

DOI:10.19431/j.cnki.1673-0062.2020.04.010

基于 STAMP 模型的浮动核电站小破口事故安全分析

邹树梁^{1,2}, 刘泓君^{1,2}, 黄 燕^{1,2}, 黄斌海^{1,2}, 吴 慧^{1,2}, 周 轶^{1,2}

(1. 南华大学 资源环境与安全工程学院, 湖南 衡阳 421001; 2. 南华大学 核设施应急安全作业技术与装备湖南省重点实验室, 湖南 衡阳 421001)

摘 要:为防止浮动核电站小破口事故发展成严重事故, 保证浮动核电站上的堆芯和人员安全, 基于 STAMP 模型针对浮动核电站构建小破口事故控制结构模型, 从安全控制角度对浮动核电站小破口事故进行安全分析。通过构建小破口事故 STAMP 控制与反馈模型, 识别小破口事故的安全风险, 找出潜在的不安全控制行为, 总结分析发生小破口事故可能存在的失效原因, 为系统有效改进提供参考意见。

关键词: STAMP 模型; 浮动核电站; 小破口事故; 安全分析

中图分类号: TL364⁺.4 **文献标志码:** A

文章编号: 1673-0062(2020)04-0058-08

Safety Analysis of SBLOCA on Floating Nuclear Power Plant Based on STAMP Model

ZOU Shuliang^{1,2}, LIU Hongjun^{1,2}, HUANG Yan^{1,2}, HUANG Binhai^{1,2},
WU Hui^{1,2}, ZHOU Yi^{1,2}

(1. School of Resources Environmental and Safety Engineering, University of South China, Hengyang, Hunan 421001, China; 2. Hunan Province Key Laboratory of Emergency Safety Technology and Equipment for Nuclear Facilities, University of South China, Hengyang, Hunan 421001, China)

Abstract: In order to prevent SBLOCA accident developing into serious accident on floating nuclear power plant, the core and personnel on floating nuclear power plant are guaranteed to be safe. In view of floating nuclear power plant, this paper establish the control structure model of SBLOCA accident based on STAMP. From the perspective of safety control, the SBLOCA are analyzed. In the model, the SBLOCA safety risks are identified. Then the unsafe control behaviors are found, and the possible failure reasons of SBLOCA are summarized and analyzed. This paper provides reference for effective system improvement.

key words: STAMP model; floating nuclear power plant; SBLOCA; safety analysis

收稿日期: 2020-02-10

基金项目: 国防科技工业核动力技术创新中心项目(HDLCXZX-2020-ZH-013); 湖南省研究生科研创新课题资助项目(CX20190718)

作者简介: 邹树梁(1956-), 男, 教授, 博士生导师, 主要从事核安全与核应急方面的研究。E-mail: zousl2013@126.com

0 引言

为了能够缓解淡水资源的匮乏,并最大限度为偏远岛礁生产生活提供能源需要,我国已经同意在海上建立可移动式的海洋核动力平台,又称浮动核电站^[1]。浮动核电站是指同时拥有核反应堆和发电系统的可移动式浮式海洋平台,是小型核反应堆与船舶工程的有机结合^[2]。采用小型反应堆堆芯,因功率小,所以具有堆芯放射性物质总量少,衰变热低等特点。

虽然浮动核电站与陆上核电站相比,有较高的安全性和可靠性,但是浮动核电站由于处在海洋环境里,工况变化频繁,所遭受的应力和腐蚀都比陆上核电站大,易发生小破口事故^[3]。一旦发生小破口事故,就会导致堆舱内的放射性剂量升高,给船上工作人员带来危害。因此,对事故最重要的就是采取控制措施,如果缺乏控制措施或控制不当,小破口事故就会恶化成严重事故。本文着重对浮动核电站小破口事故进行安全分析。在目前的分析方法中,Leveson 提出的 STAMP 模型方法从系统的视角来分析事故得到了较为广泛的关注与应用,已在航空航天、医疗卫生、交通运输、核安全等领域取得良好的效果^[4]。该模型认为事故发生的根本原因不是部件失效,而是异常的控制行为,因此需要根据系统中的控制结构对系统运行过程进行恰当的约束,来防止事故的发生^[5]。N. G. Leveson 于 2004 年提出了 STAMP 模型理论,将系统安全的重点由防止组件失效转变为对组件实施安全约束^[6-7]。L. Stephane 等^[8]基于 STAMP 模型理论,采用 STPA 方法对新一代核反应堆数字仪表控制室设计中的动态性和不确定性进行风险控制。国内学者阳小华等^[9]将 STAMP 模型引入到核电安全领域,并将其与传统安全模型进行了对比分析,认为 STAMP 模型在我国核电领域有更大的发展前景。刘杰等^[10]将 STAMP 模型理论应用于核电厂关键系统和设备安全性分析,为核电厂安全运行提供了新的技术手段支持。刘朝辉等^[5]基于 STAMP 模型理论,将 STAP 方法应用到反应堆紧急停堆子系统,得到了引起停堆失败的可能原因及设计中所应遵守的安全约束。因此,STAMP 模型方法可以更好地应用于浮动核电站小破口事故安全分析。

目前国内外学者对小破口事故进行了大量研究,但 STAMP 模型方法在浮动核电站小破口事故分析领域的应用研究较少。为此,本文采用

STAMP 模型方法构建浮动核电站事故控制结构模型,以小破口事故为例,从控制角度对浮动核电站事故进行安全分析,识别风险,定义安全控制结构,对其不安全控制行为和潜在风险进行详细分析,为系统有效改进提供参考意见。

1 STAMP 模型

1.1 STAMP 模型基本理论

美国麻省理工大学 N. G. Leveson 教授以系统理论为基础,提出了 STAMP 事故模型,认为事故的发生是由于在事故发生的过程中没有受到控制系统的充分约束^[11-12]。复杂系统安全性是特定环境下由系统相关要素交互作用所产生的一种涌现特性^[6],系统安全性分析要求发现系统中潜在的不安全行为或因素,并及时采取控制与约束措施^[13-14]。STAMP 作为事故分析模型,基于系统理论构建,侧重于对系统设计、开发和运行中安全约束的不充分控制(执行)进行分析。STAMP 模型将系统视为具有多个控制层级的结构。结构中的每个层级都对下属层级的活动施加约束,事故仅在违反或未成功实施安全约束时发生。安全控制结构的原始设计可能存在不安全控制的可能性,且控制可能随着时间的推移而降低。STAMP 模型的安全控制基本结构图如图 1^[15]。

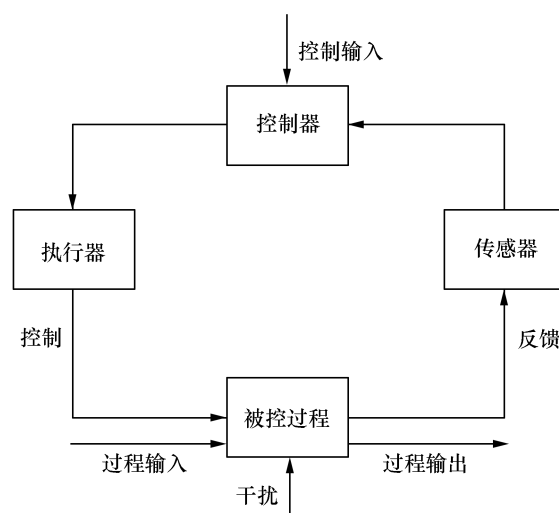


图1 STAMP模型的安全控制基本结构图

Fig.1 Basic structure diagram of safety control in STAMP model

STAMP 模型将系统划分为控制器、执行器、被控过程以及传感器等部分。当发生事故后控制器通过产生控制信号对执行器进行过程输入,执

行器通过提供控制行为来对事故进行控制。对于复杂系统之间的相互作用,使得在控制的过程中可能会出现各种复杂的工况。因此传感器通过将反馈的结果传递给控制器,操作人员再根据实时工作作出控制输入。

1.2 STAMP 分析方法

STAMP 作为一种基于系统理论事故模型的危险分析方法,已经应用到涉及多种领域的系统分析,并取得了有价值的分析成果。它能够从系统控制的角度对事故进行分析,且能充分考虑各组件间交互作用对系统安全的影响,利用引导作用的不恰当或控制缺陷来辅助分析^[16-17],分析过程如下。

1) 确定系统级事故危险。通过初步危险分析对系统级事故的危险状态进行定义,辨识出造成环境破坏、人员伤亡、设备财产损失等安全事故和危险事件,并对危险状态进行说明,建立相应的系统安全约束。

2) 定义安全控制结构。组件、子系统或过程间的交互影响构成了系统安全控制结构。安全控制结构与系统的设计说明相一致,是进一步辨识导致系统危险原因(不恰当控制)的分析基础。分析系统安全相关需求与安全性约束后,利用系统控制结构分析控制系统进入风险状态的原因。系统的分层控制结构还包括过程模型、控制算法等。

3) 辨识潜在的不安全控制行为。辨识出导致系统级事故的不恰当控制,并根据不恰当控制行为来分析可能导致的风险。不恰当控制行为分为以下4类:(1)没有提供控制行为;(2)提供的控制行为错误或不安全;(3)提供的安全控制行为为过晚;(4)控制行为结束太快。安全分析是在事故发生前找出潜在危险原因或在事故发生后找出危险致因因素,因此需要根据辨识出的系统不安全控制行为来形成具体的安全约束,以确保系统的安全。

4) 分析导致不恰当控制的原因。这个阶段辨别控制结构中的控制缺陷,即分析导致不恰当控制的原因。STAMP 分析方法不仅要找到不安全控制行为,还需要进一步分析产生这些不安全控制行为的原因,如系统缺陷、组件失效、算法缺陷、外界环境干扰等。这些控制缺陷被视为导致危险产生的原因,这是事故分析中最重要的结果,设计人员依据这些缺陷对系统设计进行改进,以提升系统安全性。这个分析步骤需要明确的过程

模型,明确的过程模型不仅给安全性分析过程带来了便利,也有利于设计人员快速地修改设计模型^[18]。

2 基于 STAMP 模型的小破口事故安全分析

浮动核电站是一个非常复杂的系统,内部空间体积小,系统和设备布置紧密,且与操纵人员之间的相互作用复杂。由于各系统之间的复杂性,给船员应急抢修带来困难。若能及时找出事故原因,预测事故后果,并能够为船员争取到进入堆舱抢修的时间阈值,将有利于浮动核电站的运行安全^[19]。因此本文选择破口当量直径为 15 mm 的冷管段小破口事故,基于 STAMP 模型对其进行安全分析,通过辨识事故过程中的控制指令错误或不足、控制行为执行不充分以及反馈信息错误或不足等,识别系统控制回路中的不安全状态,从系统控制和约束的角度对浮动核电站小破口事故进行分析^[13]。由于浮动核电站正在建设过程中,其运行经验较少且实验研究不够现实,为了解决这一问题,用计算机仿真模拟事故进程,结合 STAMP 模型对小破口事故进行分析,获得分析人员遗漏的事故场景以及事故原因。

2.1 确定小破口事故安全风险

浮动核电站小破口事故是指反应堆主回路冷却剂系统的主管道发生破口导致冷却剂丧失的事故。在事故初期,系统内冷却剂处于过冷状态,冷却剂流失导致一回路系统压力逐渐下降;同时,高温高压的冷却剂喷出,使堆舱的压力、温度、湿度、放射性剧增,部分设备将遭到破坏,大量放射性物质外泄并扩散。随着冷却剂不断流失,稳压器压力和水位继续下降,温度上升。当稳压器水位达到补水泵投入整定值时,补水泵投入运行;若补水流量不能补偿冷却剂的流失,系统压力继续下降,堆芯冷却恶化,元件温度上升;系统压力下降到反应堆保护系统低压停堆整定值后,保护系统发出停堆信号。当主冷却剂系统压力下降至冷却剂温度的饱和压力以下时,堆芯冷却剂沸腾,燃料元件的传热极度恶化,包壳温度迅速上升;当压力降到低压安全注射系统投入整定值时,1台低压安注泵投入,向堆芯注水,使堆芯淹没或对堆芯进行再淹没。在破口事故发生时,堆舱压力、温度、放射性剂量水平上升^[20]。

因此事故中所表现出的系统危险是一回路主冷却剂系统破口事故。为防止破口事故发展成严

重事故,其实质是要控制堆内的压力和温度处于正常范围内,保证一回路冷却剂实现冷却,反应堆处于正常工况。若压力和温度控制不当则会危及反应堆堆芯安全,甚至导致堆芯熔化,释放出放射性核素,威胁操作人员的人身安全并对海上环境造成一定程度的污染。

2.2 定义安全控制结构

对于小破口事故的发生,为避免其发展成严重事故,最主要的就是降低堆舱内的温度和压力,并在堆芯裸露前进行及时控制。根据图 2 所示的反馈控制回路,温度和压力控制模块构成控制器,非能动安全系统构成执行器,反应堆作为其控制回路的被控模块,压力传感器、水位传感器等信号传递设备则为传感器。

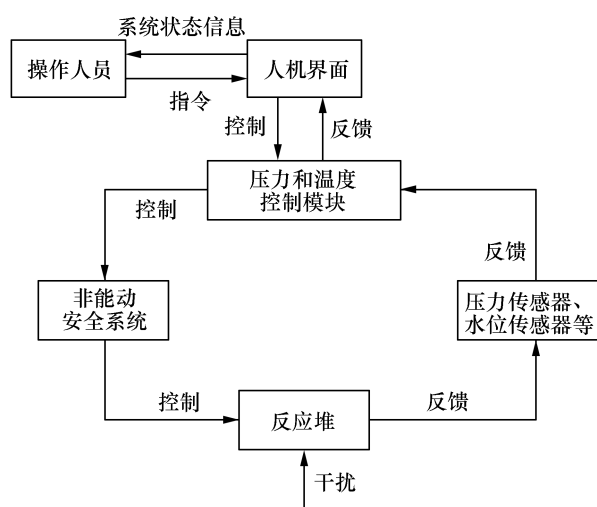


图2 小破口事故 STAMP 控制与反馈模型

Fig.2 STAMP control and feedback model of SBLOCA

正常工况下的反应堆,压力和温度都控制在规定范围内。一旦发生小破口事故,压力和温度的相关信息就会通过压力传感器、水位传感器等信号传递设备传递给压力和温度控制模块,压力和温度控制模块获得系统的状态后产生一个控制非能动安全系统启动的控制信号,并将这一信号传递给非能动安全系统。

2.3 辨识潜在的不安全控制行为

依据构建的小破口事故 STAMP 控制与反馈模型,从“没有提供控制行为”、“控制行为错误或 unsafe”、“控制行为发生延迟”、“控制行为结束过早”四类控制不力情况来分析可能会导致系统的危险,如表 1 所示。为防止严重事故的发生,在事故控制过程中及时找到潜在的不安全控制行为,

对其采取恰当的安全约束才可保证系统处于安全状态下运行。

表 1 潜在的不安全控制行为

Table 1 Potential unsafe control behavior

不安全控制行为	不安全控制行为可能导致的风险
没有提供控制行为	安注系统故障,导致无法实现向堆芯注水; 压力和温度控制模块发生故障,操作人员没有采取措施,导致严重事故的发生。
控制行为错误或 unsafe	非能动堆芯补水箱出口隔离阀阀门误开,导致无法及时控制事故进程; 非能动安全系统内的仪表故障发出错误的报警信号,导致错误的控制信号产生。
控制行为发生延迟	发现破口事故后,操作人员没有进行维修,导致严重事故的发生; 堆舱非能动冷却系统等安全设施启动过晚,导致反应堆不能正常停堆; 紧急停堆装置启动延迟,导致无法进行正常停堆。
控制行为结束过早	补水时间过短,补水流量不足,导致堆芯冷却恶化; 非能动安全系统还没有及时动作,报警信号提前消失,导致控制行为结束过早。

从表 1 可以看出,如果不及时约束潜在的不安全控制行为,小破口事故就会逐渐发展成严重事故,将给堆芯和浮动核电站上的操作人员带来伤害。因此,通过辨识出潜在的不安全控制行为,发现不安全控制行为导致的风险,找出可能存在的失效原因,为安全约束提供帮助。

2.4 分析导致不恰当控制的原因

根据辨识出的潜在不安全控制行为,发现可能导致的风险,分析导致不恰当控制的原因,为防止发展成严重事故而提供正确的安全约束。

2.4.1 没有提供控制行为

在小破口事故发生后,由于没有及时提供控制行为导致发展成严重事故,可能存在的失效原因如下:

1)安全注入系统发生故障,使得无法实现向堆芯注水,堆芯内的余热没有及时排除,加速事故进一步发展。执行模块没有提供控制行为反馈图如图3。

安全注入系统是专设安全设施中的一个系统,与安全喷淋系统和辅助给水系统共同承担着

反应堆冷却剂系统发生失水事故或主蒸汽系统发生管道破裂时,确保堆芯的余热可以及时排出,保证安全壳的完整性,限制事故进一步的发展。由于安注系统出现故障,在发生小破口事故时,没有向反应堆提供一个恰当的控制行为,导致燃料包熔化,无法保持堆芯的几何形状和完整性。

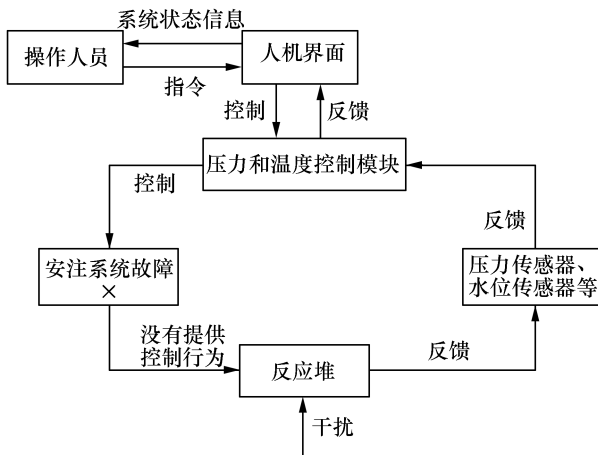


图3 执行模块没有提供控制行为反馈图

Fig.3 Feedback chart of control behaviors was not provided by execution module

2) 压力和温度控制模块发生故障,没有提供控制信号传递给非能动安全系统。控制模块没有提供控制行为反馈图如图4。

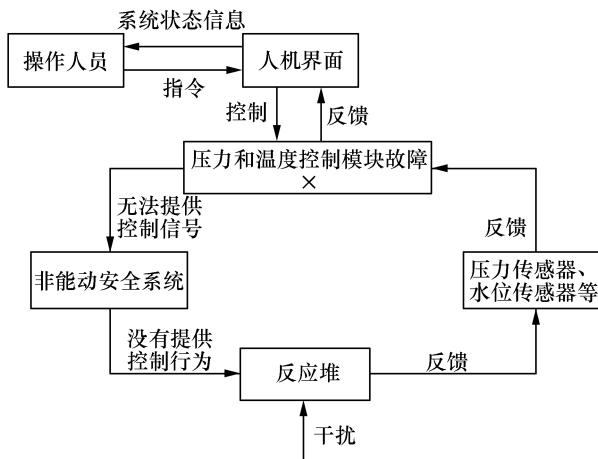


图4 控制模块没有提供控制行为反馈图

Fig.4 Feedback chart of control behaviors was not provided by control module

小破口事故发生后,由于压力和温度控制模块发生故障,操作人员没有及时对故障的位置进行维修,导致控制模块没有提供一个控制信号传

递给非能动安全系统。控制过程的缺失,使得堆芯温度和压力升高,导致严重事故的发生。

2.4.2 控制行为错误或不安全

在小破口事故发生后非能动安全系统会迅速投入,缓解事故的发生。但执行过程中由于控制行为错误或不安全也会导致严重事故发生,可能的失效原因如下:

1) 非能动堆芯补水箱出口隔离阀阀门误开,导致无法及时控制事故进程。控制行为错误反馈图如图5。

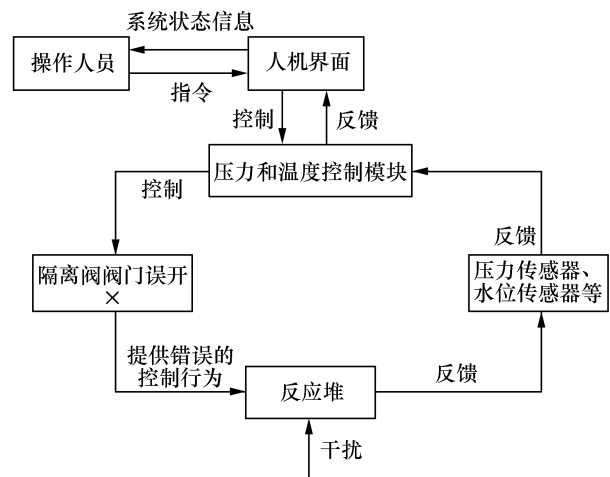


图5 控制行为错误反馈图

Fig.5 Feedback chart of control behavior is error

由于非能动安全系统内的隔离阀阀门出现异常,如非能动堆芯补水箱出口隔离阀阀门误开等,对反应堆提供一个错误的控制行为,使得反应堆接收一个错误的控制信号,导致无法及时控制事故进程,使得小破口事故逐渐发展成严重事故。

2) 非能动安全系统内的仪表故障发出错误的报警信号,导致错误的控制信号产生。控制行为不安全反馈图如图6。

仪表故障发出错误的报警信号,使得对反应堆产生一个错误的控制信号,导致不能及时对事故进行安全约束。控制行为的不安全会影响事故缓解进程,一旦在阈值内无法对小破口事故进行约束,将会导致严重事故的发生。

2.4.3 控制行为发生延迟

在运行过程中发生破口事故,但是由于控制行为发生延迟,导致错过最佳缓解严重事故的时间,导致破口事故不受控制,发展成严重事故,可能的原因如下:

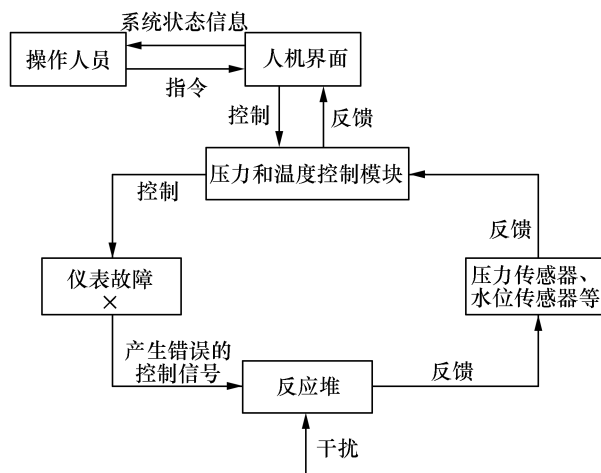


图6 控制行为不安全反馈图

Fig. 6 Feedback chart of control behavior is unsafe

1) 小破口事故发生后,由于在维修过程中,操作人员不能正确判断破口位置,发现破损位置过晚,使得在事故进程中因采取措施过晚,导致破口事故发展成严重事故。操作人员没有及时提供控制行为反馈图如图7。

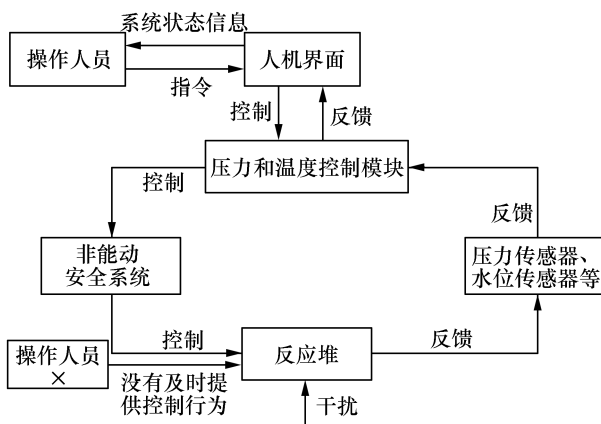


图7 操作人员没有及时提供控制行为反馈图

Fig. 7 Feedback chart of control behavior is not provided timely by operator

由于操作人员没有及时对破口位置进行维修,控制破口事故进程,导致破口时间过长,反馈给压力和温度控制模块的压力和温度过高,使得非能动安全系统提供的控制信号无法控制堆舱内的温度和压力,因此发展成严重事故。

2) 堆舱非能动冷却系统等安全设施启动过晚,没能及时有效地抑制并降低安全壳内的温度和压力。控制行为延迟反馈图如图8。

堆舱内的非能动冷却系统在任何导致堆舱内压力与温度剧增的事故后,都会及时的产生一个

控制信号,排除堆舱内大气的热量并传至环境,缓解堆舱内的温度和压力。通过减小堆舱内大气与环境的压差,减弱裂变产物从堆舱内泄漏的驱动力,限制事故后放射性的释放。但是由于堆舱内非能动冷却系统等安全设施启动过晚,传递给堆舱内的控制信号过晚,控制行为发生延迟,导致堆舱内的温度和压力持续上升,逐渐发展成严重事故。

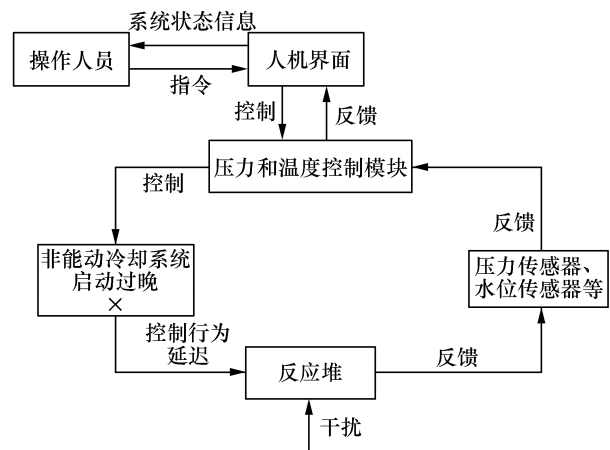


图8 控制行为延迟反馈图

Fig. 8 Feedback chart of control behavior is delayed

2.4.4 控制行为结束过早

在运行过程中发生破口事故,往往通过提供控制行为来约束事故的发生,但是由于控制行为结束过早,使得安全约束不充分,导致事故的再次发生。

1) 因破口流量过大,补水时间过短,就会导致补水流量不足,堆芯内的热量无法下降,使得堆芯冷却恶化。补水时间过短反馈图如图9。

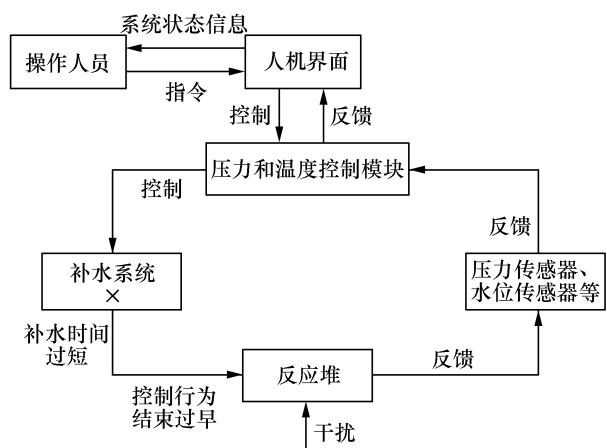


图9 补水时间过短反馈图

Fig. 9 Feedback chart of rehydration time is too short

堆芯补水系统是非能动安全注射系统四个水源之一,堆芯补水系统执行高压安全注射功能,在发生小破口事故时,能在较长时间间隔内向堆芯注入较大的安注流量。但是由于堆芯补水系统故障导致的补水时间过短,使得控制行为结束过早,没有将堆舱内的温度和压力降低至阈值范围内,小破口事故逐渐发展成严重事故。

2) 非能动安全系统还没有及时动作,报警信号提前消失。控制行为结束过早反馈图如图 10。

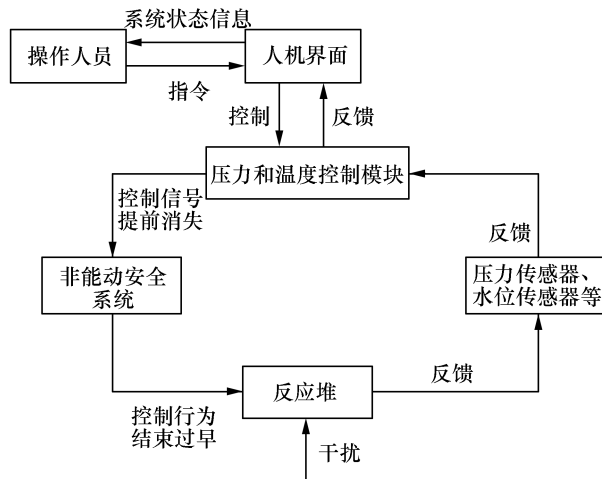


图 10 控制行为结束过早反馈图

Fig. 10 Feedback chart of control behavior ends prematurely

在小破口事故发生后,非能动安注信号被触发,堆芯补水系统内含硼冷却水将随着堆芯补水系统下方阀门的开启,注入至主回路下降段中,进而流入堆芯。但是由于压力和温度控制模块提供的报警信号提前消失,导致非能动安全系统提供的控制行为过早结束,使得堆芯内的温度和压力因没有冷却完全而逐渐上升。

3 结 论

浮动核电站上采用了大量共用管道和设备,虽然节省了空间,降低了发生破口事故的频率,但对于浮动核电站这一复杂的社会技术系统来说,增加了缓解系统安全功能同时失效的可能性。本文采用 STAMP 模型方法对浮动核电站小破口事故进行安全分析,得到如下结论:

1) STAMP 模型通过辨识系统风险和约束,定义安全控制结构,指出不安全控制行为和分析不安全行为产生的关键原因等流程,可对浮动核电站小破口事故进行安全性分析。

2) STAMP 模型将压力和温度控制模块作为控制器,非能动安全系统作为执行器,堆舱内的反应堆作为控制过程,压力传感器、水位传感器等信号传递设备作为传感器。构建的浮动核电站事故控制结构模型,以小破口事故为例,通过识别事故安全风险,定义控制结构,找出潜在的不安全控制行为,分析导致不恰当控制的原因。

3) 浮动核电站作为一个复杂的社会技术系统,应用 STAMP 安全分析方法可以解决传统安全分析方法无法处理的系统之间异常交互的问题,并从系统的视角去发现新的事故原因。

参考文献:

- [1] 张丽芳. 海上浮动核电站控制阀可靠性与稳定性研究[D]. 兰州:兰州理工大学,2018.
- [2] 谭美,郭健,郭翔,等. 海上浮动核电站堆舱碰撞安全研究[J]. 舰船科学技术,2019,41(15):85-89.
- [3] 王伟,陈力生,张帆. 船用核动力装置小破口失水事故放射性后果分析[J]. 辐射研究与辐射工艺学报,2012,30(2):87-92.
- [4] 祝楷. 基于系统论的 STAMP 模型在煤矿事故分析中的应用[J]. 系统工程理论与实践,2018,38(4):1069-1081.
- [5] 刘朝辉,陈智,吴志强,等. STPA 方法在数字化反应堆紧急停堆系统安全性分析中的应用[J]. 核动力工程,2015,36(增刊2):57-161.
- [6] LEVESON N G. A new accident model for engineering safer systems[J]. Safety science,2004,42(4):237-270.
- [7] LEVESON N G. Model-based analysis of socio-technical risk[J]. Massachusetts institute of technology engineering systems division,2004,8:6-16.
- [8] STEPHANE L. Advanced interaction media in nuclear power plant control rooms[J]. Work,2012,41(1):4537-4544.
- [9] 阳小华,刘杰,刘朝晖,等. STAMP 模型及其在核电厂 DCS 安全分析中的应用展望[J]. 核安全,2013,12(3):42-47;88.
- [10] 刘杰,阳小华,余童兰,等. 基于 STAMP 模型的核动力蒸汽发生器水位控制系统安全性分析[J]. 中国安全生产科学技术,2014,10(5):78-83.
- [11] LEVESON N G. A systems-theoretic approach to safety in software intensive systems[J]. IEEE transactions on dependable and secure computing,2004,1(1):66-86.
- [12] LEVESON N G. A systems approach to risk management through leading safety indicators[J]. Reliability engineering & system safety,2015,136(4):17-34.
- [13] 孟祥坤,陈国明,张肖锦,等. 深水井控 STAMP/STPA 安全性分析[J]. 中国石油大学学报(自然科学版),2019,43(2):131-139.

- [14] PRANESH V, PALANICHAMY K, SAIDAT O, et al. Lack of dynamic leadership skills and human failure contribution analysis to manage risk in deep water horizon oil platform[J]. Safety science, 2017, 92(2): 85-93.
- [15] 殷杰. “桑吉”轮碰撞燃爆事故致因与应急处置的分析与思考[J]. 中国航海, 2019, 42(1): 42-46.
- [16] 牛丰, 王昱, 周诚. 基于 STAMP 模型的地铁施工安全事故致因分析[J]. 土木工程与管理学报, 2016, 33(1): 73-78.
- [17] 胡宗顺, 黄之杰, 王余奎, 等. 基于 STAMP 模型的航空地面保障安全性分析[J]. 军事交通学院学报, 2017, 19(11): 17-21.
- [18] 让涛. 基于 STPA 的 IMA 平台应用系统的危害分析方法研究[D]. 南京: 南京航空航天大学, 2016.
- [19] 谢海燕, 蔡琦, 张杨伟. 事件序列图分层次建模用于反应堆动态可靠性分析[J]. 舰船科学技术, 2010, 32(5): 31-34; 79.
- [20] 蔡琦, 谢海燕, 张杨伟. 基于 ESD 的船用核动力装置一回路系统失水事故的事件序列[J]. 核动力工程, 2012, 33(3): 83-88.

(上接第 57 页)

- [4] 乔占印. 聚合氯化铝和其制备方法及其用于处理污水的方法: 201810230705. 7[P]. 2018-10-31.
- [5] XUE M X, GAO B Y, LI R H, et al. Aluminum formate (AF): Synthesis, characterization and application in dye wastewater treatment[J]. Environmental sciences, 2018, 74: 95-106.
- [6] 李耀红, 李兴隆, 李洪伟. 聚合铝铁处理造纸废水与再生研究[J]. 北方环境, 2002, 27(4): 67-69.
- [7] 李宛霖, 夏举佩, 郑光亚, 等. 煤矸石酸浸提取多金属过程[J]. 化工科技, 2019, 27(3): 41-45.
- [8] 历新宇, 孟万, 姜男哲. 焙烧活化后伊利石酸浸溶出铝钾动力学研究[J]. 硅酸盐通报, 2018, 37(4): 1487-1491.
- [9] 粟良伟. EDTA 滴定法测定铝土矿石中氧化铝含量的不确定度评定[J]. 贵州化工, 2011, 36(5): 29-31; 39.
- [10] 曾志镭. 偏高岭土地质聚合物发泡材料的制备与研究[J]. 西部皮革, 2016, 38(16): 20.
- [11] 晏永祥, 陈夫山, 栾兆坤. 高纯聚合氯化铝的制备及其影响因素[J]. 工业水处理, 2007, 27(2): 57-59.
- [12] 吴烈善, 顾琦玮, 钟华辉, 等. 氧化铝土矿制备聚合氯化铝铁和动力学机理的研究[J]. 非金属矿, 2012, 35(2): 5-7.
- [13] YE J Y, ZHANG W S, WANG Y. Reaction products and resistance to chemical attack of geopolymers synthesized from ore-dressing tailings of bauxite[J]. Journal of the Chinese ceramic society, 2010, 38(9): 134-139.