

文章编号:1673-0062(2017)02-0001-07

核电厂运行机组安全管理体系解释结构模型

隋 阳^{1,2,3}, 丁 睿², 王汉青^{1*}

(1.南华大学 环境与安全工程学院,湖南 衡阳 421001;2.湖南桃花江核电有限公司,湖南 益阳 413000;
3.福建福清核电有限公司,福建 福清 350318)

摘 要:应用核电厂运行机组安全管理体系研究已取得的成果,建立了包含16项基本要素的核电厂运行机组安全管理体系;随后应用基于粗糙集的属性约简法将核电厂运行机组安全管理体系的16项基本要素约简至13项核心要素;再应用解释结构模型法,建立了核电厂运行机组安全管理体系多级递阶解释结构模型,确定了核电厂运行机组安全管理体系各核心要素的相互作用关系,为核电厂运行机组安全的动态管理提供了路线图。

关键词:核电厂运行机组;安全管理体系;解释结构模型;动态管理;路线图

中图分类号:TM623.9 **文献标志码:**A

An Interpretative Structural Model for Safety Management System for Operating Units in Nuclear Power Plants

SUI Yang^{1,2,3}, DING Rui², WANG Han-qing^{1*}

(1.School of Environment and Safety Engineering, University of South China, Hengyang, Hunan 421001, China;2.Hunan Taohuajiang Nuclear Power Co., Ltd, Yiyang, Hunan 413000, China;
3.Fujian Fuqing Nuclear Power Co., Ltd, Fuqing, Fujian 350318, China;)

Abstract:A safety management system for operating units in nuclear power plants including 16 essential elements was established by applying the results from previous studies.The 16 essential elements were reduced to the 13 core elements by using the rough set based attribute reduction.An interpretative structural model with a multilevel step-up structure was established for the safety management system including 13 core elements,and the interaction relationship between the 13 core elements was determined.The model provides the route chart for the dynamic management of safety for operating units in nuclear power plants.

key words:operating units in nuclear power plants;safety management system;interpretative structural modeling;dynamic management;route chart

收稿日期:2017-02-17

作者简介:隋 阳(1983-),男,工程师,博士研究生,主要从事核电厂安全管理、安全生产标准化及信息化和中、高放废物处理处置研究.E-mail:sydr374@163.com.* 通讯作者:王汉青,E-mail:hqwang2011@126.com

核电厂运行机组安全管理体系,是基于安全管理的一整套体系,它包括软件和硬件两方面.软件方面涉及到思想、制度、教育、组织及管理;硬件方面包括安全投入、设备、设备技术及运行维护等.这一体系对于确保核电厂运行机组的安全高效运行具有重要的作用.因此,我国法律法规要求,核电厂须构建运行机组安全管理体系^①.

为了适应这一要求,我国学者已在核电厂运行机组安全管理体系方面开展了大量研究,并提出了各有所侧重的体系.如管云龙^[1]提出的核电厂运行机组安全管理体系包括核安全文化的培育、责任与授权、技能、分析和评价等要素;刘定平^[2]提出的核电厂运行机组安全管理体系包括核安全文化、安全组织机构、人员资源与培训、应急计划与响应等要素;赵艳丽^[3]提出的核安全管理体系包括核安全培训、经验反馈、核安全监督评价等要素;国家质量监督检验检疫总局和国家标准化管理委员会^[4]则要求核电厂运行机组安全管理体系应包括职业健康安全管理要素.

但是,核电厂运行机组安全管理体系应包括哪些基本要素,其中哪些是核心要素,核心要素间有怎样的相互作用关系,如何根据这种相互作用关系对核电厂运行机组实施动态安全管理,都是还没有解决的问题.虽然国际原子能机构^[5-7]提出了一个包括组织机构建设、管理责任落实、员工授权与培训、人因可靠性、应急准备与响应等要素的核电厂管理体系,但是在这个体系中也找不到解决上述问题的办法.

鉴于此,笔者先应用国内外学者在核电厂运行机组安全管理体系研究方面已取得的研究成果,确定了核电厂运行机组安全管理体系应包括的基本要素;随后聘请核电厂运行机组安全管理专家对各基本要素的重要性等级进行评定,获得基本要素的数据样本集;再应用基于粗糙集的属性约简法对基本要素集进行约简,确定核电厂运行机组安全管理体系的核心要素;最后,应用解释结构模型法,构建多级递阶的核电厂运行机组安全管理体系解释结构模型,确定核心要素间的相互作用关系,以对核电厂运行机组实行动态安全管理.

1 粗糙集法和解释结构模型法

1.1 基于粗糙集的属性约简法

粗糙集理论^[8-10]是波兰数学家 Pawlak 提出的,

主要优势在于它的易用性.由于粗糙集理论创建的目的和研究的出发点就是直接对数据进行分析 and 推理,从中发现隐含的知识,揭示潜在的规律,因此是一种天然的数据挖掘或者知识发现方法.定义如下:

设 $S=(U, A, V, f)$ 是一个信息系统(知识表达系统), U 为样本集合, A 为属性的非空有限集合, $V=\cup V_a, V_a$ 是属性的值域, $f: U \times A \rightarrow V$ 是一个信息函数,它为每个对象的每个属性赋予一个信息值,即 $\forall a \in A, x \in U, f(x, a) \in V_a$.

对于任何一个属性集 $P \subset A$ 且 $P \neq \emptyset$, ind 表示不可分辨关系,定义为 $\text{ind}(P) = \{(x, y) \in U \times U : f(x, a) = f(y, a), \forall a \in P\}$

一个等价关系 A 有若干个约简,这些约简的交集称为 A 的核心要素(Core),记作 $\text{Core}(A) = \cap \text{Red}(A)$. $\text{Red}(A)$ 表示 A 的所有约简集合.

属性约简算法是通过分析决策表中已有数据及其关系,保持原信息系统的分类或决策本质不会发生变化,根据属性必要性和重要度去掉一些无用的、不相关的非核心属性,得到更简单、对决策更有效的决策规则.定义如下:

如果 $\text{ind}(A - \{a\}) \neq \text{ind}(A)$, 则称 a 在该知识系统中是核心属性.

如果 $\text{ind}(A) - \{a\} = \text{ind}(A)$, 则称 a 在该知识系统中是非核心属性.

1.2 解释结构模型法

解释结构模型法^[11-13]是美国 Warfield 为分析复杂系统有关问题而研发的一种方法,它是分析和揭示复杂关系结构的有效方法.它将系统中各要素之间的复杂、零乱关系分解成清晰的多级递阶的结构形式,其核心是把复杂的系统分解为若干子系统(要素),利用人们的实践经验和知识,以及计算机手段,最终将系统构造成一个多级递阶的结构模型.

解释结构模型法(ISM)是以图论中的关联矩阵原理来分析复杂系统的整体结构,将系统的结构分析转化为同构有向图的拓扑分析,继而转化为代数分析,通过关联矩阵的运算来明确系统的结构特征.

1) 确定系统要素.对系统影响要素进行收集整理,确定其主要影响要素集 $S_i (i=1, 2, 3, \dots, n)$.

2) 确定系统要素逻辑关系矩阵 L .分析系统各影响要素的逻辑关系,得出影响要素的逻辑关系表.

3) 构造邻接矩阵 A .根据逻辑关系表,构造邻

^① 国家核安全局.核动力厂营运单位的组织和安全管理:HAD103/06, 2006.

接矩阵 $A, A = (a_{ij})_{m \times n}$, 若要素 S_i 直接影响 S_j , 则 $S_{ij} = 1$; 若要素 S_i 不直接影响 S_j , 则 $S_{ij} = 0$.

4) 计算可达矩阵 M . 在邻接矩阵基础上对矩阵 $A+I$ (其中 I 为单位矩阵) 作基于布尔代数运算法则的幂运算, 直到满足下式为止.

$$M = (A+I)^{r+1} = (A+I)^r \neq (A+I)^{r-1} \neq \dots \neq (A+I)^2 \neq (A+I).$$

5) 对 M 进行区域划分和级位划分. 在可达矩阵 M 基础上, 找出系统要素中的明显特征要素, 以及各要素的可达集 $R(S_i)$ 、先行集 $A(S_i)$ 和共同集 $C(S_i)$ 以及起始集 $B(S)$, 其中可达集 $R(S_i) = \{S_j | S_j \in S, a_{ij} = 1, j = 1, 2, \dots, n\}$, 先行集 $A(S_i) = \{S_j | S_j \in S, a_{ji} = 1, j = 1, 2, \dots, n\}$, 共同集 $C(S_i) = R(S_i) \cap A(S_i)$, 起始集 $B(S) = \{S_i | S_i \in S, C(S_i) = A(S_i), i = 1, 2, \dots, n\}$. 若 $C(S_i) = R(S_i)$ 则处于有向图同一级, 而后剔除可达矩阵 M 中的对应行列要素, 以此重复操作依次求出各级别要素.

6) 提取骨架矩阵并绘制多级递阶有向图. 通过对区域划分后的重组可达矩阵 M , 进行缩减处理, 得到反映系统递阶结构的骨架矩阵, 据此骨架矩阵绘制多级递阶有向图.

2 核电厂运行机组安全管理体系基本要素集

综合应用核电厂运行机组安全管理体系研究

已取得的成果, 确定核电厂运行机组安全管理体系应包括的 16 项基本要素^[1-7], 形成核电厂运行机组安全管理体系基本要素集:

$$X = \{a_1, a_2, a_3, \dots, a_{16}\} \quad (1)$$

式中: a_1 是基本要素核安全文化培育; a_2 是基本要素审查与监测; a_3 是基本要素安全分析与评价; a_4 是基本要素安全生产投入; a_5 是基本要素安全生产责任制层层落实; a_6 是基本要素授权与培训; a_7 是基本要素人因可靠性; a_8 是基本要素安全检查监督; a_9 是基本要素职业健康管理; a_{10} 是基本要素安全管理组织机构建立; a_{11} 是基本要素系统偏差处理; a_{12} 是基本要素安全风险管控; a_{13} 是基本要素经验反馈; a_{14} 是基本要素安全管理规章制度; a_{15} 是基本要素安全技能; a_{16} 是基本要素应急准备与响应.

3 核电厂运行机组安全管理体系基本要素样本矩阵

聘请我国某核电厂领导层、管理层和员工层的安全技术人员和安全管理人员及从事核电厂安全管理的科研人员 (共 17 位) 组成专家组, 对基本要素集中的各基本要素按“较重要”、“重要”、“非常重要”、“最重要”4 个等级进行等级评定, 并分别用数值 1、2、3、4 来表示, 得到核电厂运行机组安全管理体系基本要素样本矩阵 U :

$$U = \begin{pmatrix} 2 & 4 & 4 & 3 & 4 & 4 & 2 & 3 & 2 & 3 & 3 & 4 & 2 & 4 & 3 & 4 \\ 2 & 1 & 3 & 3 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 3 & 2 & 1 & 3 & 4 & 2 & 3 \\ 3 & 2 & 2 & 1 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 3 & 4 & 4 & 3 \\ 2 & 3 & 3 & 4 & 3 & 3 & 3 & 3 & 2 & 3 & 2 & 3 & 2 & 4 & 4 & 1 \\ 2 & 3 & 3 & 4 & 3 & 3 & 3 & 3 & 2 & 3 & 3 & 3 & 2 & 4 & 4 & 1 \\ 3 & 4 & 4 & 3 & 4 & 4 & 2 & 3 & 2 & 3 & 3 & 4 & 2 & 4 & 3 & 4 \\ 2 & 4 & 4 & 3 & 4 & 4 & 2 & 3 & 2 & 3 & 3 & 4 & 3 & 2 & 3 & 4 \\ 2 & 1 & 3 & 3 & 2 & 3 & 2 & 2 & 2 & 3 & 2 & 1 & 3 & 4 & 2 & 3 \\ 2 & 1 & 2 & 3 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 3 & 2 & 1 & 3 & 4 & 2 & 3 \\ 3 & 2 & 2 & 1 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 3 & 4 & 4 & 3 \\ 3 & 2 & 2 & 1 & 4 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 3 & 4 & 4 & 3 \\ 2 & 3 & 3 & 4 & 3 & 3 & 3 & 3 & 2 & 4 & 3 & 3 & 2 & 4 & 4 & 1 \\ 3 & 2 & 2 & 1 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 3 & 3 & 4 & 3 \\ 2 & 4 & 4 & 3 & 4 & 4 & 2 & 4 & 2 & 3 & 3 & 4 & 3 & 2 & 3 & 4 \\ 3 & 2 & 2 & 1 & 2 & 2 & 4 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 3 & 4 & 4 & 3 \\ 3 & 4 & 4 & 3 & 4 & 4 & 2 & 3 & 2 & 3 & 3 & 3 & 2 & 4 & 3 & 4 \\ 2 & 1 & 3 & 3 & 2 & 2 & 2 & 2 & 2 & 3 & 2 & 1 & 3 & 4 & 1 & 3 \end{pmatrix} \quad (2)$$

16 列依次对应着核电厂运行机组安全管理体系的 16 项基本要素; 17 行依次对应着 17 位专

家对 16 项基本要素的等级评定值.

4 核电厂运行机组安全管理体系核心要素集

应用粗糙集定义的属性约简确定核心要素.采用数据分析法,逐一去掉条件属性,看是否对正确分类产生影响,如果产生影响则为核心要素,否则为非核心要素.

$$\text{ind}(A) = \{\{1\}, \{3, 10\}, \{2\}, \{4\}, \{5\}, \{6\}, \{7\}, \{8\}, \{9\}, \{11\}, \{12\}, \{13\}, \{14\}, \{15\}, \{16\}, \{17\}\}$$

分别移去各条件属性,计算等价类 $\text{ind}(A - a_i)$:

$$\text{ind}(A - a_1) = \{\{1, 6\}, \{2\}, \{3, 10\}, \{4\}, \{5\}, \{7\}, \{8\}, \{9\}, \{11\}, \{12\}, \{13\}, \{14\}, \{15\}, \{16\}, \{17\}\} \neq \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_2) = \{\{1\}, \{2\}, \{3, 10\}, \{4\}, \{5\}, \{6\}, \{7\}, \{8\}, \{9\}, \{11\}, \{12\}, \{13\}, \{14\}, \{15\}, \{16\}, \{17\}\} = \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_3) = \{\{1\}, \{2, 9\}, \{3, 10\}, \{4\}, \{5\}, \{6\}, \{7\}, \{8\}, \{11\}, \{12\}, \{13\}, \{14\}, \{15\}, \{16\}, \{17\}\} \neq \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_4) = \{\{1, 16\}, \{2\}, \{3, 10\}, \{4\}, \{5\}, \{6\}, \{7\}, \{8\}, \{9\}, \{11\}, \{12\}, \{13\}, \{14\}, \{15\}, \{17\}\} \neq \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_5) = \{\{1\}, \{2\}, \{3, 10, 11\}, \{4\}, \{5\}, \{6\}, \{7\}, \{8\}, \{9\}, \{12\}, \{13\}, \{14\}, \{15\}, \{16\}, \{17\}\} \neq \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_6) = \{\{1\}, \{2, 8\}, \{3, 10\}, \{4\}, \{5\}, \{6\}, \{7\}, \{9\}, \{11\}, \{12\}, \{13\}, \{14\}, \{15\}, \{16\}, \{17\}\} \neq \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_7) = \{\{1\}, \{2\}, \{3, 10, 15\}, \{4\}, \{5\}, \{6\}, \{7\}, \{8\}, \{9\}, \{11\}, \{12\}, \{13\}, \{14\}, \{16\}, \{17\}\} \neq \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_8) = \{\{1\}, \{2\}, \{3, 10\}, \{4\}, \{5\}, \{6\}, \{7, 14\}, \{8\}, \{9\}, \{11\}, \{12\}, \{13\}, \{15\}, \{16\}, \{17\}\} \neq \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_9) = \{\{1\}, \{2\}, \{3, 10\}, \{4\}, \{5\}, \{6\}, \{7\}, \{8\}, \{9\}, \{11\}, \{12\}, \{13\}, \{14\}, \{15\}, \{16\}, \{17\}\} = \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_{10}) = \{\{1\}, \{2\}, \{3, 10\}, \{4\}, \{5\}, \{12\}, \{6\}, \{7\}, \{8\}, \{9\}, \{11\}, \{13\}, \{14\}, \{15\}, \{16\}, \{17\}\} \neq \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_{11}) = \{\{1\}, \{2\}, \{3, 10\}, \{4, 5\}, \{6\}, \{7\}, \{8\}, \{9\}, \{11\}, \{12\}, \{13\}, \{14\}, \{15\}, \{16\}, \{17\}\} \neq \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_{12}) = \{\{1\}, \{2\}, \{3, 10\}, \{4\}, \{5\}, \{6, 16\}, \{7\}, \{8\}, \{9\}, \{11\}, \{12\}, \{13\}, \{14\}, \{15\}, \{17\}\} \neq \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_{13}) = \{\{1, 7\}, \{2\}, \{3, 10\}, \{4\}, \{5\}, \{6\}, \{8\}, \{9\}, \{11\}, \{12\}, \{13\}, \{14\}, \{15\}, \{16\}, \{17\}\} \neq \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_{14}) = \{\{1\}, \{2\}, \{3, 10, 13\}, \{4\}, \{5\}, \{6\}, \{7\}, \{8\}, \{9\}, \{11\}, \{12\}, \{14\}, \{15\}, \{16\}, \{17\}\} \neq \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_{15}) = \{\{1\}, \{2, 17\}, \{3, 10\}, \{4\}, \{5\}, \{6\}, \{7\}, \{8\}, \{9\}, \{11\}, \{12\}, \{13\}, \{14\}, \{15\}, \{16\}\} \neq \text{ind}(A)$$

$$\text{ind}(A - a_{16}) = \{\{1\}, \{2\}, \{3, 10\}, \{4\}, \{5\}, \{6\}, \{7\}, \{8\}, \{9\}, \{11\}, \{12\}, \{13\}, \{14\}, \{15\}, \{16\}, \{17\}\} = \text{ind}(A)$$

通过以上计算,得到核心要素:

$$\text{Core}(A) = \cap \text{Red}(A) \{a_1, a_3, a_4, a_5, a_6, a_7, a_8, a_{10}, a_{11}, a_{12}, a_{13}, a_{14}, a_{15}\}.$$

经过约简,得到核电厂运行机组安全管理体系核心要素集:

$$Y = \{S_1, S_2, S_3, \dots, S_{13}\} \quad (3)$$

式中: S_1 是核心要素核安全文化培育; S_2 是核心要素安全分析与评价; S_3 是核心要素安全生产投入; S_4 是核心要素安全生产责任制层层落实; S_5 是核心要素授权与培训; S_6 是核心要素人因可靠性; S_7 是核心要素安全检查监督; S_8 是核心要素安全管理组织机构建立; S_9 是核心要素系统偏差处理; S_{10} 是核心要素安全风险管控; S_{11} 是核心要素经验反馈; S_{12} 是核心要素安全管理规章制度; S_{13} 是核心要素安全技能.

5 核电厂运行机组安全管理体系解释结构模型

1) 建立核心要素逻辑关系矩阵

为了确定核电厂运行机组安全管理体系各核心要素的相互作用关系,本文作者广泛征求了专家组专家的意见.通过对各位专家的意见进行综合分析,得到核电厂运行机组安全管理体系核心要素逻辑关系矩阵 L :

$$L = \begin{pmatrix} 0 & V & V & V & V & 0 & V & V & 0 & V & 0 & V & 1 \\ 0 & V & 0 & V & V & 0 & V & V & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 \\ 0 & V & 0 & V & V & A & V & V & 0 & 1 & & & \\ V & V & V & V & V & 0 & V & V & 1 & & & & \\ A & 0 & A & A & A & A & A & 1 & & & & & \\ A & V & A & X & X & A & 1 & & & & & & \\ 0 & V & 0 & V & V & 1 & & & & & & & \\ A & V & A & X & 1 & & & & & & & & \\ A & V & A & 1 & & & & & & & & & \\ A & V & 1 & & & & & & & & & & \\ A & 1 & & & & & & & & & & & \\ 1 & & & & & & & & & & & & \end{pmatrix} \quad (4)$$

第一行表示核心要素 S_1 与 13 项核心要素的相互作用关系,第二行表示核心要素 S_2 与 13 项核心要素的相互作用关系,以此类推;第一列表示核心要素 S_{13} 与 13 项核心要素的相互作用关系,第二行表示核心要素 S_{12} 与 13 项核心要素的相互作用关系,以此类推;1 表示各核心要素与自身的相互作用关系;V 表示行核心要素 S_i 对列核心要素 S_j 有直接或间接影响;A 表示列核心要素 S_j 对行核心要素 S_i 有直接或间接影响;X 表示行核心要素 S_i 与列核心要素 S_j 相互影响,0 表示行核心要素 S_i 与列核心要素 S_j 互不影响。

2) 建立邻接矩阵和可达矩阵

根据表 4 所示的核心要素间的逻辑关系,得到核电厂运行机组安全管理体系核心要素间直接和间接关系的邻接矩阵 A:

$$A = \begin{pmatrix} 0 & 1 & 0 & 1 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 0 & 1 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 1 & 1 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 0 & 1 & 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 0 & 1 & 0 & 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 0 \end{pmatrix} \quad (5)$$

第一行表示核心要素 S_1 与 13 项核心要素的

直接或间接相互关系,第二行表示核心要素 S_2 与 13 项核心要素的直接或间接相互关系,以此类推;第一列表示核心要素 S_1 与 13 项核心要素的直接或间接相互关系,第二行表示核心要素 S_2 与 13 项核心要素的直接或间接相互关系,以此类推;1 表示两核心要素直接或间接相关,0 表示两核心要素相关程度较低或基本不相关。

进一步采用 Matlab 软件计算出可达矩阵 M,当 $r=3$ 时, $M = (A+I)^{3+1} = (A+I)^3 \neq (A+I)^2 \neq (A+I)$, 可得出表示核电厂运行机组安全管理体系核心要素间关系的可达矩阵 M:

$$M = \begin{pmatrix} 1 & 1 & 0 & 1 & 0 & 1 & 1 & 0 & 1 & 1 & 1 & 1 & 0 \\ 0 & 1 & 0 & 0 & 0 & 1 & 1 & 0 & 1 & 1 & 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 1 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 1 & 1 & 0 & 1 & 1 & 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 1 & 1 & 0 & 1 & 1 & 1 & 1 & 1 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 1 & 0 & 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 1 & 1 & 1 & 1 & 1 & 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 1 & 1 & 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 0 & 0 & 1 & 1 & 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 1 & 0 & 1 & 1 & 1 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 1 & 1 & 0 & 1 & 1 & 1 & 1 & 1 \end{pmatrix} \quad (6)$$

第一行表示核心要素 S_1 与 13 项核心要素的直接或间接相互关系,第二行表示核心要素 S_2 与 13 项核心要素的直接或间接相互关系,以此类推;第一列表示核心要素 S_1 与 13 项核心要素的直接或间接相互关系,第二行表示核心要素 S_2 与 13 项核心要素的直接或间接相互关系,以此类推;1 表示两要素直接或间接相关,0 表示两要素相关程度较低或基本不相关。

3) 建立核电厂运行机组安全管理体系多级递阶结构图和解释结构模型

采用解释结构模型法,确定核电厂运行机组安全管理体系核心要素间相互作用关系,如表 1 所示。

对于共同集 $C(S_i) = R(S_i) \cap A(S_i)$, 若 $C(S_i) = R(S_i)$, 则处于有向图同一级, 应剔除可达矩阵 M 中的对应行列要素. 以此重复操作依次求出各级别要素, 最后构建核电厂运行机组安全管理体系多级递阶结构图和解释结构模型, 如图 1 和图 2 所示. 从图 2 可以看出, 解释结构模型给出了核电厂运行机组安全动态管理的路线图。

表1 核电厂运行机组安全管理体系核心要素间相互作用关系

Table 1 Interactive relationship between the core elements in safety management system for operating units in nuclear power plants

核心要素	$R(S_i)$	$A(S_i)$	$C(S_i)$	$B(S_i)$
S_1	1,2,4,6,7,9,10,11,12	1	1	1
S_2	2,6,7,9,10,12	1,2	2	
S_3	3	3	3	3
S_4	4,6,7,9,10,12	1,4,8	4	
S_5	5,6,7,9,10,11,12,13	5	5	5
S_6	6	1,2,4,5,6,7,8,9,10,11,13	6	
S_7	6,7,9,10,12	1,2,4,5,7,8,9,10,11,13	7,9,10	
S_8	4,6,7,8,9,10,12	8	8	8
S_9	6,7,9,10,12	1,2,4,5,7,8,9,10,11,13	7,9,10	
S_{10}	6,7,9,10,12	1,2,4,5,7,8,9,10,11,13	7,9,10	
S_{11}	6,7,9,10,11,12	1,5,11,13	11	
S_{12}	12	1,2,4,5,7,8,9,10,11,12,13	12	
S_{13}	6,7,9,10,11,12,13	5,13	13	

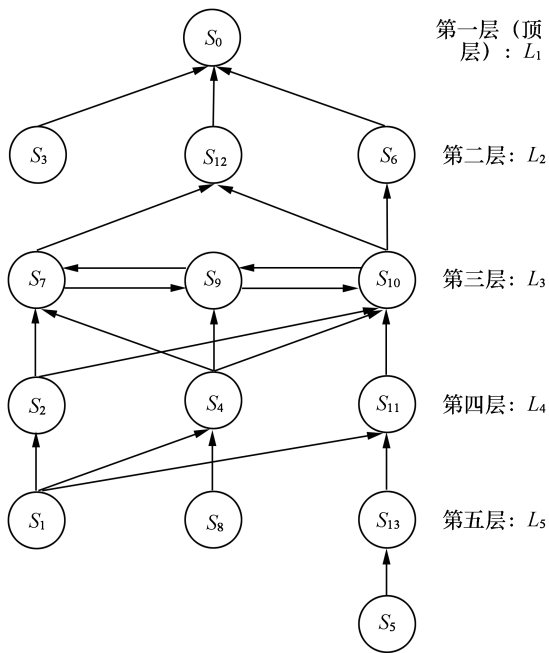


图1 核电厂运行机组安全管理体系核心要素多级递阶结构

Fig.1 Multi-level structure for the core elements in safety management system for operating units in nuclear power plants

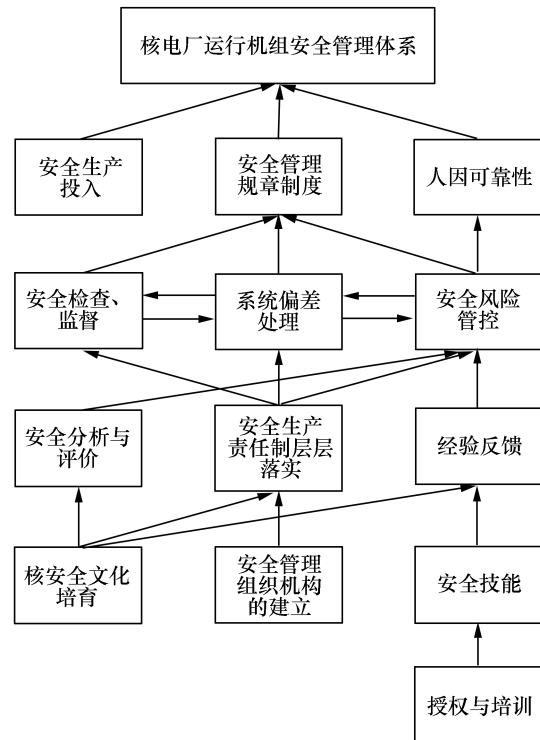


图2 核电厂运行机组安全管理体系核心要素解释结构模型

Fig.2 Interpretative structural modeling for the core elements in safety management system for operating units in nuclear power plants

6 模型应用

图2所示的核电厂运行机组安全管理体系解释结构模型,明确了核电厂运行机组安全管理体系中13项核心要素间的相互作用关系,该解释结构模型共有6层:

L_1 层(顶层),为核电厂运行机组安全管理体系。

L_2 层,包括安全生产投入、安全管理规章制度和人因可靠性3项核心要素。三者直接作用于核电厂运行机组安全管理体系,直接影响其运行的有效性。

L_3 层,包括安全检查监督、系统偏差处理和安全风险管控3项核心要素。三者直接相互影响。如安全检查监督的全面性和系统性,直接影响系统

偏差的及时处理,同时也直接影响安全风险管控的有效性;而安全检查监督的全面性和系统性、系统偏差处理的及时性和有效性及安全风险管控的有效性,直接影响安全管理规章制度,说明安全管理规章制度是健全的,安全管理规章制度适合用于指导核电厂开展安全检查监督、系统偏差处理和安全风险管控;同时,安全风险管控还直接影响人因可靠性,说明如果安全风险管控不力,可直接导致人因可靠性降低,造成人因失误。

L_4 层,包括安全分析与评价、安全生产责任制层层落实和经验反馈3项核心要素。安全分析与评价的全面性和系统性,直接影响安全检查监督和安全风险管控的效果;安全生产责任制层层落实,直接影响安全检查监督、系统偏差处理和安全风险管控的效果;经验反馈开展的及时性和有效性,直接影响安全风险管控,说明及时开展经验反馈,可直接用于对同类型安全风险进行科学管控,降低安全风险。

L_5 层,包括核安全文化培育、安全管理组织机构的建立和安全技能3项核心要素。核安全文化培育,直接影响安全分析与评价、安全生产责任制层层落实和经验反馈;安全管理组织机构的建立,直接影响安全生产责任制层层落实,说明安全管理组织机构需要界定职能部门的职责分工、明确各级人员的安全生产责任,便于安全生产责任制的层层落实;安全技能直接影响经验反馈,说明安全技能不足会影响经验反馈的有效性。

L_6 层,只有授权与培训1项要素。授权与培训工作开展的效果如何,直接影响员工的安全技能。

由于图2所示解释结构模型给出了核电厂运行机组安全动态管理的路线图,因此它可以在如下情形获得重要应用:假如核电厂运行机组安全管理体系的某项核心要素出现了异常,则应用图2所示的解释结构模型,可以快速确定产生此异常的直接原因,快速预测此异常将产生的不利影响,快速采取干预措施避免这种不利影响的发生,从而减少大量的识别和分析时间,提高安全管理的效率,实现对核电厂运行机组安全的动态管理。

7 结 论

1)应用核电厂运行机组安全管理体系研究已取得的成果,构建了包含16项基本要素的核电厂运行机组安全管理体系。

2)采用粗糙集法,将包含16项基本要素的核电厂运行机组安全管理体系进行属性约简,确定了包含13项核心要素的核电厂运行机组安全管理体系。

3)采用解释结构模型法,建立了核电厂运行机组安全管理体系多级递阶解释结构模型,确定了核电厂运行机组安全管理体系中13项核心要素间的相互作用关系,为核电厂运行机组安全的动态管理提供了路线图。

4)当核电厂运行机组安全管理体系的某项核心要素出现异常时,应用所建立的解释结构模型,可以快速确定产生此异常的直接原因,快速预测此异常将产生的不利影响,快速干预此核心要素以避免或减轻这种不利影响,从而减少大量的识别和分析时间,提高安全管理的效率,实现对核电厂运行机组安全的动态管理。

参考文献:

- [1] 咎云龙.安全管理:大亚湾核电站生产管理丛书[M].北京:原子能出版社,2002.
- [2] 刘定平.核电厂安全与管理[M].广州:华南理工大学,2013.
- [3] 赵艳丽.江苏核电有限公司核安全管理体系研究[D].南京:东南大学,2010.
- [4] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局,中国国家标准化管理委员会.职业健康安全管理体系要求:GB/T 28001-2011[S].北京:中国标准出版社,2011.
- [5] IAEA.Organization and staffing of the regulatory body for nuclear facilities[S].International Atomic Energy Agency, Vienna,2002.
- [6] IAEA.Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency[S].International Atomic Energy Agency, Vienna,2011.
- [7] IAEA.Application of the Management System for Facilities and Activities[S].International Atomic Energy Agency, Vienna,2006.
- [8] 张文修,吴伟志,梁吉业,等.粗糙集理论与方法[M].北京:科学出版社,2001.
- [9] SHU W H, QIAN W B.An incremental approach to attribute reduction from dynamic incomplete decision systems in rough set theory[J].Data Knowl.Eng.,2015,100:116-132.
- [10] LI H, LI D Y, ZHAI Y H, et al.A novel attribute reduction approach for multi-label data based on rough set theory[J].Inf.Sci.,2016,367:827-847.
- [11] 孙曙光,申桂香,张英芝,等.基于ISM与FMECA的加工中心故障分析[J].湖南大学学报(自然科学版),2015,42(8):47-52.
- [12] RAUT R D, NARKHEDE B, GARDAS B B.To identify the critical success factors of sustainable supply chain management practices in the context of oil and gas industries:ISM approach[J].Renewable and Sustainable Energy Reviews,2017,68(1):33-47.
- [13] JAIN V, RAJ T.Modeling and analysis of FMS performance variables by ISM, SEM and GTMA approach[J].Int.J.Production Economics,2016,171(1):84-96.