



IDHEAS人因事件相关性分析方法应用研究

郑腾蛟, 张佳佳, 侯捷, 徐云龙, 许青青

Research on the Application of IDHEAS Human Event Dependency Analysis Method

Zheng Tengjiao, Zhang Jiajia, Hou Jie, Xu Yunlong, and Xu Qingqing

在线阅读 View online: <https://doi.org/10.13832/j.jnpe.2024.06.0213>

您可能感兴趣的其他文章

Articles you may be interested in

核电厂人因可靠性分析中的相关性分析方法研究

Research on Dependence Assessment in Human Reliability Analysis of Nuclear Power Plants

核动力工程. 2020, 41(3): 147-152

SPAR-H方法中行为形成因子间的相关性识别

Identification of Correlation among Performance Shaping Factors of SPAR-H Method

核动力工程. 2021, 42(4): 144-150

核电厂地震PSA中HRA方法研究

Study on HRA Method in Seismic PSA of Nuclear Power Plants

核动力工程. 2020, 41(4): 116-121

SPAR-H方法在数字化核电厂人因可靠性分析中的应用研究

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

核动力工程. 2021, 42(3): 126-132

核电厂临时设备投运人员可靠性评估模型

Assessment Model of Operator's Implementation Reliability for Portable Equipment in Nuclear Power Plants

核动力工程. 2020, 41(4): 128-134

数字化主控室操纵员人因可靠性研究

Study on Human Reliability of Operator in Digital Main Control Room

核动力工程. 2019, 40(4): 104-107



关注微信公众号, 获得更多资讯信息

文章编号: 0258-0926(2024)06-0213-07; DOI:10.13832/j.jnpe.2024.06.0213

IDHEAS 人因事件相关性分析方法应用研究

郑腾蛟¹, 张佳佳², 侯捷^{3*}, 徐云龙¹, 许青青¹

1. 中国核电工程有限公司, 北京, 100840; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京, 102488;
3. 首都经济贸易大学, 北京, 100070

摘要: 相关性问题是人员可靠性分析 (HRA) 中重点考虑的问题之一, 但现行应用的相关性分析方法存在基础数据匮乏, 认知理论基础不足, 影响因素水平选取原则不明确等问题, 导致分析结果过于保守, 稳定性较差。为此, 美国核管理委员会 (NRC) 基于人员失误事件综合分析系统 (IDHEAS) 行为认知模型建立了 IDHEAS 相关性模型, 并提出了 IDHEAS 相关性分析方法 (IDHEAS-DEP)。本文对 IDHEAS-DEP 开展了系统性的研究, 对实施流程和要点进行分析归纳, 选取一级概率安全分析 (PSA) 典型 C 类人因事件组进行了实例分析, 并与其他相关性处理方法进行了定量比较。理论研究和实例分析表明, IDHEAS-DEP 能在一定程度上解决现有相关性分析方法基础理论不足以及分析结果过于保守的问题, 且该方法的筛选分析普适性更高, 在工程上更具备可实施性。但其仍需解决与其他 HRA 方法的接口问题, 最小联合人误概率取值的确定也是该方法未来需要完善的方向。

关键词: 人员可靠性; 相关性; 人员失误事件综合分析系统 (IDHEAS)

中图分类号: TL334 **文献标志码:** A

Research on the Application of IDHEAS Human Event Dependency Analysis Method

Zheng Tengjiao¹, Zhang Jiajia², Hou Jie^{3*}, Xu Yunlong¹, Xu Qingqing¹

1. China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing, 100840, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Ecology and Environment, Beijing, 102488, China; 3. Capital University of Economics and Trade, Beijing, 100070, China

Abstract: Dependency is one of the most important issues in human reliability analysis (HRA). However, the existing dependency analysis methods have some problems, such as lack of basic data, insufficient cognitive theoretical foundation, and unclear selection principles of influencing factor levels, which lead to overly conservative analysis results and poor stability. For this reason, the Nuclear Regulatory Commission (NRC) of the United States established the IDHEAS dependency model based on the behavioral cognitive model of IDHEAS, and put forward the IDHEAS dependency analysis method (IDHEAS-DEP). In this paper, IDHEAS-DEP is systematically studied, the implementation process and key points are analyzed and summarized, and a typical category C human factor event group of Level 1 probabilistic safety analysis (PSA) is selected for example analysis, and a quantitative comparison is made with other dependency analysis methods. Theoretical research and case analysis show that IDHEAS-DEP can solve the problems of insufficient basic theory and conservative analysis results of existing dependency analysis methods to a certain extent, and the screening analysis of this method is more universal and practical in engineering. However, it still needs to solve the interface problem with other HRA methods, and the determination of the minimum joint human error probability is also the direction that this method needs to be improved in the future.

收稿日期: 2023-12-15; 修回日期: 2024-02-23

作者简介: 郑腾蛟 (1993—), 男, 工程师, 硕士研究生, 现主要从事核电厂人因工程设计与研究, E-mail: 765041109@qq.com

*通讯作者: 侯捷, E-mail: j.hou@cueb.edu.cn

Key words: Human reliability analysis (HRA), Dependency, Integrate human event analysis system (IDHEAS)

0 引言

人员可靠性分析 (HRA) 是概率安全分析 (PSA) 的重要组成部分^[1], 其通过系统化的方法定性和定量评估人员失误概率 (HEP) 以评估人员失误对核电厂安全运行的影响。在核电厂 HRA 中, 相关性分析是指操纵员在同一事件序列过程中, 前一动作失败对于后续操纵员行为可靠性影响的定量化评价^[2]。相关性问题是 HRA 重点考虑的问题之一。缺乏相关性评价会导致 HRA 结果过于乐观, 在定量化过程中低估核电厂的风险水平, 从而显著影响 PSA 结果^[3]。

国际上通用的 HRA 方法如事故序列评价过程 (ASEP)、标准化核电厂人因风险分析 (SPAR-H)、火灾 HRA (NUREG-1921) 等均对相关性提出了处理方法, 其基本思路是采用决策树的方式判断相关性水平, 并采用条件 HEP 公式对 HEP 原值进行修正。但不同的 HRA 方法基于不同的认知模型, 考虑的相关性因素和数量有所不同^[4-7]。国内核电工程项目通常采用 SPAR-H 和 NUREG-1921 提供的相关性分析方法。此类方法的局限性在于: ①无法定量评价复杂情景下由操纵员认知活动和团队协作导致的相关性水平变化; ②缺乏基础数据, 相关性修正相对简化, 使得分析结果过于保守; ③相关性因素缺乏明确的判断准则, 分析结果稳定性较差。

为解决以上不足, 美国核管理委员会 (NRC) 基于人员失误事件综合分析系统 (IDHEAS) 行为认知模型建立了相关性模型, 并提出了 IDHEAS 相关性分析方法 (IDHEAS-DEP)^[8-9]。本研究基于国内电厂 HRA 实际情况, 对 IDHEAS-DEP 进行系统研究, 选取典型 C 类人因事件组进行实例分析, 并将分析结果与 SPAR-H 和 NUREG-1921 方法进行比较, 系统评价 IDHEAS-DEP 应用的优缺点及其工程适用性, 旨在为 IDHEAS 方法在我国 HRA 领域的应用提供参考建议。

1 IDHEAS 相关性模型

现应用的相关性分析方法 (如 ASEP、SPAR-H、NUREG-1921) 均采用了人员失误率预测技

术 (THERP) 相关性模型, 该模型认为人因事件间存在的一些共性条件 (如同一时间、地点等) 可能使前一事件的失败增加后一事件人误的概率, 该模型提供了一种解决相关性问题的总体性方法^[10]。但由于缺乏基础数据而无法考虑复杂情景下的认知行为, 导致相关性因素识别不够完善, 缺乏明确的判断准则, 因此存在分析结果过于保守, 主观性影响过大等问题。NRC 认为对现有方法进行完善无法解决技术基础不足导致的根本性限制^[8], 因此 NRC 基于 IDHEAS 方法提出 IDHEAS 相关性模型作为处理相关性问题的框架, 如图 1 所示。

相关性情景分为:

(1) 后果型: HFE₁ 失败直接对 HFE₂ 的关键任务、班组失效模式 (CFM)、可用时间和绩效影响因子 (PIF) 产生影响。

(2) 资源共享型: HFE₁ 与 HFE₂ 涉及同一系统、设备或其他资源, HFE₁ 失败导致 HFE₂ 可用资源不足, 从而对 HFE₂ 的关键任务、CFM、PIF 产生影响。

(3) 认知型: 执行 HFE₁ 时产生的认知偏见对 HFE₂ 产生相关性影响。

通过相关性情景分析 HFE₁ 对 HFE₂ 在时间可用性、关键任务、CFM 以及 PIF 的影响并定量评价, 从而对 HFE₂ 的 HEP 进行修正。

2 IDHEAS-DEP 方法的实施步骤

2.1 入口条件分析

基于以上框架, NRC 提出了相关性处理流程, 如图 2 所示, 分为以下步骤: ①预确定分析; ②筛选分析; ③详细分析。进行相关性分析前需要进行相关性组识别, 满足以下任一准则即进入预确定分析: ①在同一事件序列且两事件间不存在成功状态的其他事件; ②B 类人因事件序列中的后续人因事件; ③进行敏感性分析确定 HFE₂ 失败对 PSA 结果有影响, 且联合 HEP 大于最小联合 HEP 截断值。

2.2 预确定分析

IDHEAS-DEP 定义了 5 种相关性关系, 包括:

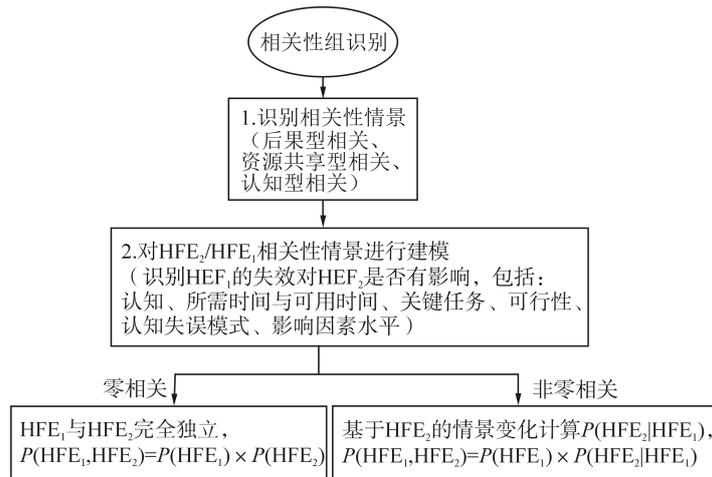


图 1 IDHEAS 相关性模型
Fig. 1 IDHEAS Dependency Model

HFE₁—事故序列中前一人因事件；HFE₂—事故序列中后一人因事件；P—相关性修正结果

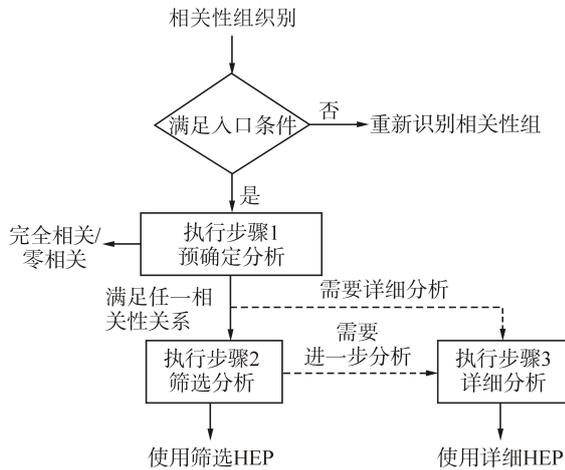


图 2 IDHEAS-DEP 分析流程
Fig. 2 IDHEAS Dependency Analysis Process

功能、时间、人员、位置和规程。根据相关性关系判断是否存在相关性，满足任一相关性关系，则需进一步进行筛选分析或详细分析。

2.3 筛选分析

筛选分析适用于下列情况：

- (1) 资料无法支持 IDHEAS 方法评价 HFE₁ 失败对 HFE₂ 相关 PIF、CFM 的影响。
- (2) 仅需较粗略的相关性分析结果。
- (3) 内部事件分析采用 IDHEAS 外的其他 HRA 方法。

分析人员首先识别相关性关系与相关性情景，通过不同的相关性情景与相关性关系组合，识别相关性因素并单独评价其影响水平。相关性因素

影响水平取值如表 1 所示。IDHEAS-DEP 给出了各相关性因素的排除依据，满足条件的情况下可以不考虑该因素的影响。如果不满足条件，则需进一步分析影响水平，详见文献 [9]。

根据识别的相关性因素及影响水平，对 HFE₂ 的 HEP 进行修正，修正公式如下：

$$P(HFE_1, HFE_2) = (1 - P_2) \prod_{i=1}^m (1 - P_{di})$$

式中， P_2 为 HFE₂ 的 HEP 原值； P_{di} 为第 i 个相关性因素影响值。当相关性影响值较小时，筛选分析结果近似为相关性影响值与 HFE₂ 的 HEP 原值之和。

2.4 详细分析

当筛选分析结果无法满足 HRA/PSA 分析需求时，可采用详细分析。详细分析通过 IDHEAS 分析 HFE₁ 对 HFE₂ 的时间可用性、关键任务、CFM 以及 PIF 的影响并对 HEP 进行重新计算。详细分析可在预确定分析或筛选分析后进行。筛选分析中识别的相关因素可直接用于详细分析。

3 人因事件相关性实例分析与结果比较

以某核电厂一级 PSA 为例，在堆芯损坏概率（CDF）割集中选取较前列的最小割集组，采用 IDHEAS-DEP、SPAR-H 和 NUREG-1921 进行相关性对比分析，以定量评价不同相关性分析方法对核电厂整体 PSA 结果及风险水平的影响。

3.1 人因事件定义与分析

HFE₁：功率运行工况下，发生大/中破口冷

表1 相关性因素及影响水平取值表

Tab. 1 Dependency Factors and Dependency Impacts

相关性关系	相关性因素	相关性影响			
		零	低	中	高
R1功能或系统	R1.1相同功能或系统导致的认知型相关	0	5×10^{-2}	1×10^{-1}	3×10^{-1}
	R1.2相同功能或系统导致的后果型相关	0	1×10^{-2}	5×10^{-2}	2×10^{-1}
	R1.3相同功能或系统导致的资源共享型相关	0	2×10^{-3}	1×10^{-2}	5×10^{-2}
R2时间	R2.1操作时间接近导致的后果型相关	$0(t > 4)$	$1 \times 10^{-3}(3 \leq t < 4)$	$1 \times 10^{-2}(2 \leq t < 3)$	$1 \times 10^{-1}(1 \leq t < 2)$
	R2.2关键信号出现时间接近导致的后果型相关	0	5×10^{-3}	5×10^{-2}	1×10^{-1}
R3人员	R3.1相同人员导致的认知型相关	0	5×10^{-2}	1×10^{-1}	3×10^{-1}
	R3.2相同人员导致的后果型相关	0	2×10^{-3}	1×10^{-2}	3×10^{-2}
	R3.3相同人员导致的资源共享型相关	0	2×10^{-3}	1×10^{-2}	5×10^{-2}
R4位置	R4.1同一位置导致的后果型相关	0	2×10^{-3}	5×10^{-3}	2×10^{-2}
	R4.2同一位置和时间导致的后果型相关	0	2×10^{-3}	5×10^{-3}	7×10^{-3}
R5规程	相同规程导致的认知型相关	0	5×10^{-3}	5×10^{-2}	3.5×10^{-1}

t —可用时间/所需时间

却剂丧失事故 (LOCA) 后, 低压安注冷段注入成功, 为防止硼结晶, 操纵员未能在事故后 11 h 内将低压安注切换到冷热段同时注入。

该事件情景下关键任务分为:

(1) E0 报警触发, 进入 E0 规程, 根据安全壳内放射性、压力、安全壳内置换料水箱 (IRWST) 水位异常, 判断为一回路或二回路冷却剂丧失, 转入 E10 规程, 并在事故 6 h 后将安注切换到冷热段同时注入方式运行。

涉及 CFM 为察觉与理解。中破口 LOCA 事故为常规培训内容, 规程路径明确, 不涉及决策认知行为, 事故后 6 h 才能转出 E10 规程, 因此 PIF-MF₅ (长时间执行具有高认知需求的活动) 对理解产生影响。

(2) 根据 E13 规程第 3 步, 将低压安注切换到冷热段同时注入, 主控室内操作步骤简单, 仅 PIF-MF₅ 对执行产生影响。

察觉、执行基本 HEP 为 1×10^{-4} , 理解基本 HEP 为 1×10^{-3} , MF₅ 对理解的影响权重为 1.5, 对执行的影响权重为 1.1, 以上关键任务的 CFM 分支的认知失误概率总和 P_c 为 1.71×10^{-3} 。执行时间符合正态分布, 平均值为 5 min, 标准差为 3, 时间窗口为 11 h, 需要在事故 6 h 后进行操作, 可用时间满足所需时间概率 $P_{t(t=300)}=0$ 。该人误事件的 HEP 为 1.71×10^{-3} 。

HFE₂: 功率运行工况下, 发生大/中破口 LOCA 事故后, 低压安注冷段注入成功, 为防止

硼结晶, 操纵员未能在事故后 11 h 内将中压安注切换到冷热段同时注入。

该事件与 HFE₁ 规程路径相同, 采用同一人员操作, 根据 E13 规程第 4 步将中压安注切换到冷热段同时注入, 因此 HFE₂ 的关键任务、认知失效模式及 PIF 均与 HFE₁ 相同, 采用 IDHEAS 分析该人误事件的 HEP 为 1.71×10^{-3} 。

3.2 预确定分析

IDHEAS-DEP 给出了完全相关判定准则:

①使用相同的规程; ②HFE₁ 失败是由规程整体质量问题导致的; ③HFE₁ 和 HFE₂ 间不存在恢复性动作。

HFE₁ 与 HFE₂ 使用相同规程, 存在相关性关系, 但 HFE₁ 失败不是由规程整体质量造成的, 且时间充足, 存在恢复动作机会, 不满足完全相关条件, 需进一步进行相关性分析。预确定分析如表 2 所示。

3.3 筛选分析

由预确定分析可知 HFE₁ 和 HFE₂ 存在功能或系统、人员、位置和规程、时间 5 种相关性关系, 筛选分析过程及理由如表 3 所示:

经分析, HFE₁ 和 HFE₂ 仅相关性因素 R2.1 时间接近导致后果型相关存在中相关, 根据式 (1), 相关性筛选分析结果为 1.171×10^{-2} 。

3.4 详细分析

HFE₁ 失败导致 HFE₂ 可用时间减少, HFE₁ 失败继续执行 HFE₁, 时间窗口变为 295 min, 概率分布不变, $P_{t(t=295)}=0$

表 2 预确定分析

Tab. 2 Predetermination Analysis

相关性关系	评价原则及依据
功能或系统	√同一系统或功能 □系统冗余列中相似部件或设备 依据：使用同一系统（RIS）
时间	√执行时间接近 □线索出现时间接近 依据：规程步骤相邻
班组	√相同的班组
位置	√同一位置执行 □受相同环境条件的影响（例如，高温、低温、高辐射、可视性差等） 依据：均在主控室操作，没有已知的环境因素对可靠性结果产生影响
规程	√使用同一规程 依据：使用了相同的规程

评价原则全部勾选代表完全相关；部分勾选代表有相关性，需进一步进行筛选分析或详细分析；全未勾选代表零相关

HFE₂ 与 HFE₁ 为同一人员执行，且规程明确，不涉及团队协作与决策，因此 HFE₁ 失败不会导致 HFE₂ 产生新的 CFM。

由于事故发生后 6 h 才能操作，且两动作操作相邻，根据 IDHEAS-DEP 报告附录 C 提供的可能受各相关性因素影响的 CFM、PIF^[9]，受相关性因素 R3.2 影响的 PIF 为 MF₅ 和 MF₆（同一人员同时执行 HFE₁ 和 HFE₂，且 HFE₂ 不需要特别复杂的诊断），该影响因素仅对执行 CFM 产生影响，将其代入该 CFM 分支重新计算，详细分析结果 $HEP=P_o+P_i=1.73\times 10^{-3}$ 。

3.5 结果比较

本节分别采用 SPAR-H 与 NURGR-1921 方法进行相关性分析，分析过程如下：

(1) SPAR-H 方法

两人因事件为同一人员执行，操作时间相近，均为主控室内同一界面操作，位置相同。根据 SPAR-H 相关性判断表，判断为完全相关，修正值为 1。

(2) NUREG-1921 方法

根据 NUREG-1921 相关性决策树，事故处理人员相同，认知相同，提示要求为顺序，人力充足，多重失效下压力较高操作位置相同，时间间隔小于 15 min，操作简单，压力正常，判断为高相关，修正值为 5.01×10^{-1} 。

将以上相关性结果代入 PSA 模型，计算该人因事件组所在事故序列导致的堆芯损坏频率及占比，结果如表 4 所示。

3.6 分析与讨论

对 3 种方法的结果进行分析可以得出：

(1) SPAR-H 和 NUREH-1921 方法将相关性水平整体上分为完全、高、中、低和零相关，由于基于核电厂任务的条件概率基础数据不足，其假设高/中/低相关性修正值分别为人因事件 HEP 原值与 1 之间距离的 50%、15% 和 5%^[10]，修正值近似于 0.5、0.15、0.05。而 IDHEAS-DEP 采用了较完备的 IDHEAS 基础数据，修正值小于 SPAR-H、NUREH-1921。完备的基础数据库是消除分析结果保守性的基础。

(2) 采用不同的人因事件相关性分析方法，可能会对 PSA 结果及风险见解产生一定影响。SPAR-H 和 NUREG-1921 方法均采用决策树进行相关性分析，相关性因素水平判定缺乏明确导则，通常结合工程经验进行判断^[11]。相对简化的决策树在某些情况下适用性较差，且缺乏时间敏感性^[12]。在本案例分析中，LOCA 是常规培训场景，切换安注至冷热段通常涵盖在培训内容中，且时间充足的情况下，HFE₁ 失败有足够时间进行恢复，采用 SPAR-H 或 NUREG-1921 相关性分析，判断为完全相关或高相关，没有考虑恢复动作的影响，可能使 PSA 结果过于保守。IDHEAS 相关性分析方法基于更全面的行为学理论基础，进一步识别了各相关性关系的影响因素，并给出了详细的定性分析导则及取值。筛选分析通过对影响因素分别评价并赋值求和的方式避免了某单一因素导致相关性水平过高的问题，一定程度上解决了分析结果稳定性与适用性问题。而详细分析考虑 HFE₁ 对 HFE₂ 时间可用性、关键任务、CFM 以及 PIF 产生的影响，采用 IDHEAS 方法重新计算 HEP，进一步消除了分析结果的保守性。

(3) IDHEAS-DEP 分析流程较为完善，提供了 2 种分析方法及对应的修正值，可根据分析需求和适用条件进行选择。筛选分析适用于资料有限的情况下的快速相关性分析，且适用于内部事件采用其他 HRA 方法的人因事件，有利于工程实施应用。而详细分析仅适用于 HRA 分析采用 IDHEAS 方法的基本事件，没有解决与其他 HRA 方法的接口问题。同时 IDHEAS-DEP 对联合 HEP 截断值的选取没有给出明确的意见，也是未来需要完善的方向。

表3 筛选分析

Tab. 3 Screening Analysis

相关性关系	相关性因素	排除依据/影响因素水平判断原则与依据	相关性水平
R1功能或系统	R1.1相同功能或系统导致的认知型相关	√常规培训场景可以涵盖两人因事件 依据: LOCA事故是常规培训场景, 通常涵盖两人因事件操作内容	$P_d(R1)=0$
	R1.2相同功能或系统导致的后果型相关	√HFE ₁ 失败不会对HFE ₂ 所需的线索产生影响 依据: 操作对象为不同的阀门	
	R1.3相同功能或系统导致的资源共享型相关	√有充足时间按顺序使用这些共用资源、设备完成任务 依据: 中低压安注共用相同的水源, 但水源不足的情况下, 有充足时间执行调用其他水源完成操作	
R2时间	R2.1时间接近导致后果型相关	√HFE ₂ 的可用时间/需求时间大于4 √线索可用并且明确, 且有充足的时间执行动作 依据: HFE ₁ 失败会导致HFE ₂ 可用时间减少, 但时间窗口为5 h, 操作5 min, 时间充足, 规程明确, 不会造成任何后果	$P_d(R2)=0$
R3人员	R3.1相同人员导致的认知型相关	√培训和经验可以避免对情景产生误解 依据: LOCA事故是常规培训场景	$P_d(R3)=1 \times 10^{-2}$
	R3.2相同人员导致的后果型相关	无 ^① 相关性水平中: $P_d=1 \times 10^{-2}$ √同一人员同时执行HFE ₁ 和HFE ₂ , 且HFE ₂ 不需要特别复杂的诊断 依据: HFE ₁ 和HFE ₂ 规程步骤相邻, 且由同一人员执行, 但HFE ₂ 规程明确, 操作简单	
	R3.3相同人员导致的资源共享型相关	√人员配备充足且工作规范执行良好 √人员配置、工作量和程序与培训相似 √采用最低人员配置足以在遵守工作规范情况下完成所有任务	
R4位置	R4.1同一位置导致的后果型相关	√HFE ₁ 失败对工作环境没有影响	$P_d(R4)=0$
	R4.2同一位置和时间导致的后果型相关	√HFE ₁ 可以直接操作, 不需要持续关注 依据: 仅需主控室开对应阀门, 不需要持续关注	
R5规程	相同规程导致的认知型相关	√规程清晰, 并经过良好培训 √经过培训, 能根据实际情况使用该规程	$P_d(R5)=0$

注: ①无表示没有满足条件的排除依据, 故进一步进行对应的相关性影响因素水平评价与取值, 即后面一栏内容

表4 结果比较

Tab. 4 Comparison of Results

相关性方法	相关性水平	原值	修正值	割集CDF	总CDF/%	
SPAR-H	完全	1.71×10^{-3}	1	9.24×10^{-8}	45.9	
NUREH-1921	高	1.71×10^{-3}	5.01×10^{-1}	8.12×10^{-8}	42.7	
IDHEAS	筛选分析	相同人员导致的认知型相关性水平-中	1.71×10^{-3}	1.17×10^{-2}	7.02×10^{-8}	39.2
	详细分析	—	1.71×10^{-3}	1.73×10^{-3}	7.00×10^{-8}	39.1

4 结论

本研究对 IDHEAS-DEP 进行了深入研究和实例分析, 结果表明, IDHEAS-DEP 具有较完善的理论框架和基础数据, 是解决相关性分析结果过于保守和稳定性不足的一种可行方案。

该方法提供了详细完善的分析导则, 其筛选分析对内部事件 HRA 方法没有要求, 一定程度上解决了现有方法的固有局限性问题。详细分析过于依赖 IDHEAS 方法, 而 IDHEAS 方法目前在国内没有应用, 限制了其进一步推广。因此, 对 IDHEAS-DEP 分析流程进行一定调整, 采用筛选分析进行相关性处理, 或解决详细分析与其

他方法的接口问题, 更有利于 IDHEAS-DEP 方法的工程应用。总体而言, IDHEAS 方法是 HRA 领域未来的发展方向之一, 对该方法的研究和应用可以有效解决当前 HRA 方法人因数据匮乏、理论基础不足的问题。

参考文献:

- [1] 国家能源局. RK 应用于核电厂的一级概率安全评价第 1 部分: 总体要求: NB/T 20037.1-2017[S]. 北京: 原子能出版社, 2017.
- [2] 张佳佳, 田秀峰, 宫宇, 等. 核电厂 HRA 相关问题研究及应用[J]. 核科学与工程, 2021, 41(3): 593-598.
- [3] ASME. Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard

- for level 1/large early release frequency probabilistic risk assessment for nuclear power plant applications: ASME/ANS RA-Sa-2009[S]. New York: American Society of Mechanical Engineers, 2009.
- [4] SWAIN A D. Accident sequence evaluation program: human reliability analysis procedure: NUREG/CR-4772 [R]. Washington DC: U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1987.
- [5] GERTMAN D I, BLACKMAN H S, MARBLE J L, et al. The SPAR-H human reliability analysis method: NUREG/CR-6883[R]. Washington DC: U. S. Nuclear Regulatory Commission, 2005.
- [6] NORELL M. EPRI/NRC-RES fire human reliability analysis guidelines-final report: NUREG-1921[R]. Washington DC: U. S. Nuclear Regulatory Commission and Electric Power Research Institute, 2012.
- [7] PARRY G W, FORESTER J A, DANG V N, et al. IDHEAS - an integrated decision-tree human event analysis system for human reliability analysis[J]. Transactions of the American Nuclear Society, 2013, 109(2): 2088-2090.
- [8] XING J, CHANG Y J, DE JESUS SEGARRA J. The general methodology of an integrated human event analysis system (IDHEAS-G): NUGEG-2198[R]. Washington: U. S. Nuclear Regulatory Commission, 2021.
- [9] KICHLINE M, XING J, CHANG Y J, et al. Integrated human event analysis system dependency analysis guidance (IDHEAS-DEP): RIL 2021-14[R]. Washington: U. S. Nuclear Regulatory Commission, 2021.
- [10] SWAIN A D, GUTTMANN H E. Handbook of human-reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications. Final report: NUREG/CR-1278[R]. Albuquerque: Sandia National Lab. , 1983.
- [11] 刘鑫伟, 谢永骥, 田秀峰, 等. 人员可靠性分析中的相关性处理方法 [J]. 核工程研究与设计, 2017(4): 111-114.
- [12] SU X Y, MAHADEVAN S, XU P D, et al. Inclusion of task dependence in human reliability analysis[J]. Reliability Engineering & System Safety, 2014, 128: 41-55.

(责任编辑: 邵梦凡)