

The Method of Debris Source Walkdown and Result Evaluation for Containment Sump Strainer

Ruolin Huang, Minghua Zhu, Wei Zhang, Jingmei Zhu

China Nuclear Power Engineering Co. Ltd., Beijing
Email: ruolin_huang@126.com

Received: Mar. 17th, 2018; accepted: Apr. 4th, 2018; published: Apr. 11th, 2018

Abstract

Sump Strainer is an important topic of nuclear safety review. To evaluate its performance, walk-down survey is necessary to verify potential debris source inside the containment. Based on requirements of NEI 02-01 and engineering experience, this paper introduces the method of debris source walkdown for containment sump strainers in Chinese newly built nuclear power plant, describes the requirements for walkdown preparation work, expounds specific implementation programs for different debris sources and flow path, and puts forward the evaluation and treatment method of walkdown result.

Keywords

Sump Strainer, Debris Source, Walkdown, Result Evaluation

安全壳地坑过滤器碎渣源项的踏勘及结果评估方法

黄若琳, 朱明华, 张 卫, 朱京梅

中国核电工程有限公司, 北京
Email: ruolin_huang@126.com

收稿日期: 2018年3月17日; 录用日期: 2018年4月4日; 发布日期: 2018年4月11日

摘 要

地坑过滤器是核安审的重要审查专题, 为评估其性能是否满足设计要求, 需对核电厂安全壳内部进行踏

勘以确定其潜在碎渣源项。本文结合NEI 02-01导则的要求与具体工程实践经验,介绍了针对国内新建核电站安全壳地坑过滤器上游碎渣源项的踏勘方法,说明了准备踏勘前期工作的要求,阐述了各项碎渣源项与流道踏勘的实施方案,提出了踏勘结果的评估及处理方法。

关键词

地坑过滤器, 碎渣源项, 踏勘, 结果评估

Copyright © 2018 by authors and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 引言

核电站发生冷却剂丧失事故(LOCA)或高能管道破裂事故(HELB)将导致大量碎渣的产生,碎渣被传递并聚集在地坑过滤器的滤网上,滤网堵塞引起的压降可能导致安注泵、安全壳喷淋泵的汽蚀,进而威胁到核电站的安全[1]。自1992年瑞典Barsebäck核电站发生地坑过滤器堵塞事故后,地坑过滤器的碎渣堵塞问题成为新的核安全研究热点[2]。美国NRC[3]率先关注到该问题并要求对地坑过滤器进行失效风险评价或实施改进,刘宇等[4]对地坑滤网堵塞问题进行了机理分析,陈俊[5]基于CFD模型对碎渣传递进行了分析,赵延辉[6]对堵塞问题解决方案及工程实施进行了一定的探索,张卫等[2]以秦山二期扩建工程为例分析了地坑过滤器的堵塞问题及设计改进。

对于新建核电站,通过上游分析确定传递到地坑的潜在碎渣源项的类型、特性、数量等信息[7],作为地坑过滤器设计的输入数据。根据核安审的要求,核电站建造完成后应对地坑过滤器的碎渣源项进行现场踏勘[8],确认核电站的实际情况是否符合上游分析的结果,从而进一步评估地坑过滤器的过滤性能是否满足设计要求。NEI 02-01[8]为地坑过滤器碎渣源项踏勘提供了一定的指导,国内的李春等[9]进行了消化吸收,但是其主要针对的是美国在役核电站的改造项目。

新建核电站的碎片源项踏勘与在役核电站地坑过滤器改造项目存在不同,如图1所示:新建核电站的踏勘,目的是在建成核电站后对上游分析报告进行复核;在役核电站改造项目的踏勘,目的是获得已建核电站的上游分析报告。本文将针对国内新建核电站,结合具体工程经验,说明准备踏勘前期工作的要求,阐述各项碎渣源项与流道踏勘的实施方案,并提出踏勘结果的评估及处理方法。

2. 踏勘前期工作

2.1. 确定踏勘目的

对于新建的核电站,设计地坑过滤器需要的碎渣源项数据来源于上游分析报告,上游分析报告通常根据参考电站数据或设计分析统计(针对新堆型)获得碎渣源项的各项信息。为评估过滤器的性能是否满足设计要求,根据核安审的要求需要在核电站建设完成后对上游分析结果进行踏勘复核。踏勘的具体目标是:

- 1) 检查并记录现场保温材料类型、安装型式、数量是否与设计文件一致;
- 2) 检查并记录现场涂漆类型、数量是否与设计文件一致,涂料是否有损伤或剥落;
- 3) 对外来物质进行踏勘:观察并记录是否有临时外来物质,取样并计算安全壳内潜在碎渣的数量与特性;

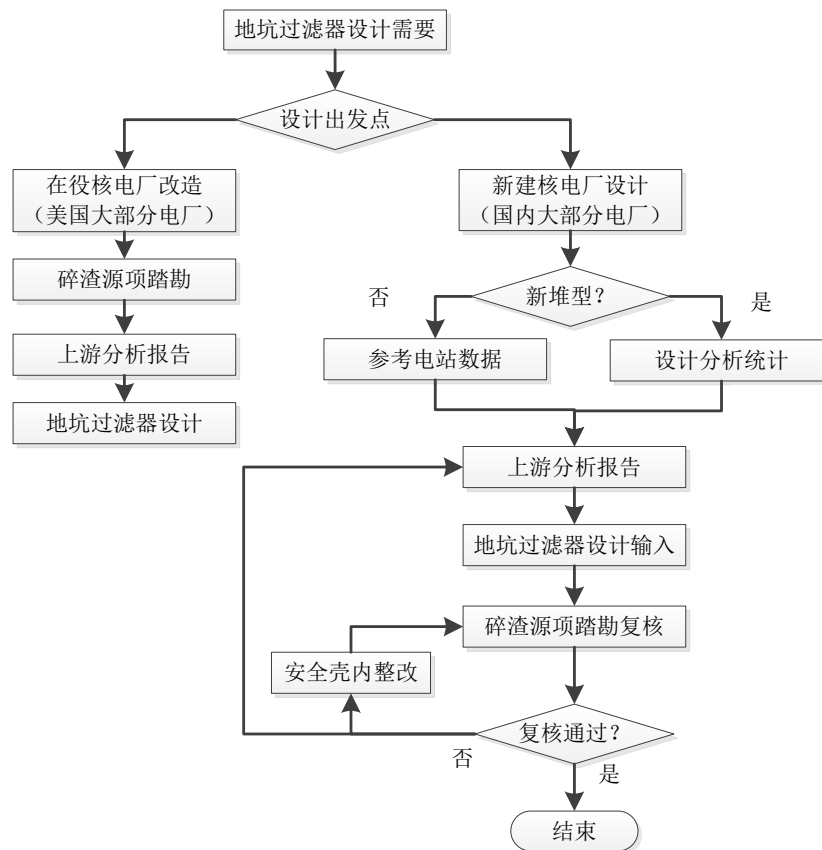


Figure 1. The effort of debris walkdown for sump filter design
图 1. 碎渣源项踏勘在地坑过滤器设计过程中的作用

- 4) 流道踏勘：鉴别、检查并记录从高能管道破口和安全壳喷淋水流向地坑的流道及其障碍物；
- 5) 总结形成踏勘报告，作为评估过滤器性能与判断安全壳内是否需要整改的依据。

2.2. 组建踏勘小组

踏勘小组成员需包括过滤器设备设计、布置、材料(保温及涂漆等)、施工、防辐射等相关的工程师及核电厂、供货商相关工作人员。安全壳地坑过滤器是核安审的重要审查专题，因此可考虑邀请核安全局的专家参与。

小组成员应在踏勘前进行相关培训，了解地坑过滤器问题及踏勘原则与目的，熟悉踏勘区域设备与管道的布置、保温、涂漆相关信息。

小组应根据踏勘技术要求或指导程序制定具体的工作计划并执行。

2.3. 选择踏勘时间

对于运行的核电厂，可在大修阶段反应堆厂房完成核清洁之后进行踏勘工作。对于新建核电厂，鉴于在核清洁之后进行踏勘可避免临时外来物质的干扰，应考虑在首次装料之前、反应堆厂房完成核清洁之后进行踏勘工作。

2.4. 制定踏勘计划

踏勘需完成的工作如图 2 所示，踏勘小组应根据可实施踏勘的时间窗口合理制定踏勘计划。

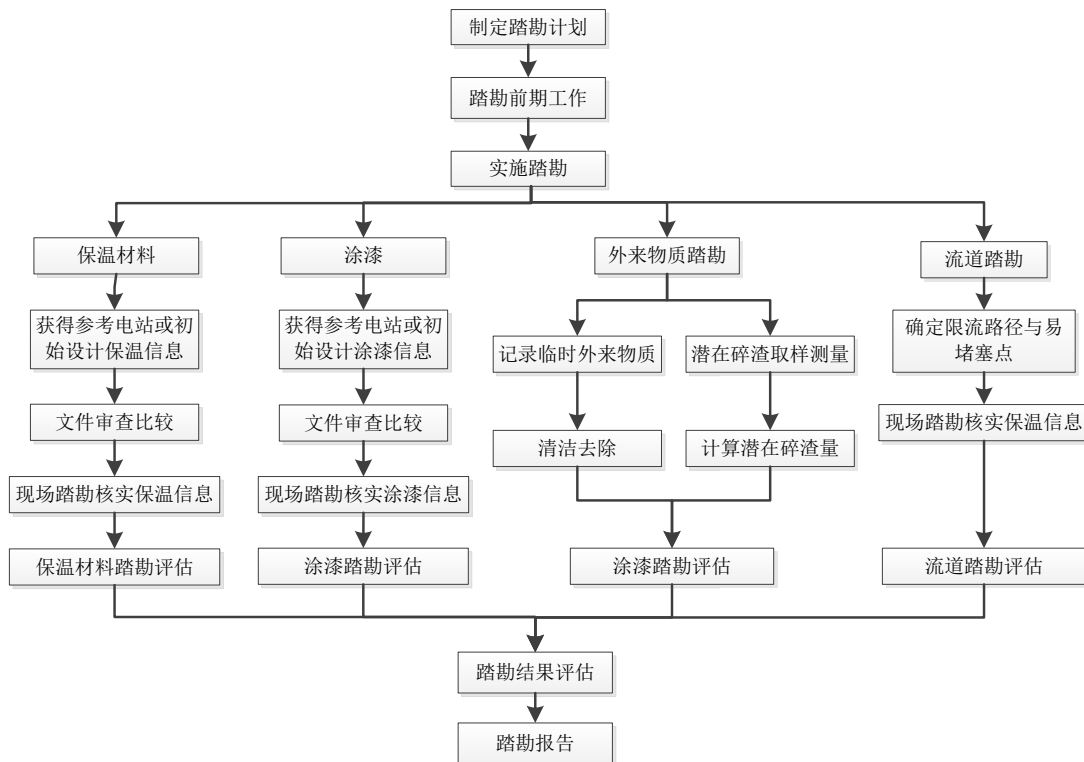


Figure 2. Walkdown work flow chart
图 2. 踏勘工作流程图

2.5. 准备相关材料

在实施现场踏勘之前应准备的文件资料包括但不限于：

- 1) 地坑过滤器设计文件：技术规格书、设计方案、外形图、设计与计算说明书、上游分析报告、破口影响区(ZOI)位置图等；
- 2) 反应堆厂房布置相关资料：总体布置图、管道 ISO 图、流程图、辐射分区图、反应堆厂房内设备布置图和管道平面图等；
- 3) 反应堆厂房内保温材料相关资料：设备、管道的保温材料技术要求、施工方案、施工工作记录及质量计划等；
- 4) 反应堆厂房内涂漆相关资料：设备、管道、构筑物的涂装技术要求、施工方案、维修和改进的工作记录及质量计划、涂漆材料类型及其分布统计参数等；
- 5) 踏勘指导文件：编制的踏勘技术要求或指导程序等；
- 6) 现场踏勘记录文件：签到表、保温材料记录表、潜在碎渣取样表等。

在实施现场踏勘之前应准备的工具包括但不限于：

相机或摄像机、样品袋、取样工具、照明装置、尺子、签字笔或记号笔、劳保用品等。

2.6. 确定踏勘区域

确定踏勘区域首先应明确碎渣的产生与传递过程。当发生 LOCA、HELB 等破口事故后，喷射出的高能流体及管道的甩击将对周围设备、管道、构筑物上的保温材料、涂漆与土建结构造成冲击而产生大量碎渣。碎渣经过管道破口水流与安全壳喷淋水流的携带、冲刷、垂降等过程，最终到达反应堆厂房底部的地坑。因

此, 应根据以下顺序确定踏勘区域及区域内的相关物项: 1) 事故假设分析; 2) 可能发生破口事故的位置与尺寸; 3) 确定破口事故的影响区(ZOI)形状与位置; 4) 影响区内相关的设备与管道; 5) 碎渣的传递流道。

确定踏勘区域应首先从反应堆压力容器开始, 延伸至主回路管道, 再延伸至其它高能管道破裂事故影响区内的设备、构筑物等, 依次确定需要踏勘的保温材料、涂漆、外来物质的所在位置。在制定具体踏勘计划时, 则应当根据从反应堆厂房底部至顶部或顶部至底部的踏勘路线, 按逐层确定厂房各层各个房间与廊道的踏勘区域与踏勘物项, 并规划具体的踏勘顺序。

踏勘应覆盖所有反应堆厂房内可达的区域。其中应特别关注的重点区域包括:

- 1) 可能发生破口事故的位置及其影响区, 影响区内的设备、管道、构筑物等;
- 2) 破口喷射流体与安全壳喷淋液体可能冲刷、流经与积聚的区域;
- 3) 封闭房间、凹陷的地坑与房间地面等。

3. 踏勘实施方法

碎渣源项的踏勘工作可分为 4 项独立的工作任务: 1) 保温材料踏勘; 2) 涂漆踏勘; 3) 外来物质踏勘; 4) 流道踏勘。这 4 项任务可同步进行, 也可由相关人员分别独立进行, 在踏勘过程中应对核查的项目进行记录。

3.1. 保温材料踏勘

在 NRC 发布的通用安全问题报告 GSI-191 中认为安全壳内的保温材料, 特别是非金属玻璃纤维保温材料、防火屏障材料等纤维状物质是造成地坑过滤器堵塞的一种重要碎渣源项。在核电厂建造或运行过程中, 保温材料可能由于设备、管道的更换、制造误差、焊缝检查等原因发生变化, 导致实际使用的保温材料情况与设计不完全一致。保温材料踏勘的目的是针对反应堆厂房内的保温材料的情况进行检查和记录, 核实管道和设备保温相关信息, 包括保温材料型号、尺寸及保温材料的状态等。

保温材料踏勘的具体工作可分为两类: 文件审查与现场踏勘。

1) 文件审查

保温材料需审查的技术文件包括设备、管道的保温材料技术要求、施工方案、质量计划、供货商提供的文件等。审查可确定: ① 各个设备或管道管段所在位置、其对应的保温材料类型、安装型式与数量; ② 现场施工与设计文件是否一致; ③ 保温材料是否满足验收要求等。通过与过滤器的上游分析结果或参考电站的保温材料信息进行比较, 可初步判断保温材料碎渣源项是否符合要求。

2) 现场踏勘

保温材料的现场踏勘是对文件审查的进一步核实与补充。通过目视检查管道、设备保温材料的位置、类型、安装型式是否与文件要求一致; 检查保温材料状态是否正常, 是否有被破坏或安装不合格现象; 抽样对部分管道、设备保温材料的厚度、面积进行测量, 计算并核实使用的保温材料数量。在现场踏勘过程中应采用照片、录像、笔记等方式进行记录。图 3 展示了某核电厂踏勘发现的保温材料异常状况, 应记录并通知相关部门进行修改。

表 1 以某核电厂的 2 个管段为例, 展示了该管段保温材料踏勘过程中应进行的确定位置、准备相关文件、确定参考电站数据、文件审查、现场踏勘核查、给出评价结论的一系列流程与应记录的数据。

3.2. 涂漆踏勘

NRC 在 GSI-191 中认为安全壳内的涂漆是碎渣源项之一。对于破口影响区内的涂漆材料, 认为在事故后应失效并成为碎渣; ZOI 外的区域, 认为经 DBA 鉴定或可接受的涂漆不会成为碎渣源项。涂漆的踏

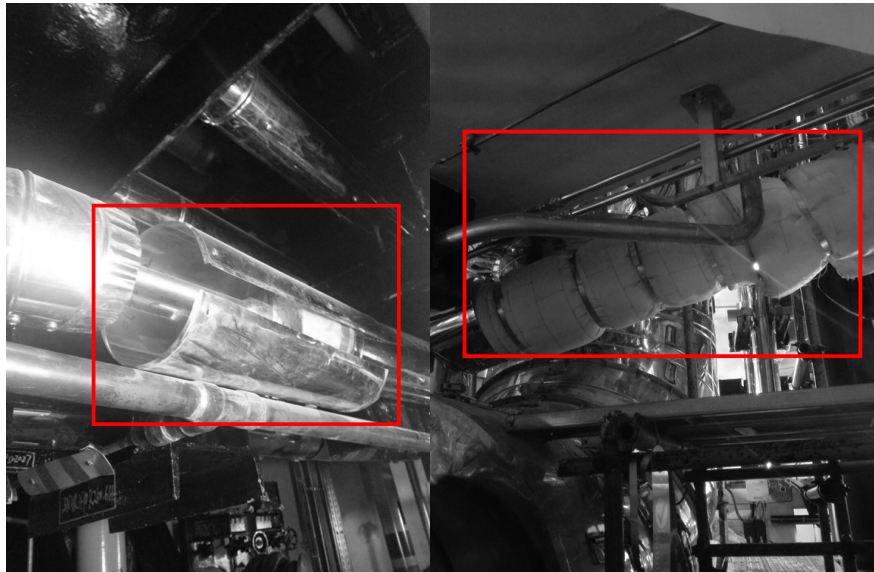


Figure 3. Thermal insulation of pipes needs to be repaired in a NPP plant
图 3. 某核电厂需修复的管道保温材料

Table 1. Table for thermal insulation walkdown
表 1. 保温材料踏勘记录表

分区号	物项	管道号/设备位号	相关文件清单	上游分析(设计分析统计或参考电站数据)			文件审查数据			现场踏勘核查	评价结论
				保温材料	保温安装型式	保温材料数量	保温材料	保温安装型式	保温材料数量		
Z304	RCP 系统管道	3RCP***	****	725QN	双壁可拆卸	**m ³	725QN	双壁可拆卸	**m ³	保温材料与安装型式与文件是否一致, 保温材料状态是否正常	与参考电厂数据是否一致

勘的具体工作可分为：文件审查与现场踏勘。

1) 文件审查

涂漆需审查的技术文件包括设备、管道的涂装技术要求、施工方案、质量计划、供货商提供的文件等。审查可确定：① 各个设备、管道、构筑物所在位置、其对应的涂漆类型与数量；② 现场涂装施工与设计文件是否一致；③ 涂漆材料是否通过鉴定等。通过与过滤器的上游分析结果或参考电站的涂漆材料信息进行比较，可初步判断涂漆材料碎渣源项是否符合设计要求。

2) 现场踏勘

检查墙壁、地面、建筑钢材、设备、电气面板、导管、电缆桥架等物件上涂漆的状态，确定并评估涂漆的整体状态。利用照片或其他可视化手段记录涂漆退化现象，如裂缝、碎渣、起皮、分层等，如图 4 所示。出具一份未确定的和未鉴定的反应堆厂房涂漆的定性评估。

对于状态异常的涂漆应进行计算与记录。对于涂漆表面积估算方法，除非特别注明，对于复杂形状的涂漆部件的外露表面积(例如电动阀门、泵、电机等)，将这些部件处理为简单几何形状来进行估算，例如球面、正方形和矩形。选取简单形状的尺寸可使其包络实际的复杂部件。

3.3. 外来物质踏勘

外来物质分为临时外来物质和潜在碎渣两种。

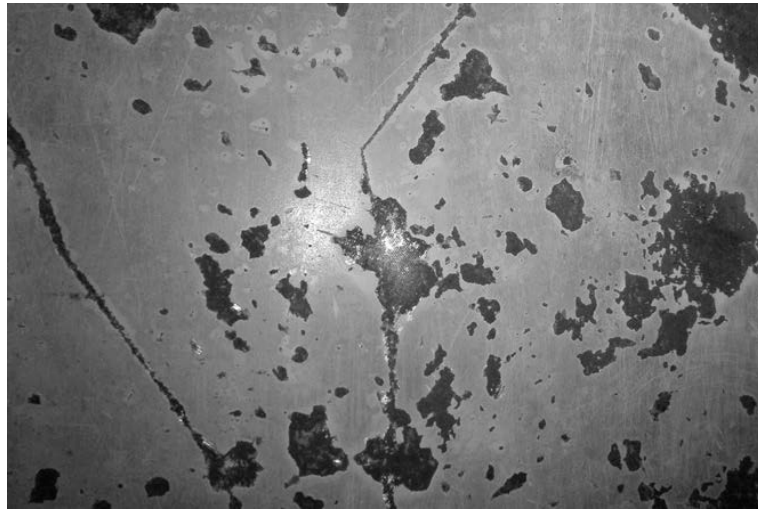


Figure 4. Coating need to be repaired in a NPP plant
图 4. 某核电厂需修复的涂漆

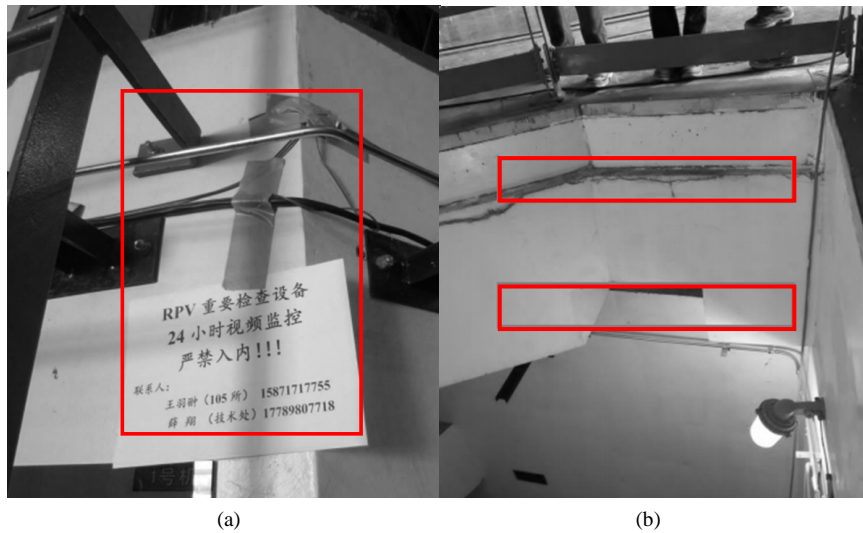


Figure 5. (a) Foreign materials and (b) latent debris in a NPP plant
图 5. 某核电厂内(a)临时外来物质；(b)积聚的潜在碎渣

1) 临时外来物质

指胶带、标签、建筑和维修产生的碎渣、临时设备等。对于临时外来物质，应进行记录(如图 5(a)所示)并通知相关部门进行清除，清除后应进行复核。

2) 潜在碎渣

指污垢、灰尘、绒毛等。NEI-04-07 指出应对核电站进行潜在碎渣取样，按照可能积聚潜在碎渣的面积计算潜在碎渣总量，并保守考虑 15%的碎渣为纤维从而分别计算潜在颗粒和纤维量。建议在安全壳内整体清洁工作完成后进行取样工作，并取样点应该覆盖各个标高，尤其应关注某些易积聚潜在碎渣的清洁死角(如图 5(b)所示)。针对上述要求，潜在碎渣踏勘主要有以下步骤：

① 对安全壳内典型表面(如地面、墙、管道、桥架等)进行取样：

- 取样应安排在安全壳内施工工作和安全壳清洁完成后进行；
- 为确保取样可行性，应在安全壳内进行至少 1 次预取样，预取样应提前开展，预取样顺利后开展潜

在碎渣正式取样工作；

- 取样工具包括粘尘布、带过滤网的真空过滤器等；
 - 分别测量取样前后取样袋的重量获得样品重量，测量前后需烘干避免水分的影响。应保留样品用于后续可能的潜在碎渣分析。
- ② 根据取样结果计算安全壳内的潜在碎渣总量：
- 计算安全壳内各种积聚潜在碎渣的表面的表面积，并根据取样结果按比例计算潜在碎渣总量，根据 NEI-04-07 保守假设现场潜在碎渣纤维比为 15%；
 - 根据 NEI-04-07 的说明，一系列核电厂的取样测量结果表明，安全壳内潜在碎渣的最大重量均小于 200 lbs (90.7 kg)，可作为参考。
- ③ 若潜在碎渣踏勘结果超出设计要求，应进行安全壳内核清洁工作，并在清洁完成后重新取样复核。

3.4. 流道踏勘

鉴别并检查通向安全壳地坑的主要流道，水源来自假设破口位置和安全壳喷淋喷头。主要流道、堵塞点和楼板格栅的文件应通过录像记录和照片记录完成。

应特别关注限流路径或“堵塞点”，可能导致碎渣堆积，阻碍水流畅通的位置，导致地坑水位下降。“限流路径”或“堵塞点”包括但不限于：正常运行状态下出入口的关闭的门；反应堆厂房内边石和边缘；管道沟槽和燃料转运通道；可能对从高处向低处运输的大碎渣进行拦截的楼板格栅；受到水流直接冲击而能够阻挡或改变破口水流或冲击波方向的坚固墙壁和设备。

在现场踏勘前，应根据参考电站的踏勘经验，或根据厂房布置图纸进行推演，具体列出需要重点检查的区域位置，及该区域流道踏勘需检查的主要问题。以国内某机组为例：1) 观察标高 + 24 m 处稳压器隔间使用的金属格栅门的开口尺寸与门下方空间，判断是否可能积聚碎渣堵塞流道；2) 观察蒸汽发生器顶部以下 + 26.1 m 处格栅平台，判断是否可能堵塞大碎渣；3) 观察标高 + 5 m 蓄电池隔间地面是否带有排水管，判断水是否可能受凸台影响在此隔间内积存等。

在现场流道踏勘过程中，根据由反应堆厂房顶部至底部的路线，依次对列出的重点区域可能存在的堵塞问题进行核查并记录。

4. 踏勘结果评估与处理

通过文件审查与现场踏勘的方式对保温材料、涂漆、外来物质与流道完成踏勘后，应完成一份完整的踏勘报告。在踏勘报告中应包括各项碎渣踏勘的工作准备、工作要点与工作记录。踏勘报告应总结 4 项踏勘任务的结果，与上游分析结果进行比较，评估碎渣源项的踏勘结果，给出踏勘结论与整改意见(如有)。

若踏勘获得各项碎渣量等于或略小于上游分析结果，则说明地坑过滤器设计使用的碎渣源项输入数据是适用的，地坑过滤器的性能满足过滤核电厂的实际要求。

若踏勘获得各项碎渣量大于设计值，则说明地坑过滤器的性能小于实际需求。1) 应考虑对各项碎渣源项进行整改，例如：将未经 DBA 鉴定的涂漆更改为经过鉴定的涂漆材料、替换使用更牢固的保温安装型式、在碎渣源项密集区域设置屏蔽等；2) 若整改后符合的碎渣源项仍大于设计值，则应考虑对地坑过滤器设计进行改进，增大滤网面积。

若踏勘获得各项碎渣量明显小于上游分析结果，则应 1) 重新梳理踏勘过程，检查是否存在抽样不平均、遗漏踏勘区域、统计错误等问题，核实踏勘结果可靠性；2) 若核实踏勘结果可靠，应考虑在小碎渣量情况下形成的“薄床效应”对过滤器压降的影响是否满足设计要求；3) 考虑碎渣源项的设计输入值是

否过于保守, 在后续核电厂设计中进行优化改进。

踏勘报告中还应记录踏勘过程中发现的碎渣源项、流道相关问题, 并通知相关部门采取整改措施。

5. 小结

本文结合 NEI 02-01 导则的要求与具体工程实践经验, 介绍了新建核电厂安全壳地坑过滤器碎渣源项的踏勘方法, 详细说明了准备踏勘材料、确定踏勘区域等前期工作要求, 阐述了针对保温材料、涂漆、外来物质等各项碎渣源项与流道踏勘的具体实施方案, 提出了针对不同踏勘结果的评估及处理方法。本文介绍的踏勘方法已应用于海南昌江核电厂 1、2 号机组与福清核电厂 3、4 号机组等具体工程中。工程实践经验表明, 踏勘过程中需要综合利用设计方、供货商、监造与核电厂现场的数据并进行评估, 踏勘工作适合主要由 EPC 总承包公司负责完成。不同核电厂的碎渣源项的组成可能略有不同(尤其是华龙一号、AP1000 等第三代核电机组), 但上述方法仍可为核电厂的踏勘工作提供参考。

参考文献

- [1] US.NRC. NEI 04-07. (2004) Pressurized Water Reactor Sump Performance Evaluation Methodology. U.S. NRC, Washington DC.
- [2] 张卫, 龚钊, 朱京梅, 等. 秦山核电二期扩建工程安全壳地坑过滤器设计改进及遗留问题分析[J]. 核动力工程, 2013, 34(6): 128-131.
- [3] US.NRC. GSI-191. (2002) Technical Assessment: Parametric Evaluations for Pressurized Water Reactor Recirculation Sump Performance. U.S. NRC, Vol. 1, Washington DC.
- [4] 刘宇, 张庆华, 李春. 核电厂安全壳地坑滤网堵塞问题的机理分析[J]. 核安全, 2008(3): 52-56.
- [5] 陈俊. 基于 CFD 模型的安全壳地坑过滤器上游分析工作[J]. 中国科技信息, 2015(2): 28-30.
- [6] 赵延辉. CPR1000 核电厂地坑滤网潜在堵塞问题解决方案研究及工程实施[D]: [硕士学位论文]. 上海: 上海交通大学, 2015.
- [7] 王庆礼, 李海伦, 韩志航, 等. CPR1000 安全壳地坑滤网上游分析[J]. 核科学与工程, 2010(30): 203-210.
- [8] US.NRC. NEI 02-01. (2002) Condition Assessment Guidelines: Debris Sources inside PWR Containments. U.S. NRC, Washington DC.
- [9] 李春, 依岩, 刘宇, 等. 压水堆核电厂安全壳内碎渣源的踏勘方法介绍[J]. 核安全, 2010(2): 25-29.

知网检索的两种方式:

1. 打开知网页面 <http://kns.cnki.net/kns/brief/result.aspx?dbPrefix=WWJD>
下拉列表框选择: [ISSN], 输入期刊 ISSN: 2332-7111, 即可查询
2. 打开知网首页 <http://cnki.net/>
左侧“国际文献总库”进入, 输入文章标题, 即可查询

投稿请点击: <http://www.hanspub.org/Submission.aspx>

期刊邮箱: nst@hanspub.org