内。典型的替代模型方法^[32]有响应面法(RS)^[4]、随机有限元方法(SFEM)^[33]、神经网络法^[34]和基于方差的方法^[35]等。美国西屋公司最初的 CSAU 中的不确定度评估方法即为响应面法^[8]。

使用替代模型的目的在于降低单次计算的代价,而不能省略分析程序的适用性评估,也不能完全替代分析程序,且准确度也可能降低。因此在选择模型时,需根据实际情况,从单次计算的代价、计算准确性等方面进行全面评估和考虑。

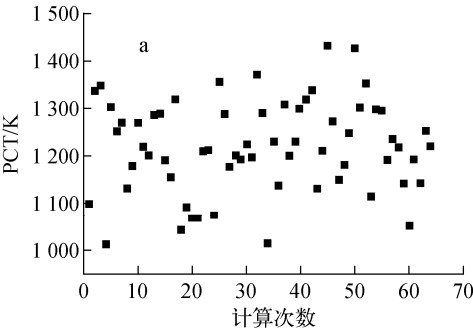
2.5 目标参数分析

抽样的输入参数组合经模型分析(传递)后得到相同次数的、随事故瞬态(时间)变化的目标参

数。对大破口 LOCA,即为燃料包壳温度随时间变化的情况,每条曲线均存在一个峰值温度,这些峰值温度即构成 PCT 的分布,如图 4所示。基于计算结果,可开展不确定度评估和敏感性分析。

1) 不确定度评估

对使用蒙特卡罗方法大量抽样得到的结果,可采用统计学方法计算其最大值、最小值、均值、概率分布和方差等参数。对 Wilks 方法得到的结果,可绘制目标参数分布的散点图(图 5a)及直方图、上下限包络带等(图 5b)。根据抽样统计理论,认为在 95%置信度下,95%的样本会小于最大值(容许限),因此,将最大值作



为不确定度上限,与设计准则进行比较。

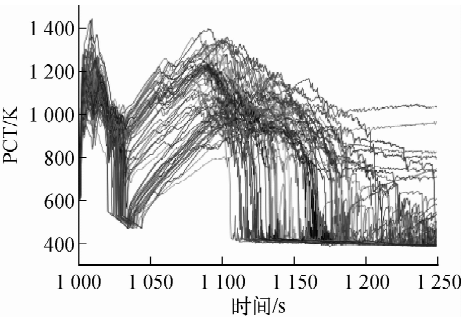


图 4 目标参数 PCT 随时间的变化^[18]

Fig. 4 Target parameter PCT vs time^[18]

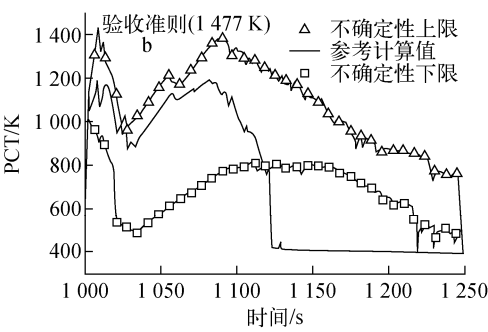


图 5 目标参数 PCT 的统计^[18]

Fig. 5 Statistical results of target parameter PCT^[18]

2) 敏感性分析

敏感性分析是通过研究输入参数对目标参数的影响,以识别对目标参数有重要影响的关键参数。参数敏感性分析有利于在输入参数识别阶段,排出不太敏感或重要性相对较低的参数,从而降低参数识别的维数,提高识别的效率;或根据分析结果,进一步确定对目标参数具有重要影响的若干参数。

敏感性度量可使用 Pearson、Spearman 秩相关系数或 Pearson、Spearman 偏相关系数及标准回归系数等^[20,36-37]。非参数抽样通常广泛使用 Spearman 秩相关系数 ρ ,其表达式为:

$$\rho = \frac{\sum_{i=1}^n R_{X_i} R_{Y_i} - n \left(\frac{n+1}{2} \right)^2}{\sqrt{\sum_{i=1}^n R_{X_i}^2 - n \left(\frac{n+1}{2} \right)^2} \sqrt{\sum_{i=1}^n R_{Y_i}^2 - n \left(\frac{n+1}{2} \right)^2}} \tag{3}$$

式中: R_{X_i} 为 X_i 在变量 X 中数值的排序; R_{Y_i} 为

Y_i 在变量 Y 中数值的排序; n 为抽样次数。Spearman 秩相关系数绝对值的大小表明各输入参数的不确定度对目标参数的敏感程度,符号表示正负相关性,即正号表示目标参数随着输入参数值的增大而增大,反之亦然;负号表示目标参数随着输入参数值的增大而减小。Spearman 秩相关系数数值大小表征了输入参数对目标参数的影响程度(图6),实际上也是输入参数重要度

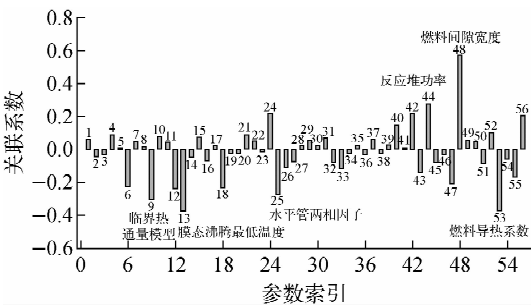


图 6 目标参数 PCT 的敏感性分析^[19]

Fig. 6 Sensitivity analysis of target parameter PCT^[19]

的一种评估,因而,可用敏感性结果进一步筛选出对目标参数影响较大的输入参数。

3 结论

最佳估算+不确定度评估方法已逐步成为核电厂安全分析的一种发展趋势。基于输入不确定传递的统计类不确定度评估方法已获得广泛的应用,并形成了相对成熟的评估流程,可分为确定目标参数、确定重要输入参数及分布、抽样、模型分析和目标参数分析等5步。不确定度评估的目标参数应是依据相关法规确定的安全准则;PIRT作为一种结合了敏感性分析、层次分析和专家判断的方法,是一种合适的确定重要输入参数的途径;输入参数的分布需根据试验数据或专家经验判断确定;从抽样数量上,可采用蒙特卡罗方法中的参数抽样或基于Wilks非参数抽样确定,后者可大幅减小抽样数量,虽有争议但已广泛应用;不确定分析所使用的模型必须经过试验或分析证明其适用性;通过对计算结果的统计分析,可获得目标参数的不确定度及输入参数的敏感性,从而判断目标参数是否满足准则要求,对重要输入参数进行更新以进一步提高不确定度评估的质量。在这关键的几步中,重要输入参数及其分布的确定、模型的适用性分析仍是重中之重,也是值得进一步研究的问题。

参考文献:

- [1] OECD. CSNI status summary on utilization of best estimate methodology in safety analysis and licensing[R]. Paris: OECD, 1996.
- [2] 倪超,匡波,梁国兴. AP1000 核电厂大破口失水事故最佳估算分析建模与不确定度研究[D]. 上海:上海交通大学,2011.
- [3] 林诚格,刘志弢,赵瑞昌. 压水堆失水事故最佳估算方法研究[J]. 核安全,2010(1):1-12.
LIN Chengge, LIU Zhitao, ZHAO Ruichang. Research on best estimate method in PWR loss of coolant accident[J]. Nuclear Safety, 2010(1): 1-12(in Chinese).
- [4] YOUNG M Y, BAJOREK S M, NISSLEY M E, et al. Application of code scaling applicability and uncertainty methodology to the large break loss of coolant[J]. Nuclear Engineering and Design, 1998, 186(1-2): 39-52.
- [5] MATRIN R P, O'DELL D L. AREVA's realistic large break LOCA analysis methodology[J]. Nuclear Engineering and Design, 2005, 235(16): 1 713-1 725.
- [6] HECK C. Best estimate plus uncertainty methodologies for non-LOCA applications[R]. Dubrovnik: 3D-SUNCOP Workshop, 2012.
- [7] SOLLIMA C, D'AURIA F, MISAK J, et al. Framework and strategies for the introduction of best estimate models into the licensing process[J]. Transactions of the American Nuclear Society, 2005, 92: 378-380.
- [8] FREPOLI C. An overview of Westinghouse realistic large break LOCA evaluation model[J]. Science and Technology of Nuclear Installations, 2008, doi: 10.1155/2008/498737.
- [9] de CRECY A, BAZIN P, GLAESER H, et al. Uncertainty and sensitivity analysis of the LOFT L2-5 test: Results of the BEMUSE program[J]. Nuclear Engineering and Design, 2008, 238: 3 561-3 578.
- [10] BOYACK B E, DUFFEY R B, GRIFFITH P, et al. Quantifying reactor safety margins, NUREG/CR-5249 [R/OL]. 1989 [2014-03-10]. <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0303/ML030380473.pdf>.
- [11] BOYACK B E, WILSON G E, CATTON I, et al. TPG response to the foregoing letters-to-the-editor[J]. Nuclear Engineering and Design, 1992, 132(3): 431-436.
- [12] PETRUZZI A, D'AURIA F. Approaches, relevant topics, and internal method for uncertainty evaluation in predictions of thermal-hydraulic system codes[J]. Science and Technology of Nuclear Installations, 2008, doi: 10.1155/2008/325071.
- [13] USNRC 10 CFR 50.46 Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light water nuclear power reactors, Appendix K: ECCS evaluation models[S]. US: NRC, 1992.
- [14] WALLIS G B. Uncertainties and probabilities in nuclear reactor regulation[J]. Nuclear Engineering and Design, 2007, 237: 1 586-1 592.
- [15] BRIGGS L L. Status uncertainty quantification approaches for advanced reactor analyses[R]. Illinois: Argonne National Laboratory, 2008.

- [16] FANNING T H, FISHER P F. Methods for quantifying uncertainty in fast reactor analyses [R]. Illinois: Argonne National Laboratory, 2008.
- [17] WILSON G E, BOYACKB E. The role of the PIRT process in experiments, code development and code applications associated with reactor safety analysis[J]. Nuclear Engineering and Design, 1998, 186: 23-37.
- [18] 黄昌蕃. 非能动安全系统可靠性评估方法初步研究[D]. 上海:上海交通大学机械与动力工程学院, 2012.
- [19] GLAESER H. GRS method for uncertainty and sensitivity evaluation of code results and applications[C]//Seminar and Training on Scaling, Uncertainty and 3D Coupled Code Calculations in Nuclear Technology (3D S. UN. COP 2012). Dubrovnik, Croatia: [s. n.], 2012.
- [20] REVENTOS F, BATET L, PEREZ M, et al. BEMUSE phase V report: Uncertainty and sensitivity analysis of a LB-LOCA in ZION Nuclear Power Plant[R]. France: Nuclear Energy Agency Committee on the Safety of Nuclear Installations, 2009.
- [21] KERAMATM. A study of stratified sampling in variance reduction techniques for parametric field estimation[J]. IEEE Transactions on Circuits and Systems, 1998, 45(5): 1-21.
- [22] HELTON J C, DAVIS F J. Latin hypercube sampling and the propagation of uncertainty in analysis of complex systems, SNAD2001-0417 [R]. US: Sandia National Laboratories, 2002.
- [23] GLAESER H. NEA-CSNI report: GRS analysis for CSNI uncertainty methods study[R]. France: Nuclear Energy Agency Committee on the Safety of Nuclear Installations, 2011.
- [24] WILKS S S. Determination of sample sizes for setting tolerance limits[J]. Annual Math Statistical, 1941, 12: 91-96.
- [25] GUBA A, MAKAI M, PALL L. Statistical aspects of best estimate method-1[J]. Reliability Engineering and System Safety, 2003, 80: 217-232.
- [26] 邓程程. 不确定度分析方法研究及其在非能动试验台架中的应用[D]. 北京:清华大学核能与新能源技术研究院, 2014.
- [27] Transient and accident analysis methods, Regulatory guide 1.203[R]. US: NRC, 2005.
- [28] PAIK Y C, HOCHREITER E L. NUREG/CR-4166: Analysis of FLECHT-SEASET 163 rod bundle data using COBRA-TF [R]. United States: Westinghouse Electric Corporation, 1986.
- [29] AKSAN N S, D'AURIA F, ST'ADTKE H. User effects on the thermal-hydraulic transient system code calculations[J]. Nuclear Engineering and Design, 1993, 145(1-2): 159-174.
- [30] GLAESER H, HOFER E, KLOOS M, et al. GRS analyses for CSNI uncertainty methods study (UMS) [R]. France: Nuclear Energy Agency Committee on the Safety of Nuclear Installations, 1998.
- [31] GLAESER H. Uncertainty evaluation of thermal-hydraulic code results[C]//Proceedings of International Meeting on Best Estimate Methods in Nuclear Installation Safety Analysis (BE '00). Washington D. C., USA: [s. n.], 2000.
- [32] 陈炼, 房芳芳, 邓程程, 等. 核电站最佳估算安全分析中的不确定度评估方法分析[J]. 原子能科学技术, 2015, 49(7): 1 237-1 242.
CHEN Lian, FANG Fangfang, DENG Chengcheng, et al. Analysis on uncertainty evaluation method in best estimate safety analysis off nuclear power plant[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2015, 49(7): 1 237-1 242(in Chinese).
- [33] FANNING T H, FISHER P F. Methods for quantifying uncertainty in fast reactor analyses [R]. Illinois: Argonne National Laboratory, 2008.
- [34] MARTINEZ J M. Uncertainties analysis: Surrogate models[R]. France: Nuclear Energy Agency Committee on the Safety of Nuclear Installations, 2005.
- [35] LU Y, MOHANTY S. Sensitivity analysis of a complex, proposed geologic waste disposal system using Fourier amplitude sensitivity test method[J]. Reliability Engineering & System Safety, 2001, 72: 275-291.
- [36] GLAESER H. GRS method for uncertainty and sensitivity evaluation of code results and applications[J]. Science and Technology of Nuclear Installations, 2008, Article ID 798901: 1-7.
- [37] CONOVER W J. 实用非参数统计[M]. 3版. 崔恒建, 译. 北京: 人民邮电出版社, 2006: 225-228.