

人为差错概率量化方法综述

蒋英杰,孙志强,谢红卫,宫二玲

国防科学技术大学机电工程与自动化学院,长沙 410073

摘要 综述了人为差错概率的量化方法。首先,介绍了人为差错概率的基本概念,强调了人为差错概率量化的必要性,指出人为差错概率量化不仅是人机系统概率风险评估的重要组成部分,也是制定人为差错规避措施的重要依据。然后,根据人为差错概率量化理论基础的不同,将现有的人为差错概率量化方法分为时间决定论、任务决定论和场景决定论3种类型,针对3种类型中的典型方法,分别从方法的思路、量化过程以及发展现状等方面进行了详细分析。最后,分别从人为差错数据的使用、场景的表征和使用、量化过程使用的模型以及人为差错概率量化的目标和结果等4个方面,对人为差错概率量化方法进行了综合评述,指出了现有方法中所存在的共性问题,并提出改进建议。

关键词 人为差错概率;人因可靠性分析;概率风险评估;行为形成因子;认知模型

中图分类号 TP301

文献标识码 A

doi 10.3981/j.issn.1000-7857.2011.05.013

Review on the Quantification Methods of Human Error Probability

JIANG Yingjie, SUN Zhiqiang, XIE Hongwei, GONG Erling

College of Mechatronic Engineering and Automation, National University of Defense Technology, Changsha 410073, China

Abstract The Human Error Probability (HEP) quantification methods are reviewed. Firstly, the basic concept of HEP is introduced and the necessity for quantify HEP is emphasized. It is pointed that the HEP quantification is not only an important ingredient of Probabilistic Risk Assessment (PRA) for human-machine system, but also can provide a significant guidance for human error reduction. Secondly, considering that there are differences in the theoretical basis of each HEP quantification method, the current HEP quantification methods are categorized into three types; they are time-based, task-based, and context-based. The typical methods of each type are analyzed in details in term of their basic ideas, quantification processes, their developments, and applications. Lastly, the HEP quantification methods are reviewed from aspects of the usage of human error data, the representation and application of scenario, the models used in quantification process, the goal and result of quantification. Some propositions are provided.

Keywords human error probability; human reliability analysis; probabilistic risk assessment; performance shaping factor; cognitive model

0 引言

人为差错概率的量化是人因可靠性分析的一个关键性问题。第一代人因可靠性分析方法基本上都是围绕着人为差错概率的量化展开的,受制于人机系统概率风险评估的要求,各种方法均以能够提供人为差错概率值为目标。第二代人因可靠性分析方法虽然在研究内容上有所扩充,但是人为差错概率的量化仍然是核心问题之一。同时,人为差错概率的量化也是人因可靠性分析的难点。一方面,人为差错不同

于机电产品的失效。人的行为过程非常复杂,受许多因素的影响和制约,因而很难形成对人为差错机制的科学认识。另一方面,人的可靠性相对较高,人为差错数据的收集极其费时费力。另外,人为差错数据只有与任务场景关联才具有意义,收集特定任务场景的人为差错数据更是难上加难。这两个方面共同导致了人为差错概率量化的困难,而且量化结果的正确性很难得到验证。

目前,随着人因可靠性分析研究的深入,研究人员对人

收稿日期:2010-06-22;修回日期:2011-01-21

作者简介:蒋英杰,博士研究生,研究方向为系统可靠性与安全性评估、人因可靠性分析,电子信箱:yj_jie2006@126.com;谢红卫(通信作者),教授,研究方向为系统可靠性与安全性评估、人因可靠性分析、生物信息学,电子信箱:xhwei@nudt.edu.cn

为差错的理解越来越深刻,他们分别基于不同的思路构建了不同的人为差错概率量化方法。第一代因可靠性分析方法中的 THERP^[1]、ASEP^[2]、HCR^[3]、HEART^[4]、SLIM^[5]等方法和第二代因可靠性分析方法中的 ATHEANA^[6]、CREAM^[7]、SPAR-H^[8]等方法均提供了人为差错概率的量化方法。这些方法虽然面对不同的对象、出于不同的目的构建,但都表现出了不同程度的合理性,其中的一些方法已经在工程中得到应用^[9-10]。

总的来说,人为差错概率的量化虽然困难重重,但已形成相对合理的研究体系。全面分析已有的人为差错概率量化方法,对深化人为差错概率的理解,构建科学的研究思路,进而开发出更加合理有效的方法具有重要的启发作用。

1 人为差错概率量化的必要性

人为差错概率的量化是人因可靠性分析的关键性问题,第一代和第二代因可靠性分析方法均将人为差错概率的量化作为重要内容。人为差错概率量化的必要性主要表现在以下两个方面。

(1) 人机系统的概率风险评估要求必须提供人因节点的差错概率值。人是人机系统的重要组成部分,人为差错严重影响整个系统的可靠性和安全性。在人机系统的概率风险评估中,人是作为系统事件树中的一个节点看待的,因此,为了计算人机系统的可靠性和安全性,人为差错概率是必不可少的一个环节。

(2) 人为差错概率为人为差错的后果风险分析奠定基础,进而为有针对性地制定人为差错规避措施提供依据。人为差错风险是由人为差错概率值和风险函数两部分组成的,因此需要人为差错概率作为计算风险的基础。人为差错风险反映了人为差错的危害程度,通过计算人为差错风险可以对多个人为差错进行排序,筛选出风险较大的人为差错,从而有针对性制定规避措施。这对于提高人机系统的安全性具有重要的意义。

2 人为差错概率量化方法

据统计,现存的人因可靠性方法有 30 多种,其中大部分都将人为差错概率的量化作为重要研究内容,提供了量化方法^[11]。从某种程度上说,人为差错概率的量化思想是随着人因可靠性分析的发展而不断更新的。综合来看,人为差错概率的量化方法主要可以分为三大类:时间决定论、任务决定论和场景决定论。

2.1 时间决定论

时间决定论的人为差错概率量化方法认为人为差错概率仅仅取决于可用的任务时间,这类方法主要包括 AIPA^[12]、OAT^[13]和 HCR 等方法。

AIPA 方法是 1975 年由 Fleming 提出的,用于量化人反应过程中的差错概率。该方法量化人为差错概率的过程非常简单,它通过平均相应时间与可用时间来表征某个行为的执行情况,最终依靠专家判断确定行为无法执行的概率。

OAT 方法由 Wreathall 于 1982 年提出。该方法首次考虑了人的认知过程,并将认知差错分为 3 种类型:观察差错、诊断差错和执行差错,并给出了量化 3 种认知差错的工具——时间可靠性曲线。该方法量化人为差错的基本思路是:首先建立任务的事件树,然后分析其中可能存在的认知差错,最后通过时间可靠性曲线得到差错概率。在该方法中,差错概率取决于可用的分析时间。一旦分析时间确定,人为差错概率也就确定了。

HCR 方法是由 Hanaman 于 1984 年提出的,用于量化在给定任务时间内,人没有做出反应的概率。该方法将人的认知行为分为基于技能的、基于规则的和基于知识的 3 种类型。HCR 方法认为,操作人员在规定时间内无响应概率服从三参数 Weibull 分布,分别给出了 3 种认知行为类型所对应的分布参数。HCR 量化人为差错概率的过程为:首先根据决策树确定人的认知行为模式,从而确定 Weibull 分布中的参数;然后分析操作人员的经验、压力水平和人机界面的质量等行为形成因子(PSF),修正 Weibull 分布中的平均响应时间;最后将可用任务时间带入 Weibull 分布中得到人的无响应概率。目前,HCR 方法已经得到了一定程度的验证。文献[14]建立了操作人员模型,在此基础上对核电站中监控和诊断阶段的认知行为进行仿真,利用仿真数据建立了人因可靠性曲线,对 HCR 方法进行了验证。文献[15]利用秦山核电站仿真数据对 HCR 曲线进行了验证。

2.2 任务决定论

任务决定论的人为差错概率量化方法认为,人为差错的概率是由操作人员所执行的任务特点决定的。这类方法主要包括:THERP、ASEP 和 HEART 等方法。

THERP 方法是由 Swain 于 1983 年提出的。该方法认为人为差错概率是由完成任务所需要的动作序列决定的,PSF 对动作的基本差错概率起调节作用。该方法以任务为中心,将操作人员的操作行为分解成一系列的基本动作,将每个动作作为节点建立任务事件树。这些基本动作首先被赋予相应的基本差错概率,然后使用 PSF 进行修正,最后按照事件树的结构,综合所有动作的差错概率得到人执行任务时总的差错概率。目前,THERP 方法的有效性已经得到了一定程度的验证,且已经广泛用于核电站操作人员的差错概率量化^[11,16-17]。需要指出的是,THERP 方法偏重于考虑技能方面的差错,很少涉及诊断、决策等方面的差错,因而备受争议^[18]。

ASEP 方法由 Swain 于 1987 年提出,是 THERP 方法的简化版。该方法认为人为差错概率是由完成任务的事件序列决定的,PSF 对事件的基本差错概率起调节作用。ASEP 方法不再是按动作建立事件树,而是按照任务所要处理的事件序列建立事件树,并分别提供了事故前和事故后两种人为差错概率量化方法。针对每种方法,均提供了筛选值和精确值两种结果。筛选值和精确值的量化过程大致相似,主要区别在于精确值更多地考虑了恢复因子和相关性的影响。目前,ASEP 方法已经广泛用于量化核电站操作人员的差错概率^[19]。

HEART方法由Williams于1988年提出。该方法认为人为差错概率由任务的类型决定,差错诱发条件(EPC)对人为差错概率起调节作用。该方法将所有任务归纳为9种通用任务类型,提供了每种任务类型的基本差错概率值及其上下限,并定义了38种EPC因子用于修正基本差错概率。在量化人为差错概率时,首先对任务进行分析并对照9种通用任务类型,找到当前任务所属的任务类型,为其赋予基本差错概率;然后判断该任务受到哪些EPC因子的影响,得到影响因子;最后将基本差错概率与影响因子相乘得到最终的人为差错概率。目前,HEART方法已经得到了一定程度的验证,已经在欧洲得到了广泛应用,主要用于量化核电站操作人员和空中交通管制员(ATC)的人为差错概率^[16-17,20-21]。另外,Kirwan等于2004年提出了NARA方法,在任务类型划分方面对HEART进行了有益改进^[21]。

2.3 场景决定论

场景决定论的人为差错概率量化方法认为,人为差错概率是由情景环境决定的,各种表征情景环境的PSF因子在对人为差错概率影响上的地位是平等的。这类方法主要包括SLIM、CREAM、SPAR-H等。

SLIM方法由Embrey于1983年提出。该方法通过专家判断的方法选择不超过6个PSF因子作为情景环境的表征,认为PSF的综合得分与人为差错概率的对数呈线性关系。SLIM方法量化人为差错概率的过程如下:首先对任务分析,通过专家判断选取不超过6个PSF因子;然后,通过专家判断得到PSF的得分和相对权重,并通过求和得到成功似然指数;最后通过成功似然指数与人为差错概率对数的线性关系,得到最终的HEP值。许多研究人员对该方法进行了评价和改进。Humphreys从人为差错概率量化结果的准确性、方法的有效性、资源的耗费程度等方面对SLIM方法进行了评价,认为SLIM方法是一种标准适中、可用于人因可靠性分析的方法^[22]。Kirwan研究了SLIM方法的准确性,认为在具有准确“锚点”的情况下,SLIM方法的人为差错概率量化结果准确性很好^[19]。另外,文献[23]使用层次分析方法(AHP)对SLIM方法进行改进,使该方法在量化结果的一致性上得到很大提升。

CREAM方法由Hollnagel于1998年提出。该方法将情景环境归纳为9个因子,统称为共同绩效条件(CPC),同时定义了4种类型的认知控制模式,分别为:混乱型、机会型、战术型和战略型。针对这4种认知控制模式,CREAM方法分别给出了人为差错概率区间。CREAM分为基本法和扩展法。基本法量化人为差错概率的基本步骤如下:首先对任务进行分析,得到CPC因子的综合得分;然后根据CPC的得分得到当前任务所对应的认知控制模式;最后通过查表得到人为差错概率区间。扩展法量化人为差错概率的基本步骤为:首先分析任务场景,得到完成任务所需要的认知行为及其使用的认知功能;然后辨识最可能发生的认知功能差错,为其赋予基本差错概率;最后通过CPC因子的水平对基本差错概率进行修正。Collier通过仿真方法对CREAM方法进行了一定程度

的验证^[24]。目前,CREAM基本法已经应用于国际空间站的概率风险评估中,用于确定人因可靠性区间^[18]。文献[25]研究了CREAM方法在人机交互界面设计中的应用问题。文献[26]~[27]分别设计了一种方法,将差错概率连续化,从而可以给出人为差错概率的点估计。文献[28]考虑了CPC因子的不确定性,并利用贝叶斯网络确定认知控制模式。文献[29]使用模糊逻辑方法考虑了CREAM方法中CPC因子的不确定性。

SPAR-H方法由Gertman于2004年提出。该方法认为,情景环境通过影响人在完成任务时的诊断和执行功能决定人为差错概率。该方法定义了8个PSF因子表征情景环境,每个PSF因子的状态反映了其对诊断和执行功能的影响效果。SPAR-H方法量化人为差错概率的基本步骤是:首先给出标定状态下诊断和执行的基本差错概率;然后用8个PSF因子的状态确定情景环境的总分值;最后通过基本差错概率与总分值相乘得到修正后的诊断和执行差错概率,最终的人为差错概率是诊断和执行的差错概率之和。目前,美国核管会已经在进行SPAR-H方法的可靠性验证工作,且已经用于低功率和停堆工况下人员的可靠性分析^[30-31]。

3 人为差错概率量化方法综合评述

通过上述分析可以看出,人为差错概率的量化已经得到了研究人员的高度重视。各种量化方法不断涌现,且更新速度很快。时间决定论、任务决定论和场景决定论3种思想基本可以涵盖所有的人为差错概率量化方法。同时,每种方法在具体量化思路和所要解决的问题上,都表现出不同的特点。综合来看,当前人为差错概率量化方法的特征主要表现在人为差错数据的使用、场景的表征和使用、量化过程使用的模型以及人为差错概率量化的目标和结果等4个方面。

3.1 人为差错数据的使用

人为差错概率的量化离不开人为差错数据,目前的数据来源主要有通用数据库、专家判断、仿真实验数据和事故报告数据。

THERP和HEART方法均建立了各自的数据库。其中,THERP数据库的数据比较丰富,且已公开发布,数据的全面性和准确性较好,已被许多研究人员用于人为差错概率量化方法的开发和验证。HEART数据库是在THERP数据库的基础上开发的,其中一些数据在后续工作中得到不断更新^[21]。目前,可用的数据库还有NUCLARR数据库^[32]和CORE-DATA数据库^[33-34]。其中,NUCLARR数据库主要是针对核电站操作人员的人为差错建立的,而CORE-DATA数据库对核工业和航空航天等一般性工业中人为差错数据都有所涉及。需要说明的是,在使用通用数据库时,分析人员需要特别注意人为差错数据与当前任务场景的匹配。

专家判断是人为差错概率量化中最常用的一类数据,其使用方式多种多样。SLIM方法是一种典型的专家判断方法,PSF因子的选择、评分及权重的确定都是通过专家判断获得的;AIPA方法通过专家判断直接得到所需要的人为差错概率

值; THERP、ASEP、HEART、CREAM 和 SPAR-H 方法都是通过专家判断得到 PSF 因子的评分。另外, THERP 和 ASEP 方法还利用专家判断确定动作或事件之间的相关性水平。综合来看, 专家判断的内容主要包括 PSF 因子的选择、PSF 因子的评分和权重确定、人为差错概率的直接估计, 以及差错相关性水平的判断。需要指出的是, 在使用专家判断时, 需要特别注意专家成员的选择, 尽可能地保证分析结果的一致性。为此, 研究人员开发了相关的专家判断方法, 包括: 绝对判断法 (APJ)^[35]、成对比较法 (PC)^[36] 和层次分析法 (AHP)^[37] 等。这些方法为专家判断的规范化和一致性提供了一定的保证。

仿真实验数据也是人为差错数据的重要来源。随着仿真技术的发展, 人因可靠性研究人员建立了许多仿真平台用于模拟真实的任务场景。张力等^[15]利用秦山核电站模拟机数据对 HCR 方法进行了验证。Kirwan 等^[38]分析了空中交通管制操作人员和飞行员实时仿真系统的人为差错数据。Chang 等^[39]利用仿真实验分析了动态任务场景下操作人员的反应, 并开发人因可靠性分析的 IDAC 方法。可以看出, 仿真实验已经受到越来越多的重视, 仿真实验数据已经开始用于人因可靠性分析方法的验证和开发。需要说明的是, 在使用仿真实验数据时, 分析人员应该密切关注仿真场景与真实场景中操作人员的应激水平差异^[19, 40]。

事故报告数据是最能真实反应当前任务场景的数据。目前, 事故报告数据大部分被充实到人为差错数据库中, 作为通用数据使用。事实上, 事故报告数据还可以用于对人为差错概率量化结果的修正。文献[41]和[42]分别提出使用 Bayes 方法对人为差错概率进行修正。需要说明, 由于人的可靠性很高, 事故报告数据通常样本量很少, 不利于直接用于估计人为差错概率。针对这种情况, 文献[43]提出使用对场景排序的方法分析多个场景的事故报告数据, 从而得到当前任务场景的人为差错概率。

3.2 场景的表征和使用

目前, 几乎所有的人为差错概率量化方法都承认情景环境对人为差错概率具有影响作用, 并使用个数不同的场景因子作为情景环境的表征。各种方法对场景因子使用的称谓不同, 对其含义的理解也存在略微差异。THERP、ASEP、HCR、SLIM、SPAR-H 等方法都使用 PSF 表征情景环境。出于方法的易用性考虑, SLIM 方法一般不超过 6 个 PSF 因子, SPAR-H 定义了 8 个 PSF 因子, 而 HCR 方法只考虑了 3 个 PSF 因子。另外, HEART 方法使用了 38 个 EPC 因子, CREAM 方法使用了 9 个 CPC 因子。事实上, 场景因子应该包括人员、任务、系统、环境和组织等方面所有可能对人为差错产生影响的因素。文献[44]和[45]已经采用系统化的思想, 对各种场景因子进行了分析归纳。另外, 对场景因子的称谓, PSF 已经得到了研究人员的普遍认同, 可以作为场景因子的统称。这样一来, THERP 方法中的动作特性、ASEP 方法中的事件特性和 HCR 方法中的可用任务时间都属于任务特性方面, 因此, 它们都属于 PSF 因子的范畴。

在量化人为差错概率的过程中, 不同方法对 PSF 的使用也存在差异。THERP、ASEP、HEART、CREAM 扩展法、SPAR-H 等方法都是首先给出基本差错概率, 然后使用 PSF 因子的评分对基本概率进行修正。HCR、SLIM 和 CREAM 基本法都是首先评价 PSF 因子, 然后根据 PSF 因子的评分得到人为差错概率。产生这种情况的原因主要来自方法开发者的思路差异。这两种方式虽然量化结果不会存在明显分歧, 但后一种方式更加符合“场景决定人为差错”的论断, 在理论上更加合理^[7, 29]。

综合来看, 各种人为差错概率量化方法虽然在 PSF 的称谓、选择和使用上存在差异, 但“人为差错是由任务的情景环境决定的”这一观点已经得到了普遍认同。

3.3 量化过程使用的模型

通常, 人为差错发生的场景是相对复杂的, 人为差错概率不能直接得到, 因此, 大多数人为差错概率量化方法都在量化过程中使用或构建了一定的模型。THERP 和 ASEP 方法在任务分析的基础上建立了事件树。HCR 方法在确定认知行为模式时构建了决策树, HDT 方法则完全依赖决策树得到人为差错概率的量化结果。CREAM 和 SPAR-H 方法建立了人行为过程的认知模型。另外, 文献[46]提出了使用 Petri 网量化人为差错概率的方法。文献[47]提出使用 Bayes 网络量化空中交通管制人员和航空维修人员的可靠性。

然而, Petri 网和 Bayes 网络在人为差错概率量化中使用较少。事件树在人因可靠性分析早期被经常用于描述对任务分解后的重构。这种模型形式上比较清晰, 构造起来也比较方便, 但由于事件树中的动作或事件通常不是独立的, 在量化人为差错概率时需要考虑动作或事件之间的相关性。决策树在结构上与事件树类似, 具有较好的易用性, 但决策树的构建一般依赖方法开发者的知识和经验, 缺乏理论支持和科学解释。CREAM、ATHEANA 和 SPAR-H 等方法均结合了认知心理学的研究成果, 在量化人为差错概率的过程中引入了认知模型, 这也使得人为差错概率量化方法的理论基础更加坚实。

综合来看, 事件树、决策树、Petri 网和 Bayes 网络等模型在人因可靠性研究的一定时期、在解决一些问题中均表现出了一定程度的有效性, 在工程中也得到了不同程度的应用。随着人们对人为差错研究的深入, 尤其是在获得认知心理学等学科研究成果的支持后, 认知模型更多地被研究人员所认同。以认知模型为标志的第二代人因可靠性分析方法, 虽然仍在发展之中, 但已经表现出了更高的科学性。

3.4 人为差错概率量化的目标和结果

由于各种人为差错概率量化方法所要解决的问题不同, 各种方法的量化目标也不尽相同。从上述分析可以看出, HCR 方法主要是量化人在给定任务时间内的不反应概率, 即忽略差错的概率。AIPA、THERP、ASEP、HEART 和 SLIM 等方法得到的结果是忽略差错和执行差错的综合。OAT 方法关注的是诊断差错的概率, 而 CREAM 和 SPARH 方法量化的是包

含诊断差错在内的执行差错概率。事实上,诊断差错是执行差错的一部分,忽略差错和执行差错在逻辑上可以涵盖所有的差错类型。一般认为,忽略差错的概率相对较高,但后果较轻;而执行差错的概率相对较低,但后果较为严重。在人因可靠性分析的早期,研究人员对忽略差错的研究较多。20世纪90年代以后,研究人员越来越关注执行差错,这在一定程度上引发了第二代人因可靠性分析方法的不断涌现。就人为差错概率的量化来说,人为差错应该保证逻辑上的全面性,因此,忽略差错和执行差错都应予以重视。

另外,各种人为差错概率量化方法在量化结果上也存在差异。ASEP方法和CREAM方法提供了人为差错概率的筛选值和精确值两种结果,其他方法提供的是精确值。事实上,筛选值和精确值同样重要,只是作用不同。筛选值主要用于对各种人为差错筛选,选取概率较大的,以便进行有针对性的分析。精确值主要用于量化各种人为差错的风险,为系统的概率风险评估提供依据。表1汇总了各种人为差错概率量化方法在上述4个方面的特点。

表1 人为差错概率量化方法的特点汇总

Table 1 Summary of HEP quantification methods

类型	名称	使用的差错数据	场景的表示和使用	使用的模型	量化目标和量化结果
时间决定论	AIPA	专家判断	无	无	忽略差错和执行差错概率总的精确值
	DAT	统计数据	无	事件树	忽略差错和执行差错概率总的精确值
	HCR	专家判断	3个PSF因子	SRK框架和决策树	忽略差错概率的精确值
任务决定论	THERP	数据库,专家判断	67个PSF	事件树	忽略差错和执行差错概率总的精确值
	ASEP	数据库,专家判断	67个PSF	事件树	忽略差错和执行差错概率总的筛选值和精确值
	HEART	数据库,专家判断	38个EPC因子	无	忽略差错和执行差错概率总的精确值
场景决定论	SLIM	专家判断	不超过6个PSF因子	无	忽略差错和执行差错概率总的精确值
	CREAM	数据库,专家判断	9个CPC因子	认知模型	执行差错概率的筛选值和精确值
	SPAR-H	数据库,专家判断	8个PSF因子	认知模型	执行差错概率的精确值

4 结论

人因可靠性分析经过几十年的研究,已经取得了丰硕的成果,形成了许多分析方法,其中大多数方法都提供了人为差错概率的量化方法。这些量化方法是针对不同的问题、基于不同的思路构建的,它们在人为差错数据的使用、场景的表征和使用、量化过程使用的模型以及量化的目标和结果等方面都表现出了不同的特点。它们大多已经在工程中得到不同程度的应用,并取得了一定的效果。

需要指出的是,当前的人为差错概率量化方法虽然很多,但仍存在许多问题需要改进。这些问题主要包括:①人为差错数据的缺乏是人为差错概率量化的最大瓶颈,这引发了各种方法大量使用专家判断,造成量化结果很难满足一致性;②对于场景的描绘缺乏规范化,对PSF因子的评价偏重定性分析;③人为差错概率量化的理论基础仍显单薄,从PSF到人为差错概率的变换过程缺乏足够的科学解释;④大部分方法没有考虑差错恢复对人为差错概率的影响,有的即便考虑了,其处理过程也过于简单;⑤人为差错概率的量化结果仍显笼统,没有得到具体差错模式的差错概率,因而不能为人为差错规避措施的制定提供更有力的支持。

针对上述问题,本文认为未来人为差错概率量化方法的发展应该着重关注以下方面:①做好人为差错数据的收集和整理工作,尤其是人为差错数据应该涉及各个行业领域,而不是仅仅局限于核工业、航空工业等;②建立场景的系统化分析方法,构建PSF从大类到小类的多层次分析框架。另外,需对重要的PSF给出定量评价方法;③充分关注认知心理学

等相关学科的最新理论成果,深入研究人为差错发生的机制,为人为差错概率量化方法的构建提供坚实的理论基础;④对差错恢复给予足够重视,采用分析人行为过程的方式分析差错恢复,并考虑差错恢复的特殊性;⑤构建PSF与差错模式之间的定性定量关系,并以此为基础确定人为差错概率中具体差错模式的概率。

参考文献 (References)

- [1] Swain A D, Guttman H E. Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications (NUREG/CR-1278)[R]. Washington DC: US Nuclear Regulatory Commission, 1983.
- [2] Swain A D. Accident sequence evaluation program human reliability analysis procedure (NUREG/CR-4772)[R]. Washington DC: US Nuclear Regulatory Commission, 1987.
- [3] Hanaman G W, Spurgin A J, Lukic Y. Human cognitive reliability model for PRA analysis (NUS-4531)[R]. Palo Alto: Electric Power Research Institute, 1984.
- [4] Williams J C. A data-based method for assessing and reducing human error to improve operational performance [C]. IEEE 4th Conference on Human Factor and Power Plants, Monterey, CA, USA, Jun5-9, 1988: 436-453.
- [5] Embrey D E. SLIM-MAUD: An approach to assessing human error probabilities using structured expert judgment (NUREG/CR-3518)[R]. Washington DC: US Nuclear Regulatory Commission, 1983.
- [6] Barriere M. Technical basis and implementation guidelines for a techniques for human event analysis (ATHEANA) (NUREG-1624)[R]. Washington DC: US Nuclear Regulatory Commission, 2000.
- [7] Hollnagel E. Cognitive reliability and error analysis method (CREAM) [M]. London: Elsevier Science Ltd, 1998.
- [8] German D I, Blackman H S, Marble J. The SPAR-H human reliability analysis method (NUREG/CR-6883)[R]. Washington DC: US Nuclear

- Regulatory Commission, 2004.
- [9] Strater O, Dang V, Kaufer B, *et al.* On the way to assess errors of commission [J]. *Reliability Engineering and System Safety*, 2004, 83(2): 129-138.
- [10] Reer B. Review of advances in human reliability analysis of errors of commission—Part 2: EOC quantification [J]. *Reliability Engineering and System Safety*, 2008, 93(8): 1105-1122.
- [11] Bell J, Holroyd J. Review of human reliability assessment methods (RR679)[R]. Buxton: Health and Safety Executive, 2009.
- [12] Fleming K N, Hannaman P H, Houghton G W. HTGR accident investigation and progression analysis status report (Vol. II) AIPA risk assessment methodology[R]. San Diego: General Atomic Co, 1975.
- [13] Wreathall J. Operator action trees: An approach to quantifying operator error probability during accident sequences (NUS-4159)[R]. San Diego: NUS Corporation, 1982.
- [14] Wei W, Hidekazu Y. A pilot study on human cognitive reliability (HCR) by human model simulation [C]//IEEE Proceedings on Intelligent Information System. Los Alamitos, 1997: 436-453.
- [15] Zhang L, He X H, Dai L C, *et al.* The simulator experimental study on the operator reliability of Qinshan nuclear power plant [J]. *Reliability Engineering and System Safety*, 2007, 92(2): 252-259.
- [16] Kirwan B. The validation of three human reliability quantification techniques, THERP, HEART and JHEDI: Part 1 technique descriptions and validation issues[J]. *Applied Ergonomics*, 1996, 27(6): 359-373.
- [17] Kirwan B, Kennedy R, Taylor-Adams S, *et al.* The validation of three human reliability quantification techniques, THERP, HEART and JHEDI: Part II—results of validation exercise [J]. *Applied Ergonomics*, 1997, 28(1): 17-25.
- [18] Spurgin A J. Critique of current human reliability analysis methods[C]. IEEE 7th Human Factors and Power Plants. Scottsdale, 2002: 3-12-3-18.
- [19] Kirwan B. A guide to practical human reliability assessment [M]. London: Taylor & Francis, 1994.
- [20] Smith S P, Harrison M D. Augmenting descriptive scenario analysis for improvements in human reliability design [C]. ACM Symposium on Applied Computing, 2002: 739-743.
- [21] Kirwan B. Nuclear action reliability assessment (NARA): A data-based tool[C]. International 7th Conference on Probabilistic Safety Assessment Management. Berlin, 2004: 1206-1211.
- [22] Humphreys P. Human reliability assessors guide (TRS 88/95Q)[R]. Warrington: Safety and Reliability Directorate UKAEA (SRD), 1988.
- [23] Park K S, Lee J. A new method for estimating human error probabilities: AHP-SLIM [J]. *Reliability Engineering and System Safety*, 2008, 93(4): 578-587.
- [24] Collier S. A simulator study of CREAM to predict cognitive errors[C]// Proceedings of the International Workshop—Building the new HRA: Errors of commission from research to application, 2003: 56-75.
- [25] Kim I S. Human reliability analysis in the man-machine interface design review[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2001, 28(11): 1069-1081.
- [26] Fujita Y, Hollnagel E. Failures without errors: Quantification of context in HRA [J]. *Reliability Engineering and System Safety*, 2004, 83(2): 145-151.
- [27] He X H, Wang Y, Shen Z P, *et al.* A simplified CREAM prospective quantification process and its application[J]. *Reliability Engineering and System Safety*, 2008, 93(3): 298-306.
- [28] Kim M C, Seong P H, Hollnagel E. A probabilistic approach for determining the control mode in CREAM [J]. *Reliability Engineering and System Safety*, 2006, 91(2): 191-199.
- [29] Konstandinidou M, Nivolianitou Z, Kiranoudis C. A fuzzy modeling application of CREAM methodology for human reliability analysis[J]. *Reliability Engineering and System Safety*, 2006, 91(6): 706-716.
- [30] Gertman D I, Boring R L, Marble J L, *et al.* Mixed model usability evaluation of the SPAR-H human reliability analysis method[C]. Fourth American Nuclear Society International Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Controls and Human-Machine Interface Technologies (NPIC&HMIT 2004). Columbus, 2004.
- [31] 何旭洪, 董节娟, 黄祥瑞. 低功率和停堆工况下人员可靠性分析[J]. 中国安全科学学报, 2005, 15(4): 93-96.
He Xuhong, Tong Jiejuan, Huang Xiangrui. *China Safety Science Journal*, 2005, 15(4): 93-96.
- [32] Gertman D I, Gilmore W E, Galtean W J. Nuclear computerized library for assessing reactor reliability (NUCLARR), volume 1: Summary description. (NUREG/CR-4639) [R]. Idaho Falls: Idaho National Engineering Laboratory, 1988.
- [33] Taylor-Adams S T, Kirwan B. Human reliability data requirements[J]. *International Journal of Quality and Reliability Management*, 1995, 12(1): 24-46.
- [34] Gibson W H, Megaw E D. The implement of CORE-DATA, a computerized human error probability database (HSE contract research report45/199)[R]. Sheffield: Health and Safety Executive, 1999.
- [35] Seaver D A, Stillwell W G. Procedures for using expert judgement to estimate human error probabilities in nuclear power plant operations (NUREG/CR-2743) [R]. Washington DC: US Nuclear Regulatory Commission, 1983.
- [36] Hunns D M. The method of paired comparisons [M]. Chichester: Wiley, 1982.
- [37] Saaty T L. The analytic hierarchy process [M]. New York: McGraw-Hill Inc., 1980.
- [38] Kirwan B, Gibson W H, Hicking B. Human error data collection as a precursor to the development of a human reliability assessment capability in air traffic management [J]. *Reliability Engineering and System Safety*, 2008, 93(2): 217-233.
- [39] Chang Y H J, Mosleh A. Cognitive modeling and dynamic probabilistic simulation of operating crew response to complex system accidents, Part 1-5 [J]. *Reliability Engineering and System Safety*, 2007, 92(8): 997-1101.
- [40] Beare A N, Dorris R E, Kozinsky E J. Response times of nuclear power plant operations: comparison of field and simulator data[C]//Proceedings of the Human Factors Society 26th Annual Meeting, 1982: 669-673.
- [41] 何旭洪, 董节娟, 黄祥瑞. Bayes方法在人误概率估计中的应用[J]. 清华大学学报: 自然科学版, 2005, 45(6): 843-845.
He Xuhong, Tong Jiejuan, Huang Xiangrui. *Journal of Tsinghua University: Science and Technology Edition*, 2005, 45(6): 843-845.
- [42] 刘海滨, 何旭洪, 申世飞, 等. 人员可靠性分析中人误概率数据的修正[J]. 核动力工程, 2006, 27(3): 53-56.
Liu Haibin, He Xuhong, Shen Shifei, *et al.* *Nuclear Power Engineering*, 2006, 27(3): 53-56.
- [43] Reer B. Sample size bounding and context ranking as approaches to HRA data problem[J]. *Reliability Engineering and System Safety*, 2004, 83(2): 265-274.
- [44] Kim J W, Jung W D. A taxonomy of performance influence factors for human reliability analysis of emergency tasks [J]. *Journal of Loss Prevention in the Process Industries*, 2003, 16(1): 479-495.
- [45] 孙志强, 史秀建, 刘凤强, 等. 人为差错成因分析方法研究[J]. 中国安全科学学报, 2008, 18(6): 21-27.
Sun Zhiqiang, Shi Xiujian, Liu Fengqiang, *et al.* *China Safety Science Journal*, 2008, 18(6): 21-27.
- [46] Bedreaga L, Guzun B D, Constantinescu C. Modeling of the human factor using Petri nets [C]. 2007 iREP Symposium—Bulk Power System Dynamics and Control—VII, Revitalizing Operational Reliability, Charleston, 2007.
- [47] 刘莉, 徐浩军, 井风玲, 等. 基于贝叶斯网络的飞行安全人因可靠性评估模型[J]. 空军工程大学学报: 自然科学版, 2009, 10(3): 5-9.
Liu Li, Xu Haojun, Jing Fengling, *et al.* *Journal of Air Force Engineering University: Natural Science Edition*, 2009, 10(3): 5-9.

(责任编辑 代丽)