

核电厂内部水淹概率风险分析

孙凤^{1,2}, 闫林^{2,*}, 王贺¹

(1. 哈尔滨工程大学 核安全与仿真技术国防重点学科实验室, 黑龙江 哈尔滨 150001;
2. 中国核电工程有限公司, 北京 100840)

摘要: 福岛核事故后, 外部灾害事件对核电厂安全的影响逐渐受到重视, 而核电厂内部水淹是常见的一种重要灾害, 可能导致核电厂发生严重事故, 通常无法通过外部事件筛选分析剔除, 需对此进行定量评估。本文在对核电厂水淹概率风险分析方法进行了大量研究的基础上, 探讨了发生水淹对核电厂设计和运行的影响, 提出了内部水淹风险的贡献项。结果表明: 电气厂房和设备冷却水系统分别是对内部水淹导致的堆芯损坏频率贡献最大的厂房和水淹源, 需在相关区域适当增加水淹防护措施并加强水淹探测及报警能力。

关键词: 内部水淹; 水淹情景; 概率风险分析; 灾害

中图分类号: TL364.5 **文献标志码:** A **文章编号:** 1000-6931(2018)01-0090-04

doi: 10.7538/yzk.2018.52.01.0090

Probabilistic Risk Analysis on Internal Flooding for NPP

SUN Feng^{1,2}, YAN Lin^{2,*}, WANG He¹

(1. *Fundamental Science on Nuclear Safety and Simulation Technology Laboratory, Harbin Engineering University, Harbin 150001, China;*
2. China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840, China)

Abstract: The influence of outside disaster to the nuclear power plant (NPP) is paid more and more attention after Fukushima accident, and internal flooding is one of the important and common disasters that may induce the severe accident and need to be analyzed. In this paper the effect of design and operation on NPP was discussed based on the study of flooding probabilistic risk analysis, and the contribution for internal flooding risk evaluation was put forward. The results show that electrical building is the most contribution building to the core damage frequency (CDF) induced by internal flooding, and equipment cooling water system is the most contribution water source to the CDF induced by internal flooding. Flood protection, detection and alarm measures in the related area are needed.

Key words: internal flooding; flooding scenario; probabilistic risk analysis; disaster

内部水淹概率风险分析(IFPRA)是核电厂概率安全评价工作中的重要组成部分,已有的概率安全分析结果和核电厂运行经验表明内部水淹会对某些特定电厂的风险造成不可忽视的贡献。近年来,国内外的核安全监管部制定相关法规标准^[1]中明确规定,内部水淹是核电厂概率安全分析的一个重要组成部分。福岛事故后,我国国家核安全局提出了在建核电厂安全改进要求,将包括内部水淹在内的外部事件概率安全分析列为需要长期开展的工作之一,并在《“十二五”期间新建核电厂安全要求(报批稿)》中明确需要完成相关分析工作。此外我国核安全导则 HAD102/17^[2]中,也将“源自内部的水淹”列为安全分析的假设始发事件。

近些年来,IAEA 的 PRA 相关安全导则 Specific Safety Guide No. SSG-3^[3]、ASME 的 PRA 相关标准 ASME/ANS RA-Sa—2009^[4]及更新版本中,对核电厂内部水淹概率风险分析要求进行了详细介绍。为评价核电厂在发生内部水淹条件下的响应和堆芯损坏频率,发现核电厂在水淹影响下的薄弱环节,降低灾害对核电厂安全运行的风险,本文开展相关的概率风险分析。

1 内部水淹风险评价

根据国内外核电厂的工作经验,内部水淹 PRA 采用的技术路线通常遵照 ASME/ANS RA-Sa—2009、EPRI《Guidelines for Internal Flooding Probabilistic Risk Assessment》^[5-6]、中国能源行业标准《应用于核电厂的概率安全评价——第3部分:内部水淹》等导则的要求。

本文在分析过程中采用如下保守假设:

1) 水淹淹没设备最低部分时即造成设备淹浸失效;2) 对于非能动设备,如热交换器、止回阀、手动阀以及其他不会改变位置或不需要外部动力来改变位置和操作的设备,分析中不考虑其遭受水淹而发生的失效;3) 电动阀遭受水淹后处于其失电位置,气动阀遭受水淹后处于其失气位置;4) 由于潜在的漫延路径相同,同一位置同一系统发生的水淹类事件和大水淹类事件的影响一般相似,分析中对此类水淹和大水淹合并建模;5) 汽机厂房内的水淹源导致的始发事件全部作为内部水淹始发事件考虑。

本文以百万 kW 级核电厂作为研究对象开展了内部水淹风险评价,经过筛选,研究目标主要集中在如下厂房:反应堆厂房 RX、燃料厂房 KX、电气厂房 LX、核辅助厂房 NX、连接厂房 WX、应急柴油发电机厂房 DX、LLS 柴油发电机厂房 DU、联合泵房 PX、空气压缩机房 ZC、汽机厂房 MX。

经过水淹分区、水淹源识别、水淹分区定性筛选、水淹情景分析、水淹频率计算、水淹影响分析和水淹情景 PRA 建模等步骤,最终确定需 PRA 建模分析的水淹起始分区 35 个,相关水淹漫延涉及分区 185 个,水淹情景 144 个;合并水淹和大水淹情景后,共确定水淹始发事件 131 个。然后以内部事件 PSA 模型为基础,对水淹始发事件建立事件树,通过模型定量化计算得到内部水淹导致的堆芯损坏频率为 5.75×10^{-7} (堆·年)⁻¹,其中水淹及大水淹类事件导致的堆芯损坏频率为 5.17×10^{-7} (堆·年)⁻¹,喷淋类事件导致的堆芯损坏频率为 5.80×10^{-8} (堆·年)⁻¹。

2 分析与建议

2.1 重要度和敏感度结果

通过模型的定量化,可得到主要厂房和主要系统的内部水淹风险。表 1 列出主要厂房对内部水淹堆芯损坏频率(CDF)的贡献。表 2 列出主要系统的重要度和敏感度,表 2 中:RDF 为风险减少因子重要度,即将基本事件 i 的不可用度 Q_i 设为 0,从而使总的不可用度 Q_{total} 降低的倍数;FC 为相对贡献重要度。RDF 计算关系式为: $RDF_i = Q_{total} / Q_{total}(Q_i = 0)$;FC 计算

表 1 主要厂房对内部水淹 CDF 的贡献

Table 1 CDF induced by internal flooding in key buildings

厂房	CDF/(堆·年) ⁻¹	贡献百分比/%
电气厂房	2.10×10^{-7}	36.52
汽机厂房	2.03×10^{-7}	35.30
连接厂房	5.66×10^{-8}	9.84
燃料厂房	5.61×10^{-8}	9.76
核辅助厂房	3.33×10^{-8}	5.79
联合泵房	1.64×10^{-8}	2.85

表 2 主要系统的重要度和敏感度

Table 2 Importance and sensitivity of key systems

系统	FC	RDF	敏感度
电气厂房消防系统	9.68×10^{-1}	31.1	75.3
设备冷却水系统	1.69×10^{-2}	1.02	1.17
汽机厂房内循环水系统及其他水淹源系统	5.48×10^{-3}	1.01	1.05
电气厂房冷冻水系统	3.28×10^{-3}	1.00	1.03
饮用水系统	3.02×10^{-3}	1.00	1.03
核岛消防系统	1.46×10^{-3}	1.00	1.01
柴油发电机灭火系统	5.29×10^{-4}	1.00	1.01
消防水生产系统	4.38×10^{-4}	1.00	1.00
消防水分配系统	3.43×10^{-4}	1.00	1.00
化学和容积控制系统	2.15×10^{-4}	1.00	1.00

关系式为： $FC_i = 1 - 1/RDF_i$ 。敏感度为将基本事件 i 的不可用度分别扩大 10 倍和缩小 10 倍得到的堆芯损坏频率的比值。

由表 1 可知,电气厂房和汽机厂房对内部水淹堆芯损坏频率贡献较大,均达到 30% 以上。主要是因为:电气厂房布置有配电盘等大量电气设备,受到水淹影响后会造成作为核安全有关的系统和设备应急电源、辅助设备动力电源的交流配电系统,以及作为核电厂的状态控制、显示、自动保护电源的直流电源的部分或全部丧失,进而影响电厂安全运行和事故缓解;汽机厂房布置有蒸汽、给水、循环水等大量管线,即管线失效发生水淹的总体频率较大,且其失效后一般会影响汽-水转换的热力循环,引发始发事件。

分析中对水淹源所在系统进行了分析,表 2 中是重要度排在前 10 位的系统。这些系统的管道设备失效而发生的水淹事件对内部水淹堆芯损坏频率影响较大,其中电气厂房消防系统 FC 最大,为 9.68×10^{-1} ,敏感度为 75.3,其次为设备冷却水系统,其 FC 为 1.69×10^{-2} ,敏感度为 1.17。其他 FC 和敏感性排序较高的系统为汽机厂房内循环水系统及其他水淹源系统、电气厂房冷冻水系统、饮用水系统和核岛消防系统等。

2.2 关键假设的影响分析

汽机厂房内主要布置了汽轮机回路及其辅助系统。分析中认为该区域内发生内部水淹可

能造成区域内设备失效,影响汽-水转换的热力循环,如凝汽器、给水加热器、给水泵及给水管道自身失效等,导致丧失给水的始发事件。

目前内部事件一级 PRA 模型中已考虑了丧失给水的始发事件,并使用通用数据作为其始发事件频率。分析中认为,该通用数据可能已考虑了各种原因导致的丧失给水事件,即目前分析中计算汽机厂房发生内部水淹始发事件的频率与内部事件中所考虑的丧失给水事件的频率之间可能存在重复计算的情况。根据量化计算结果,汽机厂房内水淹情景导致的 CDF 为 2.03×10^{-7} (堆·年) $^{-1}$,对电厂内部水淹 CDF 的贡献约为 35.30%;不考虑汽机厂房内相关情景后,重新计算电厂内部水淹 CDF 为 3.72×10^{-7} (堆·年) $^{-1}$ 。

由此可见,汽机厂房的水淹风险还需进一步细化,筛除内部事件一级 PRA 中考虑的数据,保留内部水淹导致的始发事件数据,从而得到内部水淹的风险分析结果。

2.3 建议

1) 消防系统,特别是电气厂房消防系统,是重要的水淹源系统。建议对布置于包含大量电气设备的区域中的消防系统,考虑统一使用惰性气体或其他不易造成电气短路的灭火材料,同时在这些区域增加地漏等疏排水设施的定期检查,避免其出现堵塞情况,并适当增加水密门、挡板等水淹防护措施。

2) 现有的水淹探测和报警设备可在水淹

发生后发挥一定的水淹位置指示作用,但较难在水淹影响设备前为电厂运行人员提供充足的水淹隔离和缓解时间。需在后续工作中进一步详细分析水淹探测和报警设备的作用,并对水淹风险有重要贡献的设备加强其所在区域的水淹探测和报警能力。

3 结论

本文根据电厂系统设计和布置方案,结合部分通用假设、数据及内部事件 PRA 模型进行分析,针对核电厂功率工况,选取核岛(不含反应堆厂房)、汽机及 BOP 区域相关厂房,以及其中可能成为水淹源的系统,分析计算核电厂内部水淹风险。经过在上述区域内的水淹分区划分和筛选,确定需 PRA 建模分析的水淹起始分区、相应的水淹情景和水淹始发事件。通过对水淹始发事件建立相应的事件树,在各系统故障树模型中添加设备的水淹失效事件,并设置水淹始发事件后的相应边界条件,最终联解事件树和故障树得到量化结果。

通过分析过程和定量结果,成功识别了百万 kW 级核电厂能造成不利条件和影响电厂事

故缓解的电厂内水淹源,确定并量化了对电厂风险有贡献的水淹情景,评估水淹对与电厂安全重要相关的结构、系统和设备的影响,完成了内部水淹风险的整体评价。

参考文献:

- [1] HAF102—2016 核动力厂设计安全规定[S]. 北京:中国国家核安全局,2016.
- [2] HAD102/17—2004 核动力厂安全评价与验证[S]. 北京:中国国家核安全局,2004.
- [3] IAEA. SSG-3 Development and application of level 1 probabilistic safety assessment for nuclear power plants[S]. Vienna: IAEA, 2010.
- [4] ASME/ANS. RA-Sa—2009 Standard for level 1: Large early release frequency probabilistic risk assessment for nuclear power plant applications[S]. USA: The American Society of Mechanical Engineers, 2009.
- [5] EPRI. 1019194 Guidelines for performance of internal flooding probabilistic risk assessment[S]. USA: EPRI, 2009.
- [6] EPRI. 1013141 Pipe rupture frequencies for internal flooding probabilistic risk assessment[S]. USA: EPRI, 2006.