

文章编号: 0258-0926(2014)04-0065-05; doi: 10.13832/j.jnpe.2014.04.0065

关于控制室可居留性若干问题的讨论

李 冰, 陈莹莹, 肖 钧, 杨端节, 崔 浩

环境保护部核与辐射安全中心, 北京, 100082

摘要: 从控制室包络 (CRE) 边界的完整性、控制室可居留性分析所用源项以及影响控制室剂量后果的其他因素等几个方面, 结合美国及我国在控制室可居留性方面的管理规定及我国核设施在控制室可居留性方面的研究现状进行讨论, 建议我国核设施应考虑通过进行 CRE 完整性测试来获取 CRE 渗入量的数据, 为控制室可居留性分析提供输入参数, 此外, 在控制室人员后果计算中应考虑不同事故及可能的不同路径作系统的分析。

关键词: 控制室; 控制室包络; 可居留性; 渗入量

中图分类号: TL364⁺.4; TL73 **文献标志码:** A

0 前 言

控制室是对核电厂运行和事故状态实施运行控制的场所, 也是应急响应期间核电厂营运单位应急组织中的运行控制组的工作场所^[1]。在验证控制室是否满足可居留性设计准则时, 应评价辐射的影响、危险有害物质的影响以及是否能够造出控制室操作员不能从控制室或备用停堆控制盘对反应堆进行控制^[2]。美国的 GDC-19、RG1.78 和 RG1.95 要求对辐射、危险化学品或烟雾对控制室人员的影响进行评价, 并给出了评估的方法。

我国《核动力厂设计安全规定》HAF102-2004 中也要求“必须采取适当的措施和提供足够的信息保护控制室内人员”。

本文结合美国的管理规定及我国核设施目前的现状, 从控制室包络 (CRE) 边界、控制室可居留性分析所用源项以及控制室可居留性分析中考虑的计算途径等几方面进行分析讨论, 以期进一步完善目前我国核电厂 CRE 的边界完整性验证及控制室人员可居留性分析工作。

1 CRE 边界介绍

CRE 是控制室可居留性分析中的一个重要概念, 我国核电厂一般指 CRE 为控制室可居留区域。CRE 是指在设施执照许可依据中所确定的电厂特

定场所, 应急时能将其与 CRE 外的电厂区域和环境隔离; 该场所使用应急通风系统维持控制室的可居留性。该场所包括控制室, 还可能包括发生事故时人员不经常出入或连续停留的其他非关键场所^[2]。不同类型电厂的 CRE 包括的范围不完全相同。有些电厂仅限于控制室, 有些 CRE 包括的范围更大。

对于放射性的防护, CRE 的设计是基于对正常通风的隔离, 应急通风过滤系统进行空气补给, 维持 CRE 内处于正压。这种设计的设施一般要进行测试, 以确认 CRE 内维持与相邻区域的正压差。CRE 的完整性验证一般通过对控制室边界建筑构件和系统部件的密封、贯穿件的封堵、应急通风过滤系统的技术规范监督要求来实施。

美国在 1991-2001 年期间进行了约 30% 的 CRE 完整性测试, 采用了美国试验与材料协会标准 E741 规定的方法进行了示踪气体试验。所有的 CRE 都进行了放射性测试, 而其中一部分进行了有害化学品的测试。测试结果中只有一例 CRE 满足放射性方面 CRE 渗入量设计值的要求, 而当进行危险化学品测试时没有一例能满足渗入量设计值的要求。有些设施虽然按照流程显示与周围设施相邻区域相比为正压, 但测得的渗入量仍然比设计值高几个数量级。这说明通过测试正压来确

定CRE完整性时可能不可靠, CRE的渗入量一般都大于许可证文件中渗入量的设计值。

使用正压测试 CRE 完整性有 2 个缺陷: 没有测量 CRE 的渗入量; 假设 CRE 内压力高于邻近区域时, 污染物不会进入 CRE 内部。正压测试方法假设进入 CRE 的加压空气流的唯一来源是流经应急通风过滤系统, 但美国 1991~2001 年间的完整性测试结果说明并不是这样。实际上存在一些难以识别的加压空气流, 这些加压空气流可能来自风机吸入侧或 CRE 外的管道系统的渗入流, 或者贯穿 CRE 的非控制室通风系统的正压风管。这些渗入量是典型的污染空气的来源, 但通常在可居留性评价分析中没有考虑。

美国核管会(NRC) RG 1.197 给出了验证 CRE 完整性的管理要求, 包括对 CRE 完整性进行测试的类型、可接受的测试方法、测试结果的处理及不确定性分析及对测试周期性的要求。测试计划涵盖 CRE 通风系统的所有运行模式(正常和应急工况), 包含放射性、化学危险品和火灾各个方面。要求通过 CRE 墙壁、天花板及地板的渗入量不超过 CRE 总渗入量的 5%。此外, 当可能影响 CRE 密封性的结构、系统、部件或程序发生变更时也必须进行 CRE 测试。

我国核设施对 CRE 的考虑在早期较为模糊, 没有明确的 CRE 边界。由于 CRE 的包络范围对控制室可居留性的分析有直接影响, 为了减少渗入量, 提高 CRE 的完整性, 一些电厂对 CRE 进行了设计改进。以某 CPR1000 型核电厂为例, 改进方案将 +19.40 m (标高) 和 +24.50 m (标高) 层彼此相邻的一个区域确定为 CRE。该区域专门由控制室可居留通风系统提供通风、空调服务, 同时对主控室可居留区域边界作密封处理, 电缆、管道等穿越孔洞严密封堵; 边界门带闭门装置, 保持常闭状态, 最大程度减少渗入以保证边界密封的完整性。

我国对控制室可居留区域的测试一般仅对可居留通风系统(DCL)进行调试, 用以核实该系统是否能保持控制室可居留区域内的正压, 而未考虑上述的测试过程。出于对控制室人员防护的要求, 建议各设施应采用类似 E741 中的方法对 CRE 进行自我评估及定期评估, 准确了解 CRE 的完整性是否有足够的保障以及渗入量的真实状态。

2 关于未经过滤的渗入量

未经过滤的渗入量是指未流经过滤设施而进入 CRE 内的空气量。由于未经过滤, 在事故分析中所考虑的对碘的去除则可能不准确且不保守。

在电厂设计中要分析论证在设计基准事故期间电厂为控制室操纵员提供可居留的环境。这些分析要假设一定量的渗入。

美国的标准审查大纲 SRP(96 版)中提出“应该保守地确定渗漏流量。利用计算或测量出的总的泄漏来确定用于评定假想事故的放射性后果的渗漏流量”。而在 SRP(07 版)中则提出渗入速率的确定应遵循 RG 1.197 的要求。这与上节提到的压差方法的缺陷有关。RG 1.197 给出了对渗入量测试的验收准则, 考虑到各种要求, 渗入量的接受准则不仅与 CRE 配置, 也与 CRE 通风系统以及位于 CRE 内的、贯穿 CRE 的和连接 CRE 的系统的运行和性能有关, 其验收准则则是导致控制室操纵员最严重后果的渗入量的值。

此外, 还应该注意的, NRC 明确要求为论证设施是否满足 GDC-19 的分析中必须包括进、出 CRE 所引起的渗入量, 即开、关门引起的渗入量。因此, 其测试完整性的验收准则的值应该从执照许可的设计值中减去进、出 CRE 的值。NRC 工作人员认为, 取 $17 \text{ m}^3/\text{h}$ 作为开、关门所引入的渗漏, 对没有门廊的控制室来说是一个合理的估计。该数值与美国 ANSI/SNS-59.2-1985 附录 B 和我国 NB/T20095-2012 中给出的“要考虑与所要求的控制室外应急活动相联系的关门开门所引入的渗漏贡献, 并加到基本渗漏率上去, 正常情况下可用 $17 \text{ m}^3/\text{h}$ 作为附加贡献”的要求一致。

我国核设施对控制室可居留性审查中一般都忽略了对未经有效过滤的渗入量的考虑, 由于缺少相关的实验验证以及对 CRE 配置的计算分析, 难以获取到具有设施 CRE 设计特征的渗入特定值。以我国某一核电厂为例, 计算无渗入和考虑 $17 \text{ m}^3/\text{h}$ 的开、关门渗入量的情况, 发现对于失水事故(LOCA)(按照 RG1.183 计算假设), 不考虑漏风的有效剂量为 $2.5 \times 10^{-2} \text{ Sv}$, 甲状腺剂量为 $5.7 \times 10^{-2} \text{ Sv}$, 而考虑 $17 \text{ m}^3/\text{h}$ 的漏风, 有效剂量为 $4.02 \times 10^{-2} \text{ Sv}$, 甲状腺剂量为 $5.9 \times 10^{-1} \text{ Sv}$, 有效剂量是原来的 1.6 倍, 甲状腺剂量是原来的 10.1 倍。该计算说明渗入量的考虑对控制室工作人员的后果影响是非常大的。需要强调的是, $17 \text{ m}^3/\text{h}$

仅仅是开关门的附加贡献，而前文所讨论的其他途径的基本渗入量在我国目前的控制室分析中尚未考虑。出于对控制室人员防护的要求，建议各设施应对 CRE 进行自我评估，可以考虑通过进行 CRE 完整性测试来获取 CRE 渗入量的数据，为控制室可居留性分析提供输入参数。

3 关于控制室可居留性分析所用源项

3.1 控制室所考虑源项的法规要求

美国的 GDC-19 中指出控制室可居留性分析所考虑的事故中包括失水事故。美国的 SRP 6.4 节控制室可居留系统中描述：用于确定非居住区边界 (EAB) 的 LOCA 源项，一般可作为评价从外部进入控制室的辐射水平的源项。要确定其他的设计基准事故是否会比 LOCA 更严重，否则要做补充分析。RG1.183 4.2.2 节说明：控制室剂量分析中应该使用与确定 EAB 和低人口密度区 (LPZ) 的 TEDE 值相同的源项、迁移方式和释放假设，除非这些假设对控制室可能导致非保守的估算结果。

由此可以看出两点：美国所用的控制室分析源项与 FSAR 中确定 EAB 和 LPZ 的源项一致，即设计基准事故；虽然 LOCA 作为一个最严重的事故，但是还需考虑其他的设计基准事故是否会对控制室的影响更严重。而设计基准事故源项在美国法规体系中经历了从 TID-14844、NUREG-1465、RG1.183 可替代源项 (AST) 的过程，目前对于 1997 年以后新建核电厂执照申请过程可要求采用 RG1.183AST。对于设计基准失水事故 (DBA LOCA)，RG1.183 采用了 NUREG-1465 的假设，假设堆芯熔化，是一种较为保守的假设。

我国对于控制室所考虑源项的要求主要体现在 HAF102-2004 6.4.2.1 节、HAD002/01-2010 6.13.2 节和 6.13.3 节、GB/T17680.7-2003^[1] 5.2.1.2 节。根据法规要求，我国目前的核设施控制室可居留性分析中存在如下问题：

(1) 虽然都采用了 DBA LOCA 的源项，但不同堆型所采用的 DBA LOCA 的计算假设不同，造成源项的差别较大。如“二代加”改进型机组采用法国 900 MWe 压水堆核电站系统设计和建造规则 (RCCP) 中 LOCA 的现实假设，在某个时间段的释放量甚至不及弹棒事故，从保守及包络性方面考虑，本文建议应采用更为保守的 LOCA 假设。

(2) 与美国的法规要求有差别，我国应急导则中提出，可居留性的评价和审查不应局限于设计基准事故，还应适当考虑严重事故的影响。该应急导则发布后，核设施增加了严重事故源项对控制室的后果分析，但如何选取特定的严重事故源项是目前仍在探讨的问题，考虑到对严重事故无法也不应设定所谓的接受准则，不能将某严重事故下工作人员剂量是否超过 50 mSv 作为判断控制室可居留性的依据，但可以通过计算分析来确定该严重事故下工作人员在控制室剂量达到 50 mSv 时所能居留的时间。

3.2 LOCA 的包络性

美国 NEI 99-03 提到，一般在控制室分析中均假设大破口 LOCA 是极限设计基准事故，是一个包络性事故。但对电厂的再分析显示，其他的基准事故可能会更加严重。如，对不同事故来说，从释放点到控制室进风口的距离是不同的；对某些事故来说释放点通常是在控制室进风口的下风向，而有些事故是上风向；有些非 LOCA 事故的地面释放可能会比 LOCA 在某些部位的抬升释放更为严重。因此，在计算分析中要充分考虑各种事故的释放特征及可能影响控制室后果的方式，要分析确定 LOCA 对控制室来说是否是最极限的事故。如 AP1000 在其设计文件对控制室可居留性分析时采用的大气弥散因子就针对不同事故情景、不同排放点位置进行了计算。

4 影响控制室后果的其他因素

4.1 内部路径和外部路径

核设施控制室可居留性分析中，尤其是剂量计算中对以下照射路径的考虑一般应关注：

(1) 设施释放的放射性烟羽，通过控制室通风口进入或通过渗入途径进入控制室。

(2) 设施释放的外部放射性烟羽的辐射照射。

(3) 来自 CRE 邻近区域或构筑物的气载放射性物质，通过控制室通风口进入或通过渗入途径进入控制室。

(4) 反应堆安全壳内放射性物质的辐射照射。

(5) CRE 内部或外部的系统和部件中放射性物质的辐射照射，如再循环过滤器中累积的放射性物质。

因此，可居留性分析中既要考虑从外部途径

扩散过来的污染物对室内人员的照射,又要考虑从设施内部途径经由管道、部件等扩散的污染物对室内人员的照射。美国 SRP 认为:考虑外部扩散通道,设计基准事故中的失水事故造成的控制室剂量水平可以用来判断主控室可居留性设计是否满足要求。但对于其他事故需要考虑内部扩散通道,必要时予以评价。

在我国核设施的可居留性分析中,一般均考虑了路径(1)和(2),而对其他内部通道如路径(3)和(5)基本没有考虑。计算内部路径除需要一个合理的事故情景外,对于污染物流经路径上的各个隔室、管道时的物理过程还需要合适的参数来描述或定义,如不同的核素在某个房间或管道内的表面沉积、滞留、混合、去除情况等。如何确定事故释放时污染物的可能路径,以及如何确定路径参数需要进行详细的模拟、试验及分析,目前设施所提交审查的控制室可居留性报告中尚未进行此方面的系统分析。

4.2 大气弥散条件

在早期的许可证申请过程中,NRC 对控制室可居留性评价中主要采用墨菲-坎普模式。1988 年出版的 NUREG/CR-5055 中,对墨菲-坎普模式和 PAVAN 模式采用试验和观测数据进行了评估验证,认为墨菲-坎普模式和 PAVAN 模式不足以描述建筑物尾流的扩散,并给出了一个新的尾流模式及组合尾流模式。1994 年 NRC 进行了同行评议,根据评议结果对早期模式进行了修正,反应在 ARCON95 程序中,后来该程序修改后作为 ARCON96 发布。目前 ARCON96 已经成为评价建筑物尾流中大气相对浓度的通用程序。

我国核设施在控制室大气弥散因子的计算方面基本沿用了 NRC 技术导则中的方法及程序。主要有新尾流模式和 ARCON,但在应用过程中发现不同的模式带来的结果可能有量级上的偏差。新尾流模式是一种统计方法,没有一定的理论基础,根据其推荐的参数可以得到对浓度的“最佳估计”,是一种更现实的结果,同时给出了一个可调整的常数“ C ”以便工作人员进行保守程度的调整, C 值越大越保守。因此,本文认为,从保守角度考虑,ARCON 程序作为估算控制室大气弥散因子的计算方法是可以接受的,但建议能针对性地开展场区现场的观测试验或者风洞及数值

模拟试验进行局地流场的验证,以得到更有代表性的大气弥散因子。

4.3 2 个相互独立的控制室进风口

SRP6.4 中要求采用应急区双路空气入口。在这种方案中,彼此相隔较远的 2 个入口分别设置于外侧,且处于可能存在毒气和放射性气体源的对面。除非在绝对无风的情况下,这种方案保证至少有一个入口不受污染。对没有手动及自动控制进风的设计,进风口处大气弥散因子可减少一半;对手动控制的设计,弥散因子可以减少到 1/4,而对有自动选择干净空气进风口能力的设计,大气弥散因子可减少到 1/10。因此,考虑了双进风口的设计可以有效降低进入控制室的污染物的量。

目前,我国一些正在建设的核电机组,如福清、方家山、昌江等改进型“二代加”核电厂已经在设计上考虑了双进风口的改进,并且在进风口的控制方式上正逐步完善。而其他机组,除 AP1000 在设计基准事故中采用压缩空气罐维持控制室新风供应和正压外,仍为单进风口的设计。建议对一些正处于设计阶段的电厂,在控制室进风口设计中能对此加以考虑,以降低事故工况下工作人员的剂量风险。

5 讨论与建议

通过上述关于 CRE 边界、未经过滤的渗入量、控制室可居留性分析所用源项以及影响控制室人员后果的其他因素几方面的讨论,结合控制室可居留性方面的管理规定及我国核设施的现状,提出以下建议:

(1) 出于对控制室人员防护的要求,我国各设施应对 CRE 进行自我评估,可以考虑通过进行 CRE 完整性测试来获取 CRE 渗入量的数据,为控制室可居留性分析提供输入参数。同时,考虑到在电厂的寿期内,有很多活动都会影响到控制室可居留性,如设计变更、运行及维护活动等,因此应建立完善的对 CRE 进行持续测试和评价的机制。

(2) 我国核设施目前的控制室可居留性分析中尚存在不足,如在放射性方面,由于缺少相关的实验验证以及对 CRE 配置的计算分析,所以难以获取到具有设施 CRE 设计特征的渗入特定值;在计算后果时没有考虑不同事故及可能的不同路径作系统分析。此外,还应应对化学毒气、烟雾方

面进一步关注。

(3)为降低事故工况下工作人员的剂量风险,在控制室应急新风口设计中应考虑设置2个能自动切换的取风口。此外,可以考虑控制室内的气流组织,使其可以通过再循环过滤的方式进一步降低室内放射性污染物的浓度。

参考文献:

- [1] GB/T17680.7-2003,核电厂应急计划与准备准则 场内应急设施功能与特性[S].
- [2] USNRC. Control Room Habitability At Light-water nuclear power reactors[S]. RG 1.196. Revision 1. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission, January 2007.

Discussion on Control Room Habitability Assessment

Li Bing, Chen Yingying, Xiao Jun, Yang Duanjie, Cui Hao

Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Environmental Protection, Beijing, China, 10082

Abstract: The discussion on control room envelope integrity, source term analysis in habitability assessments and other impact factors for dose consequence is provided combined with regulatory requirements and the current status of domestic NPPs. Considering that the infiltration is an important factor for control room habitability assessment, CRE integrity test should be performed to demonstrate the CRE's infiltration characteristics. The consequence assessment should be performed based on different DBAs and different pathways, such as pathways internal to the plant.

Key words: Control room, Control room envelope, Habitability, Infiltration

作者简介:

李 冰(1972—),女,研究员。1999年毕业于中国科学院大气物理研究所大气物理专业,获博士学位。现主要从事核设施应急审评与研究。

陈莹莹(1980—),女,高级工程师。2004年毕业于哈尔滨工程大学核能科学与工程专业,获硕士学位。现主要从事核设施应急审评与研究。

肖 钧(1970—),男,研究员。1999年毕业于北京工业大学供热、通风与空调工程专业,获硕士学位。现主要从事核设施系统与安全分析审评。

(责任编辑:马 蓉)