

文章编号: 1673- 0062(2010) 01- 0013- 04

在役核电厂严重人因事故分析及管理研究

戴立操^{1, 2}, 张 力^{2, 3}

(1. 中南大学 信息物理工程学院, 湖南 长沙 410083; 2 南华大学 人因研究所, 湖南 衡阳 421001;
3 湖南工学院, 湖南 衡阳 421003)

摘 要: 核电厂人因可靠性分析 (HRA) 是核电厂概率安全评价 (PSA) 的重要组成部分, 能够较好地评价和量化核电厂事故后操纵员的人员行为. 本文通过对国内某核电厂压水堆 (PWR) 进行 HRA 分析, 筛选出对于 PSA 总体风险贡献大于 5% 的严重人因事件序列, 得出这些人因事件序列基本人误概率值, 分析操纵员事故后的干预行动并进行重要度排序. 文章从工程管理的角度, 通过分析严重人因事件序列排列以及序列进程中操纵员的干预行动, 提出对相对应的应急规程 (EOP) 和核电厂主控室现场进行改进的措施, 对于重要度较高的操纵员干预行为, 核电厂应加强培训, 提高干预能力.

关键词: HRA; 严重人因事故; 基本人误概率和重要度; 管理改进

中图分类号: TL364 **文献标识码:** A

Severe Human Factor Accidents and Their Management in a In- service Nuclear Power Plant

DAI Li-cao^{1, 2}, ZHANG Li^{2, 3}

(1. School of Info- physics and Geomatics Engineering Central South University Changsha Hunan 410083 China; 2 Human Factor Institute University of South China Hengyang Hunan 421001, China; 3 Hunan Institute of Technology, Hengyang Hunan 421003, China)

Abstract Human Reliability Analysis (HRA) is an important part of Probabilistic Safety Assessment (PSA) in a nuclear power plant (NPP). It can be used to evaluate and quantify the behaviors of the operators in a post- accident response. The paper picks up the serious human factor event sequences that contribute more than 5% to the overall Core Damage Frequency (CDF) involved in PSA through a HRA analysis on a domestic PWR. The basic human error probabilities (BHEPs) of these human factor event sequences are resulted, on the basis of which the actions of the operators within the main control room (MCR)

收稿日期: 2009- 07- 27

基金项目: 国家自然科学基金资助项目 (70873040; 70573043); 国防科研计划基金资助项目 (Z012005A001)

作者简介: 戴立操 (1969-), 男, 湖南衡阳人, 南华大学人因研究所副教授, 博士研究生. 主要研究方向: 核电厂人因工程研究.

after the accidents are analyzed and their criticalities are arranged in order. The paper from the point of engineering management puts forward the measures to improve the corresponding emergency operating procedures (EOPs) and the MCR surroundings through analyzing serious human factor event sequence arrangement and the actions of operators in the post-accident interferences. With regard to the operator's interferences of high criticality, the NPP should enforce training and improve its ability of interferences.

Key words HRA; severe human factor accidents; basic human error probability and criticality; management improvement

0 引言

人们对核电厂安全运行中人的因素对风险贡献的重要意义已达成普遍共识^[1]. 目前, 人们普遍在概率安全评价 (PSA: Probabilistic Safety Assessment) 中采用人的可靠性分析技术 (HRA: Human Reliability Analysis) 对在役核电厂进行人因事故分析. HRA 能够较好地理解、评价和量化人的失误行为^[2], 它能够在仔细分析核电厂各系统人机界面的基础上, 找出对核电厂安全有重要影响的严重人因事件, 分析这些事件对堆芯损伤频率 (CDF: Core Damage Frequency) 的贡献^[3], 辨识其中的严重人因事故, 进行重点预防和培训, 改善管理绩效, 提高运行安全性.

1 严重人因事故及操纵员干预分析

1.1 HRA 定性分析

HRA 人因事件定性分析的目的在于在核电厂巨大的人因事故数据中对重要的人因数据进行处理, 以限制引入模型的人因事件的数量, 初步筛选出对核电厂安全风险有重要贡献的关键人机界面, 确定始发事件中相对重要的人因事件序列.

1.1.1 原则

1) 所有的“对风险有重要性的”人因事件要被辨识. 必须充分考虑研究范围内所有的人机界面 (HIs: human interfaces), 识别对于安全和运行具有显著影响的 HIs^[4].

2) HRA 所有事件应能与系统总体风险分析方法 PSA 相结合.

3) 基于需要进行分析可能的深度选定一个概率定值. 只有堆芯频率在所选定的定值之上的(事故)序列才会重点考虑. 仅这些事故序列中的人的行为才会保留做进一步的分析.

4) 所有的事件最后能够被量化.

1.1.2 方法

1) PSA 事件树中考虑事件序列发生概率的

大小, 对于堆芯损伤频率小的事件序列, 即使人因失误概率较大亦不作考虑.

2) 使用 PSA 事件树, 确立事件树中“机器”和“人误”的边界和接触点.

3) 使用由人误事件分类系统分析逻辑模型中欲包括的每一种事件, 并确定关键的 HIs.

4) 了解 PSA 事件树、故障树的构造, 确定 HRA 分析事件树中相对重要的事件序列的重要最小割集以及这些割集中所包含的重要单元, 确定最终 HRA 事件题头.

1.1.3 结论

经过定性分析, 在某核电厂 52 个 PSA-HRA 人因题头中, 筛选出 22 个相对重要的人因事件 (见表 1).

1.2 HRA 定量分析

始发事件后人因失误的定量化目的是对初步筛选出来的人因事件进行详细分析. 通过访谈主控室操纵员、就地值班员以及模拟机教员, 以及向事故序列和系统分析人员进一步了解情况, 研读应急运行规程 (EOPs: emergency operating procedures) 及其它事故规程, 确定出表征每个始发事件后人误事件的行为特征因子 (PSFs: Performance Shaping Factors) 的数值, 确定总的人误概率.

定量分析采用的是 THERP+HCR^[5]方法, 其基本分析过程如下:

1) 在对系统基本情况的了解和分析的基础上, 做出电站系统边界条件和基本情况假设.

2) 确定 THERP、HCR^[6]模型应用的基本原则以及 THERP+HCR 模型时间窗口的分割原则.

3) 依照热工数据及调查访谈结论, 确定有关人员行为类型、时间窗口、相关性、行为形成因子等量化的参数值.

4) 针对每一个具体人因事件的失误概率进行计算, 并得出量化结论.

通过对 22 个相对重要的人因事件题头进行

分析, 我们得出对于 PSA 总体风险贡献大于 5% 的严重人因事件序列 (No 1– 9) (表 1).

表 1 某核电厂相对重要人因事件 (No 1– 22)和严重人因事件 (No 1– 9)列表
Table 1 Comparatively important human factor events (No 1– 22) and critical human factor events (No 1– 9) in reference nuclear power plants

No 代码	描述	均值	贡献因子
1	冲排冷却人因失效	4. 00E – 02	1. 45E – 01
2	操纵员 RCS降温 ECA – 3 失效	7. 00E – 02	1. 22E – 01
3	SGTR时蒸汽发生器的 隔离人因失误	2. 10E – 02	9. 65E – 02
4	操纵员完好 SG降温失效 E– 3	2. 07E – 02	9. 51E – 02
5	恢复第三台柴油机供电 人因失效	1. 98E – 01	1. 06E – 01
6	备用水源 (消防水、澄清水) 切换失败	5. 00E – 02	7. 94E – 02
7	操纵员未能及时投入 停冷系统运行	4. 18E – 02	7. 30E – 02
8	没有及时给应急水箱补水	9. 56E – 04	6. 95E – 02
9	失气后手动调节人因失效	6. 20E – 03	6. 92E – 02
10	喷淋再循环人因失效	1. 05E – 02	4. 13E – 02
11	操纵员未能及时投入 再循环开关	1. 05E – 02	4. 13E – 02
12	A支路安全壳隔离阀 V20– 15A 试验后未恢复 开启状态	7. 98E – 03	3. 72E – 02
13	电动辅助给水泵 S20– 01A 出口流量调节阀 V20– 13A 试验后未恢复自动状态	7. 98E – 03	3. 72E – 02
14	B支路安全壳隔离阀 V20– 15B 试验后 未恢复开启状态	7. 98E – 03	2. 84E – 02
15	电动辅助给水泵 S20– 01B 出口流量调节阀 V20– 13B 试验后未恢复自动状态	7. 98E – 03	2. 84E – 02
16	辅助给水泵 B试验后 控制开关未能复位	7. 98E – 03	2. 73E – 02
17	操纵员 RCS降温降压失效 ES– 1. 2	2. 10E – 02	2. 32E – 02
18	操纵员未能及时投入 再循环开关	6. 00E – 02	2. 17E – 02
19	辅助给水隔离阀 V20– 15C /D 试验后未恢复开启状态	5. 32E – 03	2. 15E – 02
20	柴油机辅助给水泵 流量调节阀 V20– 13C /D 试验后未恢复自动状态	5. 32E – 03	2. 15E – 02
21	辅助给水泵 A 试验后 控制开关未能复位	7. 98E – 03	1. 97E – 02
22	冲排冷却人因失效	8. 04E – 02	1. 93E – 02

1. 3 严重人因事故序列中操纵员行动分析

- 1)识别出在各种各样的始发事件发生后, 和随后的各种各样的事故进程和关键人因;
- 2)操纵员按照规程所采取的关键行动, 以将反应堆引入安全、稳定状态;
- 3)将近似的事故情景中同样的操纵员行动归为一组, 以减轻分析的工作量.

2 管理应用

电厂特定的 HRA 严重人因事故序列分析能够提供事故序列清单, 将事故序列按照一定规则归组, 是电厂操纵员响应描述, 和电厂响应过程中薄弱环节描述的最好来源, 可用于严重事故管理

(SAM: severe accident management)的开发.

HRA 分析能够使得安全管理得以改进, 使得运行人员能够了解哪些始发事件, 设备和人员操作最具风险性的概念, 以及形成风险管理的电厂文化. 通过分析可以知道, 设计基准事故和别的假想事故并不是给公众安全造成最大的风险来源, 如大破口失水事故 (LLOCA), 主蒸汽管断事故 (MSLB)和主给水管断事故 (FWLB). 由于针对这些始发事件的电厂设计, 操纵员规程开发, 和培训是卓有成效的, 基于 HRA 的结论, 不再需要在这些事故上面做更多的准备. 较为常见的始发事件, 如正常瞬态 (GTRAN), 失去厂外电 (LOOP)和小破口失水事故 (LLOCA), 则造成最大的风险. 风

险高的部分原因是它们的始发事件频率相对较高,而更重要的原因还是由用于缓解事故的安全功能的设备失效所致.

HRA 严重事故序列分析可以支持操纵员培训,因为它提供如下的信息:支配性事故序列,事故进程,和操纵员干预行动.严重事故序列可以被挑选出来作为重点培训用的事故情景,在严重事故分析中特别关键和频繁出现的操纵员行动,可以转换成操纵员模拟机培训内容的一部分,通过有针对性地模拟培训,在操纵员头脑中建立严重事故发生、演变的图像,提高操纵员对严重事故的辨识和响应能力.

根据对于操纵员行动的分析, FV 重要度值大的操纵员行动对电厂安全的重要性就大, FV 重要度值小的操纵员行动对电厂安全的重要性就小.对于以下按照 FV 重要度排在前面的操纵员行动,电厂应安排操纵员重点演练,并使相应的操作规程更加完善,以提高操纵员行动的可靠性.

3 结束语

HRA 严重人因事故分析是对核电厂安全评价的重要方法,能够清楚地评价事故后人因事件发展进程,有助于根据电厂的实际状况获得核电厂人因干预的弱项,了解事故后严重人因事件事

故进程中的操纵员行为.基于该分析对于电厂的改进,能够有效提高核电厂对于风险的抵御能力.这种方法已经在国外大多数的核电厂安全分析和工程管理中广泛采用,国内一些在役核电厂目前已经结束或者正在开展.

参考文献:

[1] W ilmar t P, Grant A. Nuclear Energy Agency. Critical Operator Actions Human Reliability Modeling and Data Issues [R]. France, Issy- les- Moulineaux OECD Nuclear Energy Agency, 1998

[2] Swain A D, Guttmann H E. Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications[R]. NUREG /CR - 1278 Albuquerque Sandia National Laboratories, 1983

[3] Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants [R]. A Safety Practice Safety Series No. 50- P- 10, Vienna INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY., 1995

[4] 戴立操, 张 力, 黄曙东. 核电厂 HRA 定性评价及应用 [J]. 工业工程与管理, 2005(1): 17- 20

[5] 黄曙东, 张 力. THERP+ HCR 时间接口研究 [J]. 人类工效学, 2002 8(1): 5- 8

[6] Hannan G W. Human Cognitive Reliability Model for PRA Analysis[R]. American EPRI 1984

(上接第 12 页)

[2] IAEA - International Atomic Energy Agency. Current Practices for the Management and Confinement of Uranium Mill Tailings[M]. IAEA Technical Reports Series No. 335, Vienna Austria, 1992

[3] Ota M, Iida T, Yanazawa H, et al. Suppression of radon exhalation from soil by covering with clay- mixed soil [J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2007 44(5): 791- 800

[4] Paschoa A S, Torrey J A, Wrenn M E. Reducing radon exhalation from covered tailings: optimization or cost effectiveness[J]. The Science of the Total Environment, 1985, 45: 187- 194

[5] 杨明理, Shinji Tokonami, 蔡振民, 等. 某铀尾矿库周边地区氡调查 [J]. 核技术, 2002, 25(7): 545- 550

[6] 黄建兵. 某铀矿山废石场及尾砂库氡污染调查 [J]. 环

境监测管理与技术, 2001, 13(2): 27- 30

[7] Perfect E. Fractal models for the fragmentation of rocks and soils: a review [J]. Engineering Geology, 1997, 48: 185- 198

[8] Sammis C G, Osborne R H, Anderson J L, et al. Self-similar cataclasis in the formation of fault gouge[J]. Pure Appl Geophys, 1986, 124: 54- 77.

[9] 贾文懿, 方 方, 周蓉生, 等. 氦释放的实验研究与机理探讨 [J]. 成都理工学院学报, 2002, 29(1): 61- 64

[10] 乐仁昌, 贾文懿, 吴允平. 氦运移实验研究与氡团簇运移机理 [J]. 辐射防护, 2002, 22(3): 175- 181.

[11] Rogers V C, Nielson K K. Correlations for predicting air permeabilities and ²²²Rn diffusion coefficients of soils [J]. Health Physics, 1991, 61: 225- 230