

文章编号: 0258-0926(2021)03-0126-06; doi:10.13832/j.jnpe.2021.03.0126

SPAR-H 方法在数字化核电厂人因可靠性分析中的应用研究

青涛^{1,2}, 刘朝鹏¹, 张力², 汤雅沁², 胡鸿², 臧晶², 李广利²

1. 中广核工程有限公司核电安全监控技术与装备国家重点实验室, 广东深圳, 518172;
2. 湖南工学院, 湖南衡阳, 421002

摘要: 标准化核电厂人因风险分析 (SPAR-H) 方法在数字化核电厂的适用性尚未得到充分研究。本研究通过对核电厂数字化后操纵员行为特征的研究和 SPAR-H 方法在岭东核电厂中的具体应用, 分析得出 SPAR-H 方法应用于数字化核电厂时存在分析结果过度保守、认知过程不够完整、部分行为形成因子 (PSF) 过于敏感等不足, 并针对以上不足对 SPAR-H 方法提出明确 PSF 水平的判断标准、完善 SPAR-H 方法的认知模型、建立人因数据库等改进建议, 从而使 SPAR-H 方法更适用于数字化核电厂的人因可靠性分析。

关键词: 数字化核电厂; 标准化核电厂人因风险分析 (SPAR-H); 人因可靠性分析 (HRA); 人因失误
中图分类号: TL364⁺.5 **文献标志码:** A

Application of SPAR-H Method in Human Reliability Analysis of Digital Nuclear Power Plants

Qing Tao^{1,2}, Liu Zhaopeng¹, Zhang Li², Tang Yaqin², Hu Hong², Zang Jing², Li Guangli²

1. State Key Laboratory of Nuclear Power Safety Monitoring Technology and Equipment, China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Shenzhen, Guangdong, 518172, China; 2. Hunan Institute of Technology, Hengyang, Hunan, 421002, China

Abstract: The applicability of SPAR-H method in the digital nuclear power plant has not been fully studied. This paper studied the operator behavior characteristics of the digital nuclear power plant and the application of SPAR-H method in Lingdong Nuclear Power Plant. The study results show that SPAR-H method has some deficiencies, such as over-conservative analysis results, incomplete cognitive process, and over-sensitivity of partial PSF when applied to digital nuclear power plants. In view of the above shortcomings, some suggestions are put forward for SPAR-H method, such as defining the PSF criterion, perfecting the cognitive model of SPAR-H method, and establishing the human factors database, and thus SPAR-H method can be more suitable for HRA of digital nuclear power plants.

Key words: Digital nuclear power plants, SPAR-H, HRA, Human error

0 前言

概率安全评价 (PSA) 是通过核电厂在发生事故时其安全功能响应与人员响应来评价核电厂的整体风险水平。人因可靠性分析 (HRA) 是核

电厂 PSA 中的重要内容。运用 HRA 可以确定与核电厂运行的安全性和风险性有关的人因因素, 为核电厂 PSA 提供人因事件定量化分析结论, 并找出对系统风险存在重要贡献的人因失误相关的技

收稿日期: 2020-04-17; 修回日期: 2020-05-08

基金项目: 湖南省教育厅资助科研项目 (20B160); 湖南工学院博士科研启动项目 (HQ19010); 国家自然科学基金资助项目 (71771084); 湖南省自然科学基金青年基金项目 (2019JJ50109)

作者简介: 青涛 (1987—), 男, 博士研究生, 讲师, 主要从事核电厂人因安全方面的研究, E-mail: 18773486110@126.com

术、管理、规程等电厂的薄弱环节，从而为电厂系统分析、预防人因失误和提高系统安全水平提供有效的技术支持。

HRA起源于20世纪50年代，迄今为止各国研究人员已开发出数十种方法，这些方法对PSA的发展和运用起到了较好的推动作用，但由于人员行为的极大不确定性，能较好实现工程应用并在一定程度上被认可的方法并不多。这些方法中标准化核电厂人因风险分析（SPAR-H）方法^[1]较被认可，美国核管会在其建立的标准化核电厂风险分析（SPAR）模型中均采用该方法开展HRA，当前国内核电厂一级PSA中的HRA也主要采用该方法。SPAR-H方法开发背景是基于模拟控制的传统主控室，具有使用方便等优势。

近年来国内新建核电厂主控室均已开始采用数字化技术，部分运行电厂也在开展或计划开展主控室的数字化改造。核电厂运行中，操纵员控制和干预的主要任务都在核电厂主控室中进行，主控室的数字化引起了人因诸多方面的变化，如信息的显示方式和操纵员获得信息的方式发生改变，导致操纵员获取、储存、加工和输出信息的方式也发生了改变^[2]。美国核管会从优化数字化人-系统界面、提升系统中人因可靠性的角度发布了一系列技术报告，涉及数字化控制系统信息呈现方式、控制方式、界面管理任务、操作绩效等方面^[3-5]。韩国原子能研究院（KAERI）在数字化核电厂软控制、情景意识、认知负荷和人因失误概率等方面进行了研究^[6]。目前，国际上尚未见系统地解决数字化核电厂人因可靠性新问题、新风险和新分析方法的研究项目和应用案例。在新的广为接受的HRA方法出现前，当前国内的HRA还将继续采用SPAR-H方法，HRA模型是基于现实的模型，依旧采用SPAR-H方法开展数字化核电厂的HRA，还需深入研究其合理性。

本研究采用SPAR-H方法对基于数字化的岭东核电厂（岭澳核电站二期）进行了HRA，从方法本身和数字化核电厂新特征的角度分析了SPAR-H方法应用于数字化核电厂HRA时的不足，并提出相关建议。

1 SPAR-H 方法介绍

SPAR-H方法是美国核管会和爱达荷国家实

验室为事故序列先导项目（ASP）开发的HRA方法，在2002年又对该方法进行了改进，分别为满功率工况和低功率/停堆工况开发了2种HRA评估模型。

SPAR-H方法将人员动作分为2部分：诊断部分和动作执行部分。诊断部分为操纵员依据自身的知识和经验来理解当前系统状况、计划和优化行为，并确定合理的动作；动作执行部分包括操作设备、设备布置、泵/阀门的启动和定值以及其他根据核电厂规程或指令进行的动作。对于诊断和动作执行，SPAR-H分别考虑8个行为形成因子（PSF）的影响，并将PSF量化为权重值体现在定量分析过程中。这8个PSF是：可用时间、压力、复杂度、培训/经验水平、规程、人机接口、工作适应性、工作过程。SPAR-H方法根据具体事件的分析分别给出8个PSF的取值，再乘以诊断或动作执行的基本失误概率值，得到该事件中诊断或动作执行的失误概率，其中诊断基本失误概率值为 10^{-2} ，动作执行的基本失误概率值为 10^{-3} 。

SPAR-H方法的定量化公式为：人因事件失误概率 $P = P_d + P_a$ ，其中， P_d 为诊断失误概率； P_a 为动作执行失误概率。 P_d 和 P_a 分别根据下式计算：

$$P_d = 0.01 \times \prod_{i=1}^8 F_{\text{PSF}_i} \quad (1)$$

$$P_a = 0.001 \times \prod_{i=1}^8 F_{\text{PSF}_i} \quad (2)$$

式中， F_{PSF_i} 为第*i*个PSF的取值。

对相关人因失误事件进行分析赋值后，将各人因失误事件分析模型与分析结果带入PSA事件树-故障树模型中进行事故序列分析和重要度分析，确定人因失误对系统失效和事故风险（CDF）的贡献。由表1可知，SPAR-H方法可涵盖数字化核电厂中影响操纵员的主要PSF，但对于操纵员可能出现的新的行为模式，SPAR-H方法的定量分析可靠度并未在实践得到充分验证。此外，SPAR-H方法十分简化，其分析结果难以为电厂改进提供建议。

2 数字化核电厂操纵员行为特征

本研究通过对数字化核电厂操纵班组行为进

表 1 停堆和低功率工况下 8 个 PSF 的取值
Tab. 1 Values of 8 PSF under Low Power and Shutdown Condition

PSF	诊断		动作执行	
	PSF水平	F_{PSF_i}	PSF水平	F_{PSF_i}
压力	很高	5	很高	5
	高	2	高	2
	一般	1	一般	1
可用时间	时间不足	$P(\text{failure})=1.0$	时间不足	$P(\text{failure})=1.0$
	时间基本充足 ($\approx 2/3$ 倍标称时间)	10	可用时间=标称时间	10
	标称时间	1	标称时间	1
	有多余时间 (> 2 倍标称时间)	0.1	有多余时间 ($2\sim 3$ 倍标称时间)	0.1
	很多时间 (> 2 倍标称时间)	0.1~0.01	可用时间 > 3 倍标称时间	0.01
人机接口	缺失/误导	50	缺失/误导	50
	差	10	差	10
	一般	1	一般	1
	好	0.5	好	0.5
任务复杂度	高度复杂	5	高度复杂	5
	中等复杂	2	中等复杂	2
	正常	1	正常	1
	很容易诊断	0.1	很容易诊断	0.1
培训/经验水平	低	10	低	10
	一般	1	一般	1
	高	0.5	高	0.5
规程	无	50	无	50
	有, 但不完整	20	有, 但不完整	20
	有, 但较差	5	有, 但较差	5
	一般	1	一般	1
	症状导向规程 (SOP)	0.5	SOP	0.5
工作适应性	不适宜	$P(\text{failure})=1.0$	不适宜	$P(\text{failure})=1.0$
	不太适宜	5	不太适宜	5
	正常	1	正常	1
工作过程	差	2	差	2
	一般	1	一般	1
	好	0.5	好	0.5

$P(\text{failure})=1.0$ 表示概率值直接取 1, 不需要进行调整

行研究^[2], 发现数字化主要在以下几个方面给操纵员带来影响:

(1) 新增的界面管理任务给操纵员带来额外的认知负荷和操作负荷, 增加操纵员发生人因失误的可能, 如模式混淆、情境意识丧失等, 操纵员在执行主任务时为了降低负荷常自动实施一些操纵策略, 带来新的风险, 如对信息进行核实的意愿降低等。

(2) 班组在事故处理中为了实现信息共享会增加交流, 也增加了操纵员交流过程中的失误概率。

(3) 操纵员发生遗漏型失误 (E00) 和执行型失误 (E0C) 的可能性有较大幅度上升, E00 增加的主要原因是需要的信息未能有效获得 (信息被掩盖); E0C 升高的主要原因是更易在错误的对象上进行操作。

(4) 操纵员在数字化核电厂主控室的操作中具有很强的偏好, 如习惯性地忽略规程步骤, 同时操纵员执行规程中跳项的现象大量存在。

上述几个方面很大程度上改变了操纵员执行事故处理过程中的内部认知过程及外部行为表征, 对HRA的定性分析及定量计算均带来挑战。

3 SPAR-H 方法在数字化核电厂应用中存在的不足

基于对核电厂数字化后操纵员行为特征的研究和SPAR-H方法在数字化核电厂中的具体应用,从数据、模型、PSF 3方面分析SPAR-H方法应用于数字化核电厂时存在的不足。

3.1 数据方面

(1) 人因事件量化偏保守

文献[2]在对数字化核电厂人因特征深入研究的基础上提出了基于数字化的HRA方法并对岭东核电厂37起人因事件进行了HRA,该方法较充分考虑了数字化后操纵员行为特征。本研究采用SPAR-H方法对岭东核电厂37起人因事件进行分析,与文献[2]数据分析结果对比发现,二者的失误概率趋势较为一致(图1),但SPAR-H方法分析得到的失误概率整体上更加保守。从方法论上看,SPAR-H方法无完整的认知模型,难以建立详细的人员行为模型,因此采用了保守的处理方式。开展HRA的目的除了支持PSA,更重要的是为管理、系统改进提供支持,从分析过程和结果看,SPAR-H方法为了方便开展HRA量化而对模型过度简化,难以分析核电厂数字化后操纵员认知行为及相关影响因素变化后的潜在风险,也难以以为数字化核电厂基于风险指引的安全管理提供支持。

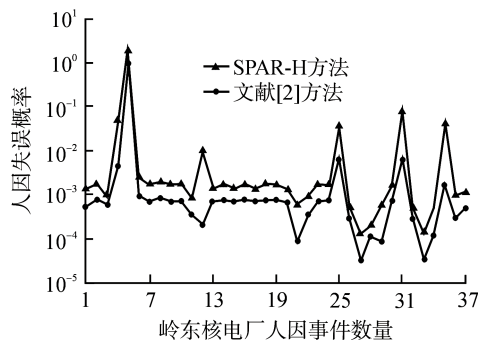


图1 SPAR-H方法与文献[2]方法分析结果比较

Fig. 1 Comparison of Analysis Results between SPAR-H Method and Reference [2]

(2) 动作执行的基本失误概率值偏低

NUREG/CR-6683^[1]指出,与其他HRA方法[如人因失误概率预测技术(THERP)、人因失误评价与减少方法(HEART)、事故序列评审程序(ASEP)等]相比,SPAR-H方法定义的动作执行

基本失误概率值(10^{-3})是偏低的。KAERI^[6]的研究人员采集了操纵员在数字化控制系统中的操作失误概率,发现不同类型软控制失误概率为 $10^{-2} \sim 10^{-3}$,所有软控制的平均失误概率为 8.26×10^{-3} ,远高于SPAR-H方法的动作执行基本失误概率值。张力等^[2]通过数字化仿真平台开展了大量基于规程的操作实验,得到不同类型软控制操作基本失误概率约为 3.0×10^{-3} ,也高于SPAR-H方法的动作执行基本失误概率值。

从定性的角度看,传统主控室中操作盘台固定,操纵员执行操作动作可形成“无意识响应”,但数字化系统中,操纵员完成目标操作的前提是,还需完成画面配置、导航、画面调整、查询等一系列界面管理任务,增加了操作任务量,尤其在紧急情况下可能分散操纵员的注意力资源,导致动作执行的可靠性降低。

3.2 模型方面

(1) 简化的认知行为模型

在认知心理学中,人员认知行为过程分为信息察觉、诊断、决策、动作执行4个阶段,同时考虑相关认知资源(如长期记忆、工作记忆、注意力资源)的影响^[7],SPAR-H方法则简化为诊断、动作执行2个阶段,在事件分析中可能会忽略部分认知过程。尤其是最新的基于SOP中,规程逻辑中诊断和决策相对独立,使用SPAR-H方法时尤其需要注意不能忽略决策阶段,如“蒸汽发生器传热管断裂,未及时发现用完好蒸汽发生器将堆芯冷却至余热排出系统(RRA)连接”事件中,考虑事件树中的前后逻辑关系,该事件的分析中可能忽略诊断部分,但使用SPAR-H方法时需注意其诊断包含全部的认知过程,而非诊断本身,由于该事件中还存在决策,因此,使用SPAR-H方法量化时依然要保留其诊断。

(2) 认知过程的选择

人因事件的失误概率取决于诊断失误概率和动作执行失误概率,因此在HRA时,确定人因事件中诊断行为和动作执行行为的范围非常重要。部分研究认为事故后操纵员只需按照规程中的动作执行,即仅存在动作执行而不存在诊断。本研究通过对数字化核电厂的认知行为研究发现,数字化后,系统可以给操纵员提供更多的支持,操

纵员行为更多表现为认知行为,对其保持情景意识的要求更高,因此不能不考虑诊断行为。

但是在事件分析中,仍有较多事件没有诊断部分或没有动作执行部分,主要分以下2种情形:

(1) 只考虑动作执行,不考虑诊断。在 PSA 事件树中,序列里该人因事件前的事件中已经完成了诊断,该事件仅为后续操作,这类事件不需再单独考虑诊断。如岭东核电厂 HRA 中,蒸汽发生器传热管破裂事故(SGTR)事件树中,人因事件“操纵员未及时进入二回路状态导向控制(ECS)规程隔离破损蒸汽发生器”本身既有诊断又有动作执行部分,但其诊断部分在序列的前一个人因事件“操纵员未及时进入 ECP3(至少一个状态功能部分降级时的一回路状态导向控制)规程,在破损蒸汽发生器充满前降压到大气蒸汽排放系统(GCTa)排放阀整定压力之下”的分析中考虑,在同一个事故序列中不再重复考虑,因此对该事件的分析中只考虑动作执行,不再考虑诊断。

(2) 只考虑诊断,不考虑动作执行。这种情况主要出现在操作动作简单且具备多重确认的部分事件中,如岭东核电厂二次侧不可用且未能及时进入 ECP4(至少一个状态功能严重降级时的一回路状态导向控制)规程建立充排的相关事件中,动作执行部分只需班组成员执行规程时根据 P11 信号(即反应堆紧急停堆系统信号,当一个稳压器压力测量通道压力低于 13.8 MPa 时出现)出现与否判断是否正确开启稳压器安全阀,如降压不成功则要求重新开启稳压器安全阀,动作执行失误概率可忽略不计。

3.3 PSF 方面

(1) 可用时间在部分事件中过于敏感

由表 1 可知,可用时间在不同水平下取值均相差 1 个数量级,由不同分析人员进行分析时可能由于基本假设不同、分析标准不同等原因导致对同一人因事件的分析结论相差较大。部分研究表明,数字化核电厂中操纵员执行同样任务的时间整体上高于传统模拟主控室,可能导致可用时间的取值对结果影响更大。

(2) 对于 SOP 的取值

对于诊断部分,SPAR-H方法认为相比于事

件导向规程,SOP诊断评判标准更加清晰,对采用SOP的电厂均取积极的修正值(0.5)。但在实际分析中,虽然电厂采用了SOP,但部分人因事件的诊断部分并未体现出症状导向特征,对于这类事件其规程均不应选择0.5作为修正值。

(3) 人机接口水平选择

在传统模拟主控室的HRA中,不同人因事件的人机接口大都按照“一般”水平处理。数字化核电厂针对设计基准事故设计了诸多任务导向的界面,人机界面的友好程度在不同事件中可能存在更大差异,利于某些任务执行时可以选取积极的修正值,不利于某些任务时应选择消极修正值。因此在不同人因事件中应根据具体任务详细分析相应的界面及界面组合,选择合理的PSF水平。

(4) PSF 之间的相关性

SPAR-H中PSF之间的相关性未被有效考虑,导致部分PSF在HRA中重复计算。除可用时间和压力具有明显相关性外,数字化控制系统中新增的界面管理任务也将导致人机界面和任务复杂度、压力的相关性更高。但PSF间的重叠性问题不只是SPAR-H方法的问题,也是很多其他HRA方法存在的问题。

4 改进建议

在当前缺少被广为接受的应用于数字化核电厂 HRA 方法的情况下,可针对数字化后操纵员行为特征改进 SPAR-H 方法,使之更适用于数字化核电厂的 HRA。主要改进建议有:

(1) 明确 PSF 水平的判断标准,降低 SPAR-H 方法的不确定性。模拟控制室中 PSF 水平的判断标准因定义不够清晰,导致 PSF 级别的选择具有较大主观性,受不同分析人员的个人经验影响较大,数字化后更应当明确不同 PSF 水平的判断标准。

(2) 完善 SPAR-H 方法的认知模型,使 HRA 有助于建立数字化核电厂中人因失误分析模型,厘清人因失误机制,HRA 结论能够从定量的角度分析出数字化核电厂操纵员执行事故处理中的人因薄弱环节,减少不必要的过度保守为风险指引的人因安全管理带来的资源浪费。

(3) 调整 SPAR-H 方法中操作失误概率的基

本失误概率值，可参考国内外当前针对数字化核电厂的研究数据，建立基于全范围模拟机和运行日志的人因数据库，提高数据准确性。

5 结束语

SPAR-H方法通过简化的分析过程即可获得与实验数据具有较好一致性的失误概率值，一定程度上为HRA提供了捷径，但传统的方法在主控室数字化后的应用也面临新的挑战。本研究分析了SPAR-H方法在应用于数字化核电厂HRA中面临的问题，并提出了相应改进建议，可以提升其在数字化核电厂HRA中的适用性。但为了探究数字化后操纵员行为变化的内部机制和影响模式以及这种变化带来的后果，建立与之相适应的新的个人行为模型和HRA方法迫在眉睫。

参考文献：

- [1] GERTMAN D I, BLACKMAN H, MARBLE J, et al. The SPAR-H human reliability analysis method: NUREG/CR-6883[R]. Washington, D. C.: NRC, 2005.

- [2] 张力, 戴立操, 胡鸿, 等. 数字化核电厂人因可靠性[M]. 北京: 国防工业出版社, 2019: 625-648.
- [3] JOHN M O, JAMES C G, JOEL K. Advanced information systems design: technical basis and human factors review guidance: NUREG/CR-6633[R]. Washington, D. C. : NRC, 2002.
- [4] O'HARA J M, BROWN W S. Human-system interface design review guideline: NUREG-0700[R]. Washington, D. C. : NRC, 2002.
- [5] O'HARA J M, BROWN W S, LEWIS P M, et al. The effect of interface management tasks on crew performance and safety in complex, computer-based systems: NUREG/CR-6690[R]. Washington, D. C. : NRC, 2002.
- [6] JANG I, KIM A R, JUNG W, et al. An empirical study on the human error recovery failure probability when using soft controls in NPP advanced MCRs[J]. Annals of Nuclear Energy, 2014, 73(1): 373-381.
- [7] WHALEY A M, XING J, BORING R, et al. Cognitive basis for human reliability analysis: NUREG/CR-2114[R]. Washington, D. C. : NRC, 2016.

(责任编辑：杨灵芳)