

CNIC-01496
HYIT-0015

岭澳核电站人因可靠性分析
**HUMAN RELIABILITY ANALYSIS OF LINGAO
NUCLEAR POWER STATION**
(In Chinese)

中国核情报中心
China Nuclear Information Centre

CNIC-01496
HYIT-0015

岭澳核电站人因可靠性分析

张力 黄曙东 杨洪 何爱武

(南华大学, 湖南衡阳, 421001)

黄祥瑞 郑涛

(清华大学, 北京, 100084)

苏圣兵 郝海英

(岭澳核电站, 深圳, 518124)

摘 要

论述了岭澳核电站人因可靠性分析的必要性; 介绍了分析采用的方法和实施程序, 并给出了一个详细的分析实例。最后, 列举了岭澳核电站 61 个人因事件的分析结果, 简要介绍了人因可靠性分析对岭澳核电站安全的贡献, 对目前人因可靠性分析中存在的一些问题进行了讨论。

Human Reliability Analysis of Lingao Nuclear Power Station

(In Chinese)

ZHANG Li HUANG Shudong YANG Hong HE Aiwu
(Nanhua University, Hengyang, Hunan, 421001)
HUANG Xiangrui ZHENG Tao
(Tsinghua University, Beijing, 100084)
SU Shengbing XI Haiying
(Lingao Nuclear Power Station, Shenzhen, 518124)

ABSTRACT

The necessity of human reliability analysis (HRA) of Lingao Nuclear Power Station are analyzed, and the method and operation procedures of HRA is briefed. One of the human factors events (HFE) is analyzed in detail and some questions of HRA are discussed. The authors present the analytical results of 61 HFEs, and make a brief introduction of HRA contribution to Lingao Nuclear Power Station.

The project is sponsored by National Natural Science Foundation of China (79870004) and by Lingao Nuclear Power Station.

引言

三哩岛和切尔诺贝利核事故发生之后，人们已深刻认识到人的因素对核电站这一类大规模现代化人-机系统运行安全的极其重要性。进一步的研究表明，随着科技的进步，系统设备（硬件和软件）的可靠性不断提高，运行环境也得到很大程度的改善，但是作为核电站人-机系统极其重要的一方的人，一方面，由于其生理、心理、社会、精神等特性，既存在一些内在弱点，又有极大可塑性和难以控制性；另一方面，尽管系统的自动化程度提高了，但归根到底还是要由人来控制操作，要由人来设计、制造、组织、管理、维修、训练，要由人来决策，因而人在系统中的作用不是削弱了，而是更加重要和突出了。特别是从安全性角度来看，由于人的因素而诱发的事故已成为核电站最主要事故源之一^[1]。事实上，据美国、日本、法国、德国、瑞典、瑞士近年来联合进行的核电站事故调查资料显示，人因相关事件，六国的平均值超过60%，最高的竟达85%^[2]。大亚湾核电站运行经验反馈也显示人因失误在运行事故中占有很大的比重（LOE中75%）^[3]。因此，预防与减少人因事故已是确保核电站安全运行所亟需解决的关键问题之一。同时，这就说明为什么在概率风险评价中必须包含有人因可靠性分析（HRA: Human Reliability Analysis），并且，HRA的水平已经成为衡量一份概率风险评价报告水平的重要指标之一。为此，岭澳核电站设立了人因可靠性分析项目，要求对岭澳核电站的概率风险评价（PRA: Probabilistic Risk Analysis）提供HRA支持和相关数据。该项目同时还受到了国家自然科学基金和国防军工技术基础计划的联合资助。

1 岭澳核电站人因可靠性分析方法

迄今为止，人因可靠性分析已有数十种方法，它们被划分为以人误率预测技术为代表的第一代基于专家判断与统计分析相结合的第一代HRA方法和目前正在兴起的基于认知科学的第二代HRA方法。这些方法各有特色和针对性。那么，对于岭澳核电站HRA项目来讲，采用什么分析方法比较合适呢？

1.1 岭澳核电站HRA需求分析

HRA作为风险管理的工具，它应达到三个基本目标：辨识什么失误可能发生；这些失误发生的概率；如何减少失误和/或减轻其影响。为此，一个完整的HRA过程必须包括以下项目：

(1) 任务分析：描述运行人员在事故过程中应当做什么，比如开启GCTatm、投入安注等；

(2) 失误分析：确定什么可能会出错，比如认读 ΔT_{sat} 失误、打开稳压器释放阀失误等；

(3) 表现形式：以一个逻辑的和量化的结构，确定人与其它硬件、软件和环境事件共同卷入的事件的后果影响；

(4) 量化：采用适当的模型推算失误的可能性；

(5) 失误减少：减少人误对风险的影响；

(6) 质量保证和资料编制：确保该评价是有效的，且能够作为将来设计/运行的一个

信息资源。

1.2 THERP+HCR 模式

由于人员行为的多样性和高度复杂性，目前一些较成熟的 HRA 方法一般是为解决人员可靠性某个特定方面专门开发的，而解决其它方面问题时则存在不足，如可较好分析人员操作可靠性的 THERP 法以及主要适用于与时间有关的诊断可靠性的 HCR 法。尚没有一种对任何行为模式都适用的可靠性分析方法。然而在核电事故处理中，运行人员的行为至少包括两个方面：诊断与操作^[4]。若只用 THERP，则可能使得事故处理中事实上存在的“诊断步骤”的度量太粗糙；而只用 HCR，对于具体操作，又不如 THERP 可反映出各类操作的不同失误特征。通过大量的比较研究，我们选择了用 THERP+HCR 模式来作岭澳核电站人因可靠性分析。其中 THERP 和 HCR 是这种模式的两大支柱。

1.2.1 人因失误率预测法 (THERP)

如果人员的工作能够划分为一系列的动作单元如读数、操作等，则可以用人因失误率预测法 (THERP: Technique for Human Error Rate Prediction)^[5]来分析人员正确完成该工作的可能性。该法主要基于人因可靠性事件树模型对人因事件涉及的所有人员行为按事件发展的过程进行分析，并在事件树中确定失效途径后进行定量的计算。

HRA 事件树描述人员进行操作过程中一系列操作事件序列，它按时间为序，以两态分枝扩展。其每一次分叉表示该系统处理任务过程的必要操作，有成功与失败两种可能途径。因而某作业过程的 HRA 事件树便可以描述出该作业过程中一切可能出现的人因失误模式及其效果。对树的每个分枝赋予其发生的概率，则可最终导出作业成功或失败的概率。

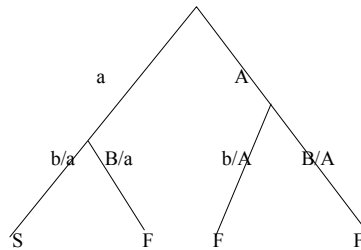


图1 简单的 HRA 事件树

图1 是一简单的人因可靠性事件树^[6]，图中 A, B 表示先后进行的两项动作单元，A, a, B, b 既表示事件又表示该事件发生的概率，小写字母表成功，大写字母表失败。而 S, F 分别表示作业全部成功或失败。

显然，人员作业成功概率 $Pr(S)$ 和失败概率 $Pr(F)$ 可由下列式子求得：

$$Pr(S) = a \times (b/a)$$

$$Pr(F) = a \times (B/a) + A \times (b/A) + A \times (B/A)$$

在 HRA 事件树中，某一项子任务的失败概率（如 A）由基本 HEP（BHEP）表示，它可依据该项子任务的动作类型，由相关的 THERP 表格查找而得。但由于在 HRA 事件树中，人的失误概率因人员素质、事件背景等方面的差异存在很大差别，因此为了得到在 HRA 事件树中子任务的实际概率 HEP，必须用行为形成因子（PSF）进行修正^[7~9]，

一般而言修正可用以下通式表示：

$$HEP = BHEP \cdot (PSF)_1 (PSF)_2 \wedge$$

由于人员动作之间往往有关联，如连续的动作或相关的思考模式等，所以还需考虑动作间以及工作小组内人员之间的相关性，否则将严重低估人员失误概率。在 THERP 中，动作（或事件）A、B 间之相关程度定义为 $P(B|A)$ ，即 A 动作（事件）失败下 B 动作（事件）失败的可能性，其共分为五级：完全相关（CD），高相关（HD），中相关（MD），低相关（LD），以及零相关（ZD），计算公式为：

$$1. CD, P(B|A) = 1$$

$$2. HD, P(B|A) = \frac{1+P(B)}{2}$$

$$3. MD, P(B|A) = \frac{1+6P(B)}{7}$$

$$4. LD, P(B|A) = \frac{1+19P(B)}{20}$$

$$5. ZD, P(B|A) = P(B)$$

1.2.2 人的认知可靠性预测法（HCR）

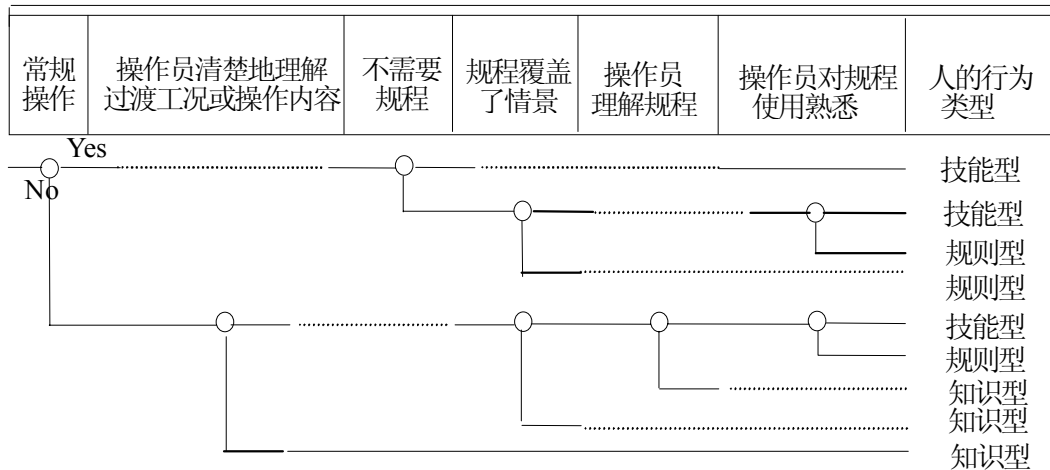


图 2 HCR 行为类型辨识树

随着计算机的普遍使用，不少作业岗位对运行人员的要求已从一系列的操作转变为综合认知判断与操作。在此场合，要将作业划分为一系列的单元动作来分析是困难的。此时便可采用人的认知可靠性预测法（HCR: Human Cognitive Reliability）。在 HCR 方法中作了两个假定。一是，它认为所有的人员动作的行为类型均可以由图 2 所示的 Rasmussen 行为辨识树^[4, 6]归结为技能型、规则型和知识型三类。例如，例行而又不需要规程书的工作归类为技能型；若是例行的工作，但是需要规程书辅助而且规程的训练不够好时，归类于规则型；若是非例行工作且规程书又未涉及者则归为知识型。

HCR 的第二个假定是，每一行为类型的失误概率仅与允许时间 t 和执行时间 $T_{1/2}$ 的比值有关，且遵从三参数的威布尔分布^[10, 11]：

$$p = e^{-\left\{\frac{t/T_{1/2} - \gamma}{\alpha}\right\}^{\beta}}$$

$$T_{1/2} = T_{1/2, n} \times (1+K_1) \times (1+K_2) \times (1+K_3)$$

式中： t ——允许操纵员进行响应的的时间； $T_{1/2}$ ——操纵员执行时间； $T_{1/2, n}$ ——一般状况的执行时间； K_1 ——操作经验； K_2 ——心理压力； K_3 ——人机界面； α ， β ， γ ——操作人员行为类型参数。有关参数 α ， β ， γ 和 K_1 ， K_2 ， K_3 的选取见表1和表2。

表1 参数 α ， β ， γ 选取表

行为类型	α	β	γ
熟练 (Skill)	0.407	1.2	0.7
规则 (Rule)	0.601	0.9	0.6
知识 (Knowledge)	0.791	0.8	0.5

表2 HCR模型的行为形成因子及其取值

操作员经验(K_1)	
1. 专家, 受过很好训练	-0.22
2. 平均训练水平	0.00
3. 新手, 最小训练水平	0.44
心理压力(K_2)	
1. 严重应激情景	0.44
2. 潜在应激情景/高工作负荷	0.28
3. 最佳应激情景/正常	0.00
4. 低度应激/放松情况	0.28
人机界面(K_3)	
1. 优秀	-0.22
2. 良好	0.00
3. 中等 (一般)	0.44
4. 较差	0.78
5. 极差	0.92

1.2.3 THERP+HCR

由上面对 THERP 方法和 HCR 方法的分析可知，这两种方法各自解决问题的侧重点是不相同的。THERP 主要针对与时间无关的序列动作，利用人因事件树对人因事件中涉及的所有人员行为按事件发展的过程进行分析，并在事件树确定失效途径后进行定量的计算。而 HCR 的着眼点恰恰在与时间密切相关的认知行为上，即认为对于一个人因事件中的一个人员行为，特别是对事故后的诊断行为，允许操纵员进行响应的的时间以及操纵员平均所需执行时间之比决定了人因失效的概率。然而，在岭澳核电站系统中，人员行为是多种多样的，尤其是当一个需要操纵员响应并干预的核电事故发生后，操纵员首先

是根据各种信息，包括报警、显示、记录等对事故进行诊断，并按诊断进入相关事故规程。在规程中，操纵员按规程的要求实施具体的操作干预。即，在一个需要人员干预的事件中，人员的行为通常包括两个阶段：认知判断和操作。对这种事件的分析，单纯采用 THERP 或 HCR 都是不适当的。因此，我们采用了将 THERP 与 HCR 相结合的模式：在事故诊断阶段，用 HCR 分析方法对该阶段可能的人员响应失效概率进行评价；而对在进行具体的干预操作行为中可能的失误用 THERP 分析方法及相关数据进行评价，两者相互补充，密切联系，共同构成一个有机整体。该模式已在张力、张宁等人作大亚湾核电站人因可靠性分析时获得成功应用^[11, 12]，此次又将其作了进一步修订、完善和规范化。

2 岭澳核电站 HRA 实施程序

2.1 人因可靠性分析步骤

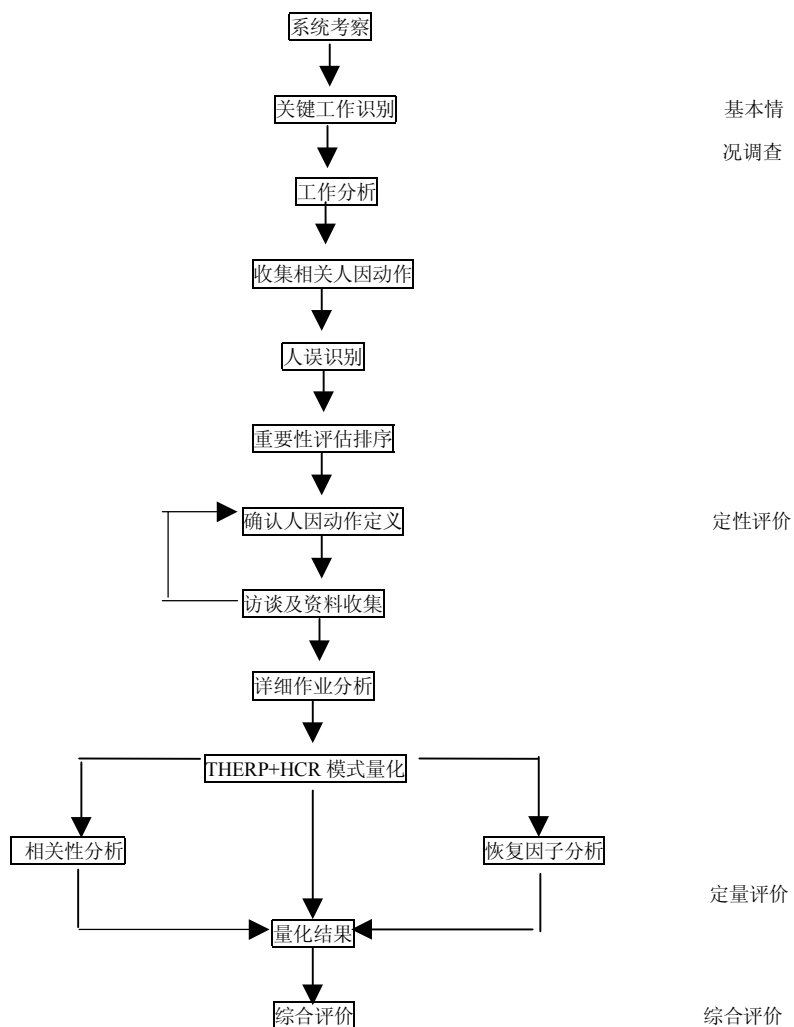


图 3 人员可靠性评价规程

一般说来,人因可靠性分析分为情况熟悉、定性评价、定量评价和综合评价四个阶段。本次人因可靠性分析也基本遵从这一模式,其具体的评价规程如图 3 所示^[11]。

2.1.1 基本情况调查

这一阶段的工作主要包括熟悉电站,收集所需分析的所有人因事件,并进行初步的评估。

熟悉电站的工作是人因可靠性分析最基本的工作。该工作的主要目的是使人因可靠性分析人员熟悉电站的基本情况及其影响电站人员行为的电站行政和技术管理系统。

电站的人员行为有很多,但要收集 PRA 分析中所涉及的人员行为,即从故障树、事件树系统分析人员那里获取所有需进行分析评价的人员行为及其具体的有关情况。一般而言,故障树中涉及的人因事件是在事故前发生的。如在对设备进行维修、校验、测试及在线时可能出现的失误。而由事件树分析导出的人因事件则为事故后的,主要涉及操纵员在事故发生后进行相应的诊断并使用相关事故程序进行事故处理时可能发生的失误。所有这些事件需有准确的定义,符合电站的实际情况,并要求给出相关成功准则。

所收集的人员行为较多时,需先进行一次初选,根据行为实际对堆芯损坏的贡献大小来筛选出那些有价值或必须详细评价的事件。

2.1.2 定性评价

首先需要对每一个须详细评价的人因事件做详细的调查。这种调查包括了解影响人因事件所涉及的各种信息,如主控室及就地所要操作的设备、可能出现的有关的报警信号以及所需读取的信息;了解操纵员在各种系统状态下人员可能的响应,包括使用的规程、心理压力、人机界面及响应的速度等,辨识其可能产生的失误;了解操纵员之间、操纵员与安全工程师(STA)之间的协作关系,一般的设备的操作时间等。这种调查要求是尽可能详尽的。

在详细调查的基础上,给出每一个入因事件定性分析评价。

2.1.3 定量评价

本次人员可靠性分析主要是对事故后的人因事件进行定量评价。事故后的人因事件主要由两部分人员响应行为组成,即事故发生后的立即诊断行为和诊断后按相关规程的干预操作行为。因此,事故后的人因事件可能的失误概率也由这两部分组成。对在诊断阶段的诊断失误概率,用 HCR 方法进行评价。对诊断后的干预操作行为的失误概率用 THERP 方法进行评价。

2.1.4 综合评价

在对有关的人因事件按以上的方法进行分析后,人因分析人员还将各人因事件分析模型及分析结果与事件分析人员进行综合的讨论与分析,以确认分析没有出现理解方面的偏差且分析的模型及结果合理可接受。

2.2 THERP 和 HCR 模型补充规则

在本次 HRA 项目实施中,根据岭澳核电站的具体情况,在 THERP+HCR 应用中补充制定了以下规则。

2.2.1 THERP 方法应用的补充原则

(1) 建模补充原则

(A) 对于实现同一功能且在同一功能分区的同类型操作行为,视为完全相关的操作。

- (B) 不考虑操作者对自身行为的恢复。
- (C) 考虑其他对操作者操作行为有监督作用的人员的恢复。
- (D) 根据操作界面的状况，考虑操作中有选错与做错两种可能。
- (E) 对于执行一系列多种类型的操作行为，根据电站条件假设取值。
- (F) 对于规程中描述执行 A 操作，A 失效，执行 B 操作，B 失效，执行 C 的动作序列，仅考虑 A 操作的失误，不考虑继续执行 B、C 操作的恢复。
- (G) 一般状况下，不考虑操作人员忽略规程中某一项操作的概率。
- (H) 操作失误概率基本数据主要来源于 THERP 手册附表 20—12（主控室内操作失误）和附表 20—13（现场操作失误）^[5]。

(2) 相关性考虑原则

事故后主控室有四个成员，即值长、副值长、一回路操纵员、二回路操纵员。一回路操纵员与二回路操纵员之间不考虑对对方操作或指令的监督作用，只考虑值长对二回路操纵员的操作的监督作用。且操纵员与值长之间的相关度为低。副值长不参予事故的诊断与事故规程的执行，只按操纵员的指令完成一些操作。在副值长进行操作时，操纵员与副值长之间的相关度为高。事故后现场技术员也将按操纵员的指令参予有关操作，操纵员与现场技术员之间的相关度为中等。安全工程师在使用 SPI 规程期间不对主控室各人员的具体的操作行为有监督作用，而只是按规程对安全参数进行监测。但在 RRA 连接状态下或无相应规程使用的情况下，则认为安全工程师对主控室内重要的操作有监督作用，且相关度为高。

(3) 对名义 HEP 的修正

认为执行操作时操作人员对事件的具体状态和后果已有较清楚的认识，在对名义 HEP 修正时采取以下原则：

- (A) 在全厂断电、ATWT 和执行 U 规程后所进行的操作失误概率，取其名义值的 5 倍。
- (B) 其它事故状况下取名义值的 2 倍。
- (C) 有监督作用的人员对操作人员的行为结果进行监督，有可能通过模拟盘的信号灯、降温速率、阀门开度指示装置、流量显示等多种途径获得，并据此发现操作人员的失误。由于获取该信息的途径较多，因此监督人员未发现操作人员的操作失误的概率可依据 THERP 手册附表 20—10（1）取定为 3×10^{-3} ^[5]。

2.2.2 HCR 模型使用的补充原则

(1) 对于人员行为类型的区分

一般情况依据图 2 判断，但进入了事故规程或报警卡后的诊断行为，从保守角度考虑均视为规则型行为。ATWT 等情况下无相应规程可用，需要根据个人的经验、知识进行诊断，视为知识型行为。

(2) 事件处理中时间的划分原则

将事件处理中允许操纵员响应的时间分为：

- (A) 事件发生到引发可引导操纵员进入该事件处理规程（DEC、A0）或报警卡的报警信号的时间。
- (B) 操纵员利用事故规程进行一系列的诊断，直至作出具体操作行为的诊断时间。

(C) 有关人员（操纵员、副值长或现场技术员）完成事件成功准则所要求的操作的执行时间。

(3) 对模型中有关修正因子的确定。

对安全工程的诊断行为：

$K_1=0$ （平均培训水平）， $K_2=0.44$ （需进入 SPU/U 规程，有极高的心理压力）或 $K_2=0.28$ （执行 SPI 规程，但不需进入 SPU/U 规程，有较高的心理压力）， $K_3=0$ （人机界面良好）

其它人员：

操作经验为平均培训水平， $K_1=0$

心理应激水平：A 工况、全厂断电、ATWT 事件状况下， $K_2=0.44$

其它事故状况， $K_2=0.28$

人机界面：良好， $K_3=0$

2.4 电站条件与边界

由于人与人之间有个体差异，因而不同的人对在同样环境下发生的相同的事故可能有不同的反应。在这种情况下，如果不确定条件与边界，人因分析一个突出的问题就是不确定性，即针对不同的人可能得到不同的结论。显然，这个结论的可信度也就很低。因而，确定电站条件与边界是十分必要的。根据调查与访谈，我们得出了电站的“平均条件与边界”，即对电站系统和人员作出的一般的有关假定。

(1) 事故发生后，操纵员在接到第一个有 DEC 的报警或安注报警后，即进入 DEC 或 A0 规程进行事故诊断。当安注信号发出后，操纵员按规程需在安注信号发出 5 分钟后方开始使用 A0 规程进行诊断。

(2) 操纵员进入 DEC 规程进行事故诊断时，若事故发生在 RRA 未连接状态时平均所需诊断时间为 5 min，若 RRA 已连接，则平均所需诊断时间为 4 min。进入 A0 规程进行事故诊断的平均所需时间为 3 min。

(3) 对事故进行诊断后，操纵员即按相关事故规程的指引进行相应的干预行为，完成有关的操作。此时认为操纵员不存在因不知道做什么而导致的失误。此时只考虑在按规程要求读取信息或实施操作时的失误。对于一些重要的且允许时间相对所需操作时间很有限的操作，需考虑因时间有限，来不及操作而失误的概率。此时认为，操纵员的操作行为的允许操作时间与平均所需操作时间的比值与失误率之间的关系仍遵循 HCR 模型的威布尔分布。

(4) 在 THERP 和 HCR 方法具体应用中，有可能出现人因失误概率非常小，几乎接近于 0。考虑到即使非常简单的工作，也不能排除万一的失误机率，因此，在此次 HRA 中取 10^{-4} 为人因失误率的最小截割值。

(5) 事故发生后对于主控室的操纵员的行为要考虑不同事故情况下的心理压力对人员响应可靠性的影响，并将该影响体现到对有关时间的修正上。一般对在 A 工况、全厂失电及 ATWT 等情况下发生事故时，紧张程度较高，取 0.44 的修正因子。对于 B, C, D 工况下发生事故时，考虑此时反应堆已在停堆状态，紧张程度为较低，取 0.28 的修正因子。而对于安全工程师，虽然其平时的训练及其职责均是针对核安全及事故工况，但考虑到其所使用规程的复杂性及其对规程的培训和熟悉程度，且无实际事故的处理经验，并对事件处理责任重大，在事件处理中作出进入 SPU/U 规程诊断中，其心理压力极大，

修正因子取 0.44，其它执行 SPI 规程的诊断中，心理压力较大，修正因子取 0.28。

(6) 对操作人员的操作失误,由于考虑到此时操作人员对事故的状态已有较清楚的认识，在执行 U 规程所要求的操作任务、全厂断电及 ATWT 时的修正取名义值的 5 倍，其它情况下取 2 倍。

(7) 主控室操纵员进入 DEC 或 A0 规程后即呼叫当值安全工程师到场，意即在操纵员还未对事故作出诊断并进入有关事故规程前安全工程师已被通知赶往主控室。由于电站安全工程师施行的是倒班工作制，即当值安全工程师在当值期间应在随叫随到状态。考虑到安全工程师可能不一定一直在值班室的情况，假定认为安全工程师在接到主控呼叫后平均 5 min 赶到主控室。

(8) 安全工程师在机组停堆或有停堆要求情况下进入 SPI 规程，进行核安全监测。由于在 SPI 规程中要求安全工程师每 5 分钟完成一轮第一级监测，并在事故期间重复进行。若发现其监测的参数不正常，需进入二级监测，进入二级监测时也是每 5 分钟完成一轮监测。因此，在本次人因事件分析中认为安全工程师在执行 SPI 规程时，如果监测结果认为需进入 U1 规程时，安全工程师所需的诊断平均时间为 10 min。

(9) 事故后主控室有四名成员，即值长、副值长、一回路操纵员、二回路操纵员。一回路操纵员与二回路操纵员之间不考虑对对方操作或指令的监督作用，只考虑值长对二回路操纵员的操作的监督作用，且操纵员与值长之间的相关度为低。副值长不参予事故的诊断与事故规程的执行，只按操纵员的指令完成一些操作，在副值长进行操作时，操纵员与副值长之间的相关度为高。事故后现场技术员也将按操纵员的指令参予有关操作，操纵员与现场技术员之间的相关度为中等。

(10) 安全工程师在使用 SPI 规程期间不对主控室各人员的具体的操作行为有监督作用，而只是按规程对安全参数进行监测。但在 RRA 连接状态下或无相应规程使用的情况下，安全工程师则对主控室内重要的操作有监督作用，且其相关性为高。

(11) 对于涉及多种操作的操作任务或在 THERP 中未给出相应失效数据的操作，其失效概率均取为 3×10^{-3} [5]。

(12) 事件进程中的时间窗口数据由热工水力计算获得。对各事件的特殊情况，在人因分析中根据现有的资料及访谈结果作了假设。

2.3 事件分析模式

在岭澳核电站人因可靠性分析中，对每一个人因事件（HFE: Human Factors Event）都采用了以下的分析模式：

2.4.1 事件背景

刻划事件发生前后系统的状态和为保证系统功能而要求操纵员执行的一些响应动作以及事件后果。

2.4.2 事件描述

事故工况下，当值人员根据规程对与事故相关的关键系统或设备的状态进行判断以及根据这些判断而进行的一些相应的操作行为和事故演进及处理过程。

2.4.3 事件成功准则

为确保事件成功所进行的相应的关键性操作。

2.4.4 提问清单及调查与访谈记录表

根据对事故进程的理解，列出需要了解或确认的问题，主要包括操纵员、安全工程师对事件进程的理解（核实自己的理解），运行人员所用规程及规程的易用性，事件进程中所需的操作步骤、条件及关系，操作现场的人-机-环境系统状况，人员间相关性及操作步骤间的相关性，事故可能造成的后果及运行人员对其严重程度的理解（心理压力），允许时间、实际诊断时间、操作时间、一般执行时间等等。根据人员访谈与相关资料调查，得出结论，并作为 HRA 人因分析档案的附件。

2.4.5 调查、访谈结论

通过调查、访谈，对事件的进程、任务分析、人员每一动作的意义、动作目的、成功准则、系统人-机接口的状况、系统状态、运行人员的心理状况以及 THERP 和 HCR 模式所需的各类信息和数据有一个明确的结论。

2.4.6 事件分析

事件分析包括：事件过程分析，即根据事件进程将事件划分为相应的几个阶段；建模分析，即对每一阶段的人员行为进行初步分析，同时决定采用何种模式计算其失误概率。

2.4.7 建模与计算

根据建模分析建立事件定量分析模型并进行有关数学计算。在进行诊断失误计算时，首先要根据图 2 确定该事件的类型（技能型、规则型、知识型），再据此选择相应的 HCR 计算参数，同时必须考虑心理因素等对时间的影响；在进行操作失误计算时，对于较复杂的操作，以人因事件树进行分析，而对于较为简单的操作，可直接查 THERP 表有关的数据确定其失效概率。

3 分析实例

以下就岭澳核电站的一个人因事件运用 2.4 描述的分析模式进行较为详细的分析。

事件名称

C 工况，操纵员未及时启动低压安注且打开所有 GCTa 阀（对于 RRA 破口）。

事件背景

C 工况下小破口，一回路压力下降，安全壳压力因破口漏流而上升，当破口是发生在 RRA 系统上时，稳压器水位下降，稳压器低水位或安全壳高压信号引导操纵员进入应急规程 A10。在 A10 规程中，操纵员将启动安注恢复一回路水量，打开所有可用蒸汽发生器通往大气的 GCTa 阀门重建一回路的冷却，然后测定破口位置并隔离破口。在完成破口隔离之前，安注的成功补水是必须的。当低压安注因注入管线问题而不可用，即低压安注泵本身保持完好时，如果高压安注泵能够通过低压安注泵的增压向一回路注入，则可以使用高压安注泵通过安注管线向一回路补水。如果破口未能成功地在进入再循环之前隔离（如硬件故障），喷淋系统必然要启动，以保持安全壳地坑的冷却和降低安全壳的压力。若在 41 分钟内操纵员没有完成启动安注和打开 GCTa 阀门的动作，而值长又没有及时更正则将导致堆熔。

事件描述

C 工况一回路小破口 → 安全壳空气放射性活度高报警 → 操纵员进入 DEC 规程 → RRA 连接 → 一回路初始压力 $>3 \times 10^5$ Pa → RCP449AA 稳压器水位“低-3” → 操纵员进入 A10 规程 → 稳压器水位 LOW3, RCP449AA → 安全壳地坑水位高 RPE405AA → 要求二回路操纵员打开所有蒸汽发生器通往大气的 GCTatm 阀二回路操纵员手动开启 GCT131, 132, 133VV 三个控制器至 100%开度, 同时一回路操纵员启动两列低压安注。

事件成功准则

在事故发生后 41 分钟内启动两列低压安注且成功打开三个控制器 GCT131, 132, 133VV 中的至少两个。

调查与访谈结论

(1) 根据热工水力学计算, 操纵员需在 $T_1=41$ min 内完成开启 GCTa 阀和投入安注的动作。

(2) GCT131、132、133VV 三个控制器的开启方式为按住按钮至要求的开度后放开, 其人机界面良好。安注按钮的标牌明确, 周围有大小、形状、操作方式相同的其它按钮, 所以有选错的可能; 按钮为下压式两位置按钮, 加盖保护以防止误操作。

(3) 根据电站假设, 操纵员在 C 工况下有一定的心理压力, 其修正因子取 0.28。

(4) 事故发生到引发安全壳空气放射性活度高报警的时间 T_2 为 6 min。

(5) 根据电站假设, 在 RRA 连接情况下, 操纵员进入 DEC 规程进行事故诊断的时间 T_3 为 4 min。

(6) 操纵员对 A10 规程较为熟悉, 处理经验较丰富, 从开始执行 A10 规程到作出具体操作指令的时间很短, 可忽略。

(7) 操纵员开启三个 GCTa 阀和投入安注的时间 T_4 为 1 min。

(8) “安全壳空气放射性活度高”报警信号明确。

事件分析

(1) 该事件可以分为三个阶段

a. 操纵员发现“安全壳空气放射性活度高”报警信号且进入 DEC 规程;
b. 在 DEC 规程的引导下, 操纵员进入 A10 规程作出启动低压安注和开启 GCTatm 的判断;

c. 操纵员执行启动低压安注和开启 GCTatm 的动作。

(2) 建模分析

a. 根据操纵员培训情况, 操纵员不能发现报警信号且成功进入 DEC 规程的概率 P_1 可认为非常小。

b. 操纵员进入 DEC 规程后需作的诊断均按规程书 DEC、A10 作出, 所以其行为为规则型, 可用 HCR 模式计算其总的诊断失误概率 P_2 。

(3) 根据访谈, 操纵员执行 A10 规程未能作出投入低压安注并开启 GCT 阀的指令的概率非常小, 可忽略; 操纵员启动低压安注和开启 GCTatm, 其失败概率 P_3 可用 THERP 方法求出。

建模与计算

事件失误率 $P=P_1+P_2+P_3$

(1) 根据事件分析中(2)之 a 条, 可令

$$P_1=1.00 \times 10^{-4}$$

$$(2) P_2=e^{-\left\{\frac{t/T_{1/2}-\gamma}{\alpha}\right\}^{\beta}} \quad (1)$$

式中:

允许操纵员进行诊断的时间

$$t=T_1-T_2-T_4 \times (1+0.28) = 41-6-1 \times 1.28 = 33.72 \text{ min}$$

一般诊断时间 $T_{1/2, n} = T_3 = 4 \text{ min}$

$K_1=0$ (平均训练水平)

$K_2=0.28$ (调查与访谈结论 3)

$K_3=0$ (人机界面良好)

$$T_{1/2} = T_{1/2, n} \times (1+K_1) \times (1+K_2) \times (1+K_3) = 5.12 \text{ min}$$

$\alpha=0.601, \beta=0.9, \gamma=0.6$ (规则型)

代入(1)式, 得 $P_2=3.66 \times 10^{-4}$

(3) 操纵员启动低压安注和开启 GCTatm, 其 HRA 事件树如下图:

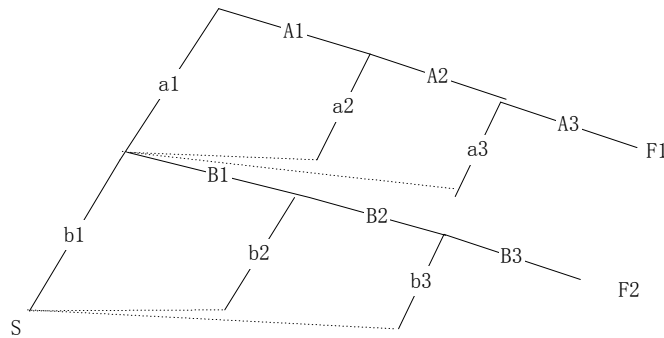


图 4 操纵员启动低压安注和开启 GCTa 阀 HRA 事件树

其中: a1——操纵员成功完成安注;

A1——操纵员未成功完成安注;

b1——操纵员成功完成 GCTa 打开;

B1——操纵员未成功完成 GCTa 打开;

a2——值长成功纠正操纵员的错误完成安注;

A2——值长未成功纠正操纵员的错误并完成安注;

b2——值长成功纠正操纵员的错误并完成 GCTa 打开;

B2——值长未成功纠正操纵员的错误完成 GCTa 打开;

a3——安全工程师成功纠正值长失误完成安注;

A3——安全工程师未成功纠正值长失误完成安注;

b3——安全工程师成功纠正值长的失误完成 GCTa 打开;

B3——安全工程师未成功纠正值长的失误完成 GCTa 打开。

对于 A1:

根据 NUREG/CR-1278, 13 章中的定义, 两列安注的操作动作为完全相关。考虑安注按钮所处控制面板上有与其相似的按钮, 存在选择失误, 其失误率查 THERP 表 20-12(4) 为 5×10^{-4} , 两列安注按钮操作的失误率查 THERP 表 20-12(8) 为 1×10^{-4} , 考虑操纵员均为熟手且处于中等紧张程度, 由表 20-16(4) 将操作安注按钮的失误率修正为 $2 \times (1+5) \times 10^{-4} = 1.2 \times 10^{-3}$ 。

对于 A2:

根据电站假设, 再考虑值长的紧张因子, 值长操作失误的概率为 $2 \times 3 \times 10^{-3} = 6 \times 10^{-3}$; 根据《电站条件与边界》第 9 条, 值长对操纵员的行为有监督作用, 且两者之间的相关度为低, 查 THERP 表 20-17 公式 10-15 可得在操纵员失误的情况下值长未发现操纵员失误的概率为:

$$\frac{1+19 \times 6 \times 10^{-3}}{20} = 5.57 \times 10^{-2}$$

对于 A3:

根据电站假设, 再考虑安全工程师的紧张因子, 安全工程师操作失误的概率为 $2 \times 3 \times 10^{-3} = 6 \times 10^{-3}$; 根据《电站条件与边界》第 10 条, 安全工程师对值长的行为有监督作用, 且两者之间的相关度为高, 查 THERP 表 20-17 公式 10-15 可得在值长失误的情况下 STA 未发现值长失误的概率为:

$$\frac{1+6 \times 10^{-3}}{2} = 5.01 \times 10^{-1}$$

对于 B1:

认为未打开两个 GCTa 阀为操作失误, 由 THERP 20-12(10) 的描述, 在异常工况下, 操作一个 GCTa 阀的失误率为 3×10^{-3} , 考虑对于一个人的同一类操作之间为完全相关, 则在操作一个 GCTa 失误的情况下, 操作另一个 GCTatm 阀失误的概率由 THERP 表 20-17 的 10-18 公式为 1, 因此, 操作两个 GCTatm 阀均失误的概率为 3×10^{-3} , 考虑操纵员均为熟手且处于中等紧张程度, 由表 20-16(4) 将操作 GCTatm 的失误率修正为 $2 \times 3 \times 10^{-3} = 6 \times 10^{-3}$ 。

对于 B2:

同 A2 有, $\frac{1+19 \times 6 \times 10^{-3}}{20} = 5.57 \times 10^{-2}$

对于 B3:

同 A3 有, $\frac{1+6 \times 10^{-3}}{2} = 5.01 \times 10^{-1}$

该事件树的失误路径有两个 F_1, F_2 , 它们的失误率分别为:

$$P_{F1} = P_{A1} \times P_{A2} \times P_{A3} = 1.2 \times 10^{-3} \times 5.57 \times 10^{-2} \times 5.01 \times 10^{-1} = 3.35 \times 10^{-5}$$

$$P_{F2} = P_{B1} \times P_{B2} \times P_{B3} = 6 \times 10^{-3} \times 5.57 \times 10^{-2} \times 5.01 \times 10^{-1} = 1.68 \times 10^{-4}$$

$$\text{总的操作失误为 } P_3 = P_{F1} + P_{F2} = 2.02 \times 10^{-4}$$

事件总的失误率为:

$$P = P_1 + P_2 + P_3 = 1 \times 10^{-4} + 3.66 \times 10^{-4} + 2.02 \times 10^{-4} = 6.62 \times 10^{-4}$$

4 岭澳核电站人因分析结果

本研究项目共对岭澳核电站 61 个人因事件进行了分析，其结果列于表 3 之中。

表 3 岭澳核电站人因事件定量分析结果

编号 与 代码	事件描述	失误率
1BSAH1	小破口完全丧失高压安注时未能及时进入 U1 规程对一回路进行快速降温降压	5.60×10^{-1}
2BSAH2	小破口二次侧不可用，未能及时进入 U1 规程建立一回路 feed and bleed	6.98×10^{-2}
3BSBH1	在执行 IRCP4 规程时，在 $\Delta T_{\text{sat}} < 20^\circ\text{C}$ 时未手动投入安注	3.23×10^{-4}
4BSBH2	B 工况下，一回路小破口完全丧失安注，未能及时进入 U1 规程	2.0×10^{-2}
5BSBH3	B 工况，二次侧不可用，未能及时进入 U1 规程进行 feed and bleed	7.3×10^{-2}
6BSCH11	C 工况，操纵员未及时启动低压安注且打开所有 GCTa 阀（对于 RRA 破口）	6.62×10^{-4}
7BSCH12	C 工况，操纵员未及时启动低压安注且打开所有 GCTa 阀（对于 PRZ 破口）	3.51×10^{-4}
8BSCH2	C 工况，一回路小破口事故，二次侧不可用，没有及时进入 U1 规程实施 feed and bleed	7.80×10^{-2}
9BSDH1	D 工况，一回路小破口事故，操纵员未及时进行补水	2.72×10^{-4}
10BIAH1	一回路中破口完全丧失高压安注时未能及时进入 U1 规程对一回路进行快速降温降压	3.25×10^{-1}
11BIBH2	在一回路温度小于 250°C 且压力大于 $70 \times 10^5 \text{ Pa}$ 时的 B 工况，一回路中破口，在执行 IRCP4 规程时，在 $\Delta T_{\text{sat}} < 20^\circ\text{C}$ 时未手动投入安注	5.06×10^{-4}
12BIBH3	在一回路温度小于 250°C 且压力小于 $70 \times 10^5 \text{ Pa}$ 时的 B 工况，一回路中破口，在执行 IRCP4 规程时，在 $\Delta T_{\text{sat}} < 20^\circ\text{C}$ 时未手动投入安注	7.57×10^{-3}
13BIBH4	一回路温度大于 250°C 的 B 工况下，一回路中破口，完全丧失安注，未能及时进入 U1 规程	3.92×10^{-1}
14BIBH5	一回路温度小于 250°C 且压力大于 $70 \times 10^5 \text{ Pa}$ 的 B 工况下，一回路中破口，在完全丧失安注时，未能及时进入 U1 规程	4.36×10^{-2}
15BIBH6	一回路温度小于 250°C 且压力小于 $70 \times 10^5 \text{ Pa}$ 的 B 工况下，一回路中破口，在完全丧失安注时，未能及时进入 U1 规程	1.46×10^{-1}
16BICH7	C 工况下，RRA 系统出现中破口，操纵员没有及时进入 A10 规程投入低压安注，并打开所有可用蒸汽发生器通大气的 GCT 阀	2.22×10^{-2}
17BICH8	C 工况下，RRA 系统出现中破口，操纵员未能及时隔离破口	5.01×10^{-1}
18BLCH1	C 工况下，RRA 系统出现大破口，操纵员没有在 6 min 内进 A10 规程寻找到破口并隔离	1
19BLCH2	C 工况下，RRA 系统出现大破口，操纵员未在 14 min 内进入 A10 规程寻找到破口并隔离之	8.83×10^{-1}
20BLCH3	C 工况下，RRA 系统出现大破口，操纵员没有及时进入 A10 规程投入低压安注，并打开所有可用蒸汽发生器通大气的 GCT 阀	6.14×10^{-2}

续表 3

编号 与 代码	事件描述	失误率
21S1AH1	A 工况, 丧失蒸汽发生器主给水, 并随之丧失辅助给水, 操纵员未及时进入 H2 规程, 完成相应操作	1.36×10^{-3}
22Q1AH1	丧失取水口事故, 操纵员未及时进入 H1.1 规程并成功实施反冷	6.24×10^{-1}
23Q1AH2	丧失取水口事故, 反冷操作失败, 操纵员未认识到需实施保护 RCV 泵的两项措施或未完成实施有关操作	5.51×10^{-2}
24Q1AH3	丧失热阱, 二次侧不可用, 未及时进入 U1 规程实施 feed and bleed	1.16×10^{-1}
25Q2AH1	运行 1 列 RRI 大漏, 未执行保护 RCV 泵两项措施	4.10×10^{-3}
26Q2AH2	RRI 运行列上大漏, 未找出确切的泄漏的热交换器并隔离该热交换器	9.38×10^{-2}
27Q1DH1	D 工况, RRA 冷却, 非 mid-loop 水位, RRA 泵全部损坏, 操纵员未进入 IRRA2 完成有关的操作	1.09×10^{-3}
28Q2DH1	D 工况, mid-loop level, RRA 泵全部损坏, 操纵员未及时通知撤离并向 RCS 补水	5.64×10^{-4}
29Q3AH1	RRI 列间阀门关闭, 操纵员未及时手动开启或切至另一列运行	1.12×10^{-3}
30T1AH1	A 工况下, 全厂断电后, LLS 失效, 未能进入 H3.1 规程实现从相邻机组间 LNE360CR 供电	4.90×10^{-4}
31T1DH1	D 工况下, 全厂断电后, 未能及时从 PTR 水箱向反应堆重力补水	4.09×10^{-4}
32WLAH1	A 工况, 给水管道大破口, 操纵员未及时隔离事故蒸汽发生器并向辅助给水水箱补水	5.41×10^{-4}
33WLAH2	主给水管道大破口, 二次侧冷却丧失, 未及时执行 U1 规程进入 feed and bleed	A 工况 4.32×10^{-1}
		B 工况 6.54×10^{-2}
34WSAH1	A 工况, 给水管道小破口, 操纵员未能及时隔离蒸汽发生器并向辅助给水水箱补水	4.85×10^{-4}
35WSAH2	主给水管道小破口, 二次侧冷却丧失, 未及时执行 U1 规程进入 feed and bleed	A 工况 5.44×10^{-1}
		B 工况 4.7×10^{-2}
36WSBH1	B 工况, 主给水管道小破口, 操纵员未能及时隔离事故蒸汽发生器并向辅助给水水箱补水	1.39×10^{-2}
37PDH1	失控均匀硼稀释, 源量程中子通量高, 操纵员未中止硼稀释	1.90×10^{-4}
38PDH2	失控均匀硼稀释, 堆芯水沸腾致 RRA 泵全部丧失, 操纵员未能执行 IRRA ₂ 规程以 PTR 作 RRA 备用冷却 RCS	1.06×10^{-3}
39PDH3	PTR 作为 RRA 备用失效, 未执行 H1.2 规程	1.68×10^{-4}
40PDH4	正在硼稀释时失去外电源, 操纵员未能及时中止硼稀释	5.01×10^{-4}
41OAH1	丧失 LDA, 操纵员未能及时进入 I13 规程将 LDA 供电切至 URA	4.99×10^{-4}
42OAH2	丧失直流电, 二次侧不可用, 未及时执行 U1 规程进入 feed and bleed (60 min)	5.25×10^{-2}

续表 3

编号 与 代码	事件描述	失误率
43 UH1	A 工况, 失去主给水, 反应堆未能紧急停堆操作员在使用 H2 规程时, 未能手动停堆	6.43×10^{-4}
44 UH2	失去主给水, 反应堆未能紧急停堆, 操纵员未能在 75 min 内向 ASG 水箱补水	1.62×10^{-3}
45 UH3	失去主给水, 反应堆未停堆, 操纵员未在 85 min 之内使反应堆重返次临界	3.93×10^{-3}
46 UH4	失去主给水, 反应堆未紧急停堆, 反应堆未能返回次临界, 安全工程师未及时执行 U1 规程进行 feed and bleed 操作	1.07×10^{-2}
47CSH11	二回路破口叠加 SGTR, 未及时进入 U1 规程, 重新投入安注 (1 根管)	5.69×10^{-3}
48CSH12	二回路破口叠加 SGTR, 未及时进入 U1 规程, 重新投入安注 (2 根管)	3.55×10^{-2}
49 CSH2	二回路破口叠加 SGTR, 未及时进入 U1 规程, 对一回路实施快速冷却	1.25×10^{-3}
50GAH11	SGTR, 二次侧不可用, 未及时进入 U1 规程对一回路实施 feed and bleed (60 min)	5.36×10^{-2}
51GAH12	SGTR, 二次侧不可用, 未及时进入 U1 规程对一回路实施 feed and bleed (39 min)	2.24×10^{-1}
52GAH21	SGTR, 安注不可用, 未及时进入 U1 规程对一回路实施快速冷却 (60 min)	2.55×10^{-2}
53GAH22	SGTR, 安注不可用, 未及时进入 U1 规程对一回路实施快速冷却 (34 min)	2.71×10^{-1}
54GAH3	SGTR, 未及时进入 IRCP8 规程以隔离破损蒸汽发生器	4.04×10^{-2}
55 GAH4	SGTR, 未能使用稳压器对反应堆进行降压	1.73×10^{-1}
56S2AH1	B 工况, 丧失运行中的辅助给水, 操纵员未及时进入 H2 规程, 完成相应的操作	1.79×10^{-4}
57T1DH2	D 工况下, 全厂断电后, 未能实现从相邻机组 RCV 补水	1.80×10^{-4}
58 PDH5	操纵员在有电后核实已完全终止稀释前未启动主泵	1
59BLBH1	B 工况下一回路大破口, 操纵员误停安注, 安工未在 30 min 内纠正	1.0×10^{-4}
60BIAH2	A 工况下一回路中破口, 操纵员误停安注, 安工未在 30 min 内纠正	1.0×10^{-4}
61BIBH1	B 工况下一回路中破口, 操纵员误停安注, 安工未在 30 min 内纠正	1.0×10^{-4}

5 讨论

岭澳核电站第一期人因可靠性分析项目已结束, 其分析模式和分析结果通过了岭澳核电站评审和验收。但我们认为尚存在一些问题值得作进一步探讨和改进。

5.1 模型间的接口问题

在 THERP+HCR 模式实施过程中, 实际上存在一个 THERP 模型和 HCR 模型的接口问题, 其主要表现为对时间 (诊断时间和操作时间) 的分割上。在较多数情况下, 诊断时间和操作时间具有较好的客观可分割性。但也确有不少的场合, 诊断与操作时间难以明确划分, 而这显然影响着 THERP+HCR 模式的有效性和精确度。研究一种更合理、柔性的模型接口方式或中间过渡模型是当前需重点探讨的问题之一。

5.2 电站条件与边界确定问题

本项目实施中对电站条件与边界所做的假定依据于岭澳核电站系统和规程的分析、

以及同类电站（大亚湾核电站）的经验，它们应当在岭澳核电站实际运行后加以验证和修订。

5.3 紧张因子的选择问题

在进行人因事件分析时主要根据工况来决定人员响应的修正因子，即认为在 A 工况下发生事故时紧张程度较高，取 0.44 的修正因子；而在 B、C、D 工况下考虑到此时反应堆已在停堆状态，紧张程度为较低，取 0.28 的修正因子。但是 B、C、D 工况下发生的事故，若处理不当也可能会导致严重的后果，比如说堆熔或人员伤亡。因此，比较合理的考虑是，将事故发生的工况背景与事故发生的可能后果及处理事故所使用的规程相结合来选取修正因子。需要进一步研究该设想的实施方案。

5.4 人因分析资料的可用性问题

由于人因数据采集极度困难，致使人因分析长期缺乏较充分的可用数据。迄今为止，使用最普遍的人因数据库是 SWAIN 等人于 1983 年出版的《人员可靠性分析手册》。目前，已建立的较为大型的人因数据库还有美国的 NUCLEAR，英国的 CORE-DATA，日本的 IHF 和 HFC 库、法国电力公司（EDF）M310 中的人因数据子库等。而此次进行人因分析所用的数据主要来自法国 EPS900、SWAIN 的《人员可靠性分析手册》、热工水力学计算以及通过模拟机采集到的数据。尽管我们在使用这些数据时依据岭澳核电站的实际情况作了修订，但这种修订以及数据能否准确反映岭澳核电站的真实情况尚有待考证。

解决该问题最根本的方法是建立电站自己的人因数据库^[13]，但这需要作出长期艰苦的努力。

6 结束语

人员可靠性分析是岭澳核电站概率风险评价的重要组成。同时，通过 HRA 评价，揭示了系统的薄弱环节和人的失误的可能影响，因而可在事故发生之前加以防范，从而提高系统的安全性与可靠性。例如，通过人员可靠性分析，发现了在运行人员培训和个别事故规程书中存在的一些问题；另外，通过人因分析，可以确定事件过程中的关键设备，从而考虑增加辅助设施，这样在关键设备失效的情况下系统运行同样有保障。

一个系统的人因可靠性分析决不是一劳永逸的，而须依从系统的变化而适时再分析。本项目仅为岭澳核电站的第一阶段，电站运营后我们将再次进行 HRA 评价。

参 考 文 献

- 1 张力. 人因分析面临的问题与发展趋势. 中南工学院学报, 1999, 13 (2): 3~9
- 2 Werner W F, Hirano M, Kondo S, et al. Results and Insights from Level-1 Probabilistic Safety Assessments for NPPs in France, Germany, Japan, Sweden, Switzerland and United States. Reliability Engineering and System Safety, 1995, 48(3): 165~185
- 3 黄卫刚, 张力. 大亚湾核电站人因可靠性分析与预防对策. 核动力工程, 1998, 19(1): 64~68
- 4 张力. 核电站人因失误分析与防止对策. 核动力工程, 1990, 11 (4): 91~97

- 5 Swain A D, Guttman H E. Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Application. NUREG/CR-1278, 1983
- 6 张力. 人员可靠性定量评价方法. 中南工学院学报, 1995, 9 (1): 76~80
- 7 张力. 人因失误心理背景与核电站安全. 核动力工程, 1992, 13 (5): 27~30
- 8 张力. 在更广泛基础上预防和减少事故. 管理工程学报, 1998, 12 (3): 59~63
- 9 张力. 人机系统中人员行为形成因子. 安全, 1992, (77): 4~6
- 10 黄祥瑞编著. 可靠性工程. 北京: 清华大学出版社, 1990
- 11 张力. 复杂人机系统中人员可靠性研究. 国家自然科学基金项目 79570089 研究报告, 1998
- 12 大亚湾核电站概率安全分析报告, 1998, 9: 5-16~5-18
- 13 张力, 张宁, 王晋等. 大亚湾核电站人因数据管理系统结构设计. 核动力工程, 2000, 21(2): 167~172



张力：教授，中南工学院科研处处长。主要的研究领域为人因可靠性，管理工效学等。

ZHANG Li: Professor. Director of the Science Research Division, Central-South Institute of Technology. Chief research fields are human reliability analysis and ergonomics.