

钠冷快堆钠火概率安全评价方法研究

宋 维¹, 钱鸿涛², 杨红义², 张春明¹, 左嘉旭^{1,*}

(1. 环境保护部 核与辐射安全中心, 北京 100082;

2. 中国原子能科学研究院 中国实验快堆工程部, 北京 102413)

摘要: 钠火事故是钠冷快堆的典型和特有事故, 且很可能是反应堆总风险的主要贡献因素之一。本文在介绍钠火事故特点的基础上, 研究使用概率安全分析评价钠冷快堆钠火风险的方法。以中国实验快堆反应堆大厅钠火事故为实例, 计算得到反应堆大厅钠火导致的堆芯损坏频率为 $1.19 \times 10^{-8}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 。在此基础上进一步讨论目前钠火概率安全评价中尚需研究的关键问题。

关键词: 钠冷快堆; 钠火; 堆芯损坏频率; 钠火概率安全评价

中图分类号: TL364.5

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2013)11-2041-05

doi: 10.7538/yzk.2013.47.11.2041

Probabilistic Safety Assessment Method for Sodium Fire of Sodium Cooled Fast Reactor

SONG Wei¹, QIAN Hong-tao², YANG Hong-yi², ZHANG Chun-ming¹, ZUO Jia-xu^{1,*}

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Environmental Protection, Beijing 100082, China;

2. China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275-34, Beijing 102413, China)

Abstract: The sodium fire is a typical and distinctive hazard in sodium cooled fast reactor, which is probably one of the main contributors to the total reactor risks. In this paper, the methodology of fast reactor sodium fire risk assessment was studied, following the introduction of the sodium fire. The application of this technology in China Experimental Fast Reactor was explored, and the results show that the core damage frequency induced by the sodium fire in reactor hall is $1.19 \times 10^{-8}/(\text{reactor} \cdot \text{year})$. After that, several key problems which need to be further researched in the future during the process of sodium fire probabilistic safety assessment were discussed.

Key words: sodium cooled fast reactor; sodium fire; core damage frequency; sodium fire probabilistic safety assessment

钠冷快堆(SFR)是运用液态金属钠作为反应堆冷却剂的快中子谱反应堆,可在较低冷却剂流量下达到很高的功率密度。液态金属钠具

有优良的热工水力学性质,如低密度、高热导率和高沸点,且和堆芯材料的相容性好,同时,钠的中子吸收截面小。因此,几乎所有已建、在建

收稿日期:2013-03-19;修回日期:2013-08-19

基金项目:大型先进压水堆核电站国家科技重大专项资助项目(2013ZX06002001)

作者简介:宋 维(1982—),男,河北井陘人,工程师,硕士,从事核电厂概率安全评价研究

* 通信作者:左嘉旭,E-mail: zuojiaxu@chinansc.cn

或将建的快堆均采用钠作为冷却剂,但在选用金属钠作为冷却剂的同时也给反应堆的安全带来新的风险。对钠冷快堆而言,除核电厂常规火灾外,还存在发生钠火事故的风险^[1]。

在世界各国核电厂的火灾风险分析中,确定论方法占主导地位。但随着概率安全评价(PSA)的研究及其在核电厂中的应用逐步广泛和深入,火灾风险分析也从确定论方法逐步转变为采用确定论与概率论相结合的方法。截至目前,概率论方法在核电厂火灾风险评价中仍起着举足轻重的作用。核电厂火灾 PSA 能在确定论火灾危害性分析的基础上,定量评价火灾给核电厂带来的风险,从而进一步优化火灾防御措施,提高核电厂的安全性和经济性。随着钠冷快堆技术的发展,钠火 PSA 方法势必成为钠冷快堆技术发展中重要的安全评价工具和手段。

本工作采用火灾 PSA 方法对钠冷快堆钠火事故进行风险评价。

1 钠冷快堆钠火事故

钠火是高温钠暴露在空气中引发的燃烧现象,钠火火灾作为钠冷快堆的特有事故,是反应堆的重要风险来源。一方面,由于快堆的内部瞬态事件导致堆芯熔化频率(CDF)很低,使得对其他类型反应堆而言的小概率事件(如火灾),可能成为钠冷快堆总 CDF 的主要贡献因素之一。另一方面,钠作为反应堆的冷却剂,具有非常活泼的化学特性,钠的泄漏不仅可能造成主回路冷却剂的丧失,而且泄漏的钠还可能和外部空间的一些物质发生化学反应,其热力学后果、化学后果和环境后果均不容忽视。在富含氧气的大气中,泄漏的钠与氧气发生化学反应并释放烧热,导致漏钠房间内的压力和温度发生变化,对反应堆的结构和设备均可能造成威胁。因此,由钠泄漏导致的钠火事故备受关注。

迄今为止,国际上绝大部分钠冷快堆均发生过钠火事故,但未对堆芯造成严重损坏。据统计,世界上钠冷快堆共发生过 100 余次钠泄漏事故。规模最大的一次发生在法国 Super Phoenix(1987 年),约 20 m³ 的钠从乏燃料储存罐中泄漏。由于破口位于堆容器和保护容器之间,其中为惰性气体,所以未发生燃烧。其他事故的钠泄漏量均小于 1 m³。最近的一次钠

火事故发生在日本的 MONJO 快堆,钠泄漏量为 0.7 m³,钠火持续了 3 h,燃烧面积为 4.5 m²,未造成反应堆的严重损坏^[2]。

2 钠火概率安全评价方法

钠冷快堆钠火 PSA 原理与水堆核电厂火灾 PSA 相同,具体计算公式为:

$$FCDF = \sum (F_{\text{scenario}} \times CCDP) \quad (1)$$

$$F_{\text{scenario}} = F_{\text{IS}} \times P_{\text{dam}} \quad (2)$$

$$P_{\text{dam}} = \int f_{\text{dam}}(t) \cdot P_{\text{supp}}(t_{\text{supp}} > t) dt \quad (3)$$

其中:FCDF 为火灾导致的堆芯损坏频率; F_{scenario} 为钠火火灾场景频率;CCDP 为钠火场景导致的堆芯损坏条件概率; F_{IS} 为钠火火源 IS 的起火频率; P_{dam} 为各场景中钠火造成的设备损坏概率; $f_{\text{dam}}(t)$ 为设备损坏概率对时间的密度函数; P_{supp} 为钠火扑灭概率函数; t_{supp} 为火灾扑灭时间; t 为时间变量。

由上述公式可知,钠火 PSA 可分为以下几部分内容:1) 钠火起火频率计算;2) 钠火中设备损坏概率计算;3) 钠火场景导致的堆芯损坏条件概率计算。

参考成熟的水堆核电厂火灾 PSA 方法^[3-4],给出快堆钠火 PSA 步骤如图 1 所示。其中,前 3 项任务是钠火 PSA 的前期工作,用以确定分析范围和对象。任务 4 主要用于确定筛选出的防火分区中的火源及其发生频率。

任务 5 通过详细的钠火场景模拟火灾的发生、传播和抑制,从而评价结构和设备在钠火火灾中的失效概率。首先,使用事件树或其他演绎方法来推演火灾事故进程,定义火灾场景,包括钠火探测、自动或手动消防、是否会蔓延到相邻防火分区等。之后,在确定了设备损坏准则的基础上,根据各火源及分区内的设备布置进行详细的钠火模拟及消防系统性能和可靠性评价,从而计算分区内各设备在火灾被控制前达到其损坏准则的概率。

任务 6 在快堆内部事件 PSA 模型的基础上建立钠火风险评价模型,用于计算钠火导致的堆芯损坏条件概率。在此过程中需根据钠火场景模拟结果,确定钠火事故与内部始发事件、安全系统以及人员响应之间的关系,并将其反映在钠火 PSA 模型中。

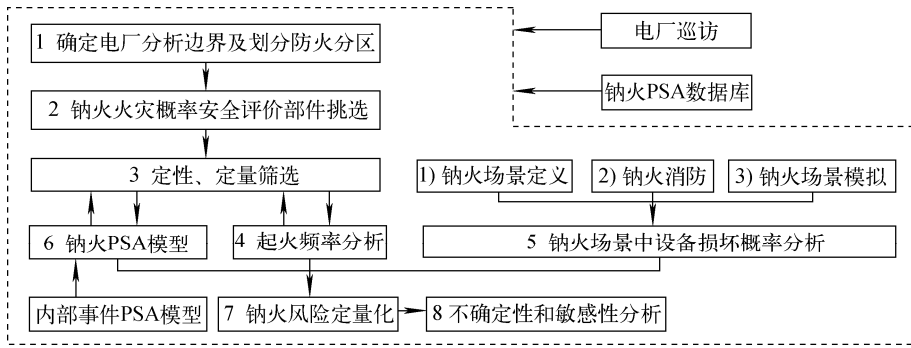


图 1 钠火概率安全评价步骤

Fig. 1 Procedure of sodium fire PSA

在得到电厂各分区起火频率和条件堆芯损坏概率后,即可根据式(1)计算钠火导致的CDF、评估占主导地位的最小割集和它们的重要性(任务7),以及进行不确定性和敏感性分析(任务8)。另外,电厂巡访及钠火PSA数据库也是进行钠火风险评价工程实践中必不可少的支持性任务。

3 钠火概率安全评价实例

为探索钠火PSA的实施方法及其中存在的问题,本文以中国实验快堆(CEFR)反应堆大厅钠火事故为例,评价其钠火风险,计算钠火导致的堆芯损坏频率^[5]。根据事故特点,本次评价不会涉及上述部分钠火PSA步骤。

3.1 钠火起火频率分析

反应堆大厅是CEFR内最大的钠工艺间,它位于反应堆堆本体的上部,包含有热量排出系统、换料系统等重要系统。二回路主管道在反应堆大厅内有很长一段,包括冷管段和热管段,该管道的泄漏将导致钠火事故的发生。为评价该房间的钠火发生频率,本次分析采用故障树方法,参考经验数据计算出该管道破损或泄漏频率为 $5.60 \times 10^{-3}/(\text{堆} \cdot \text{年})$,如图2所示。假设一旦发生管道破损或泄漏,钠与空气直接接触即发生钠火,则 $F_{\text{is}} = 5.60 \times 10^{-3}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 。

3.2 钠火危害性评价

由钠火导致设备失效的其他方面的因素尚未明确,因此在此仅考虑热效应的影响。火灾中设备热致失效准则为:当设备表面温度达到临界值或设备表面热流密度达到临界值,则认

为设备失效。使用钠火分析程序BOX计算二回路管道发生破口后的钠火事故,计算结果表明房间内平均温度最高可达到427.7K,以此结果作为火灾影响分析的输入。

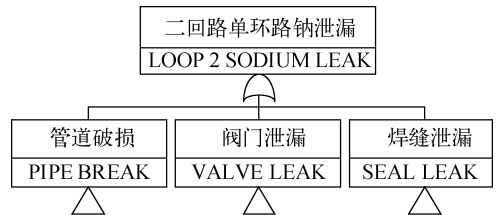


图 2 CEFR 反应堆大厅钠火发生频率评价

Fig. 2 Assessment of sodium fire ignition frequency in CEFR reactor hall

根据反应堆大厅内的结构布置,确定主要评价对象可能包括距离火源较近且风险较大的电缆桥架及其相关系统。其中涉及的一回路钠充排系统、一次氩气分配系统及燃料破堆堆内探测定位系统等均不包含安全级设备,一般认为这些系统的失效对CDF的贡献很小。保护系统的电缆距二回路钠管道较远,认为钠火不会造成电缆的直接损坏,与其相关的保护系统也不会受到影响。因此,上述系统的电缆受钠火的影响在本次评价中暂不考虑。

经过筛选,反应堆大厅钠火主要会造成一回路钠泵润滑油冷却系统相关电缆的失效,从而导致系统功能丧失。从反应堆总体安全功能来看,一回路钠泵润滑油冷却系统作为一回路主泵的支持系统,主要功能是对主泵进行密封、冷却和润滑,其失效将会造成主泵停运,使主热传输系统丧失热量导出功能。因此,本次分析

在原内部事件 PSA 一回路主泵可靠性模型的基础上,增加钠火对主泵的影响因素,如图 3 所示。评价结果表明:在不发生二回路主管道钠火的情况下,一回路钠泵的不可用度为 5.75×10^{-4} ;发生二回路主管道钠火时,一回路钠泵的不可用度为 1.05×10^{-3} ,较不发生二回路主管道钠火的情况增长了 82.8%,其中钠火因素贡献为 16.6%。根据式(2)可得出该钠火场景频率 $F_{\text{scenario}} = 5.88 \times 10^{-6}$ 。

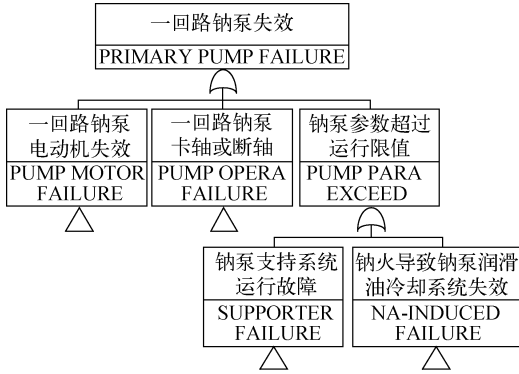


图 3 CEFR 反应堆大厅钠火对一回路钠泵的影响评价
Fig. 3 Influence assessment of sodium fire to primary pump in CEFR reactor hall

3.3 钠火 PSA 模型及风险量化

反应堆大厅内的二回路管道均为双层管,泄漏概率很小,因此,钠火的消防设计只在管道上布置了接触式钠泄漏探测器,而灭火措施为人工灭火器。在本次评价中,简单假设钠泄漏探测器的失效概率为 1×10^{-3} /需求,而对于人工灭火概率暂不考虑。于是以反应堆大厅二回

路一条环路管道或阀门泄漏导致钠火为始发事件,采用事件树方法建立钠火火灾风险模型,如图 4 所示。将其始发事件频率设定为 $1 / (\text{堆} \cdot \text{年})$,且将主热传输系统可靠性模型中一回路主泵失效概率设定为 1,其他参数采用经验数据,通过对事故序列的计算得到该钠火场景导致的 CCDP 为 2.02×10^{-3} 。则由式(1)计算得到反应堆大厅钠火导致的 $\text{CDF} = 1.19 \times 10^{-8} / (\text{堆} \cdot \text{年})$ 。在此基础上,可进行最小割集、重要度、灵敏度及不确定性分析,其方法同内部事件一级 PSA,在此不作进一步介绍。

4 钠火风险评价的关键问题

通过上述实例评价可发现,钠冷快堆钠火 PSA 方法与水堆电厂火灾 PSA 方法存在很多不同之处,其评价方法需进一步研究和开发。

1) 钠火起火频率确定

作为快堆系统的冷却剂,通常情况下高温液态钠密闭在管道和容器中。管道和容器的断裂和泄漏将导致液态钠直接暴露于空气中,从而引起钠火燃烧。因此,与传统水堆电厂火灾通过可燃物数量和分布评价起火频率不同,钠冷快堆钠火的起火频率计算将主要集中于评价钠密闭管道和容器的断裂和破损概率。而管道与容器的断裂和破损概率评价一方面可通过电厂运行经验数据和统计学方法进行,另一方面也可使用概率断裂力学进行数值评价。此外,由于裂纹尺寸和形状对钠火燃烧和热释放速率有显著影响,因此,断裂和破损尺寸的概率分布也需进行评价,以支持后续火灾场景模拟和设

501大厅内二回路一条环路管道或阀门泄漏	钠火探测报警	手动停堆	反应堆自动停堆	主热传输系统完好环路导出余热	事故余热排出系统导出余热	No.	Conseq.
IE	SODIUM FIRE ALARM	MANUAL	AUTO-SHUTDOWN	MHC	DHRS		
						1	OK
						2	OK
						3	CD
						4	OK
						5	OK
						6	CD
						7	CD
						8	OK
						9	OK
						10	CD
						11	CD

图 4 CEFR 反应堆大厅钠火事故序列
Fig. 4 Sodium fire accident sequence in CEFR reactor hall

备损坏概率评价。

2) 钠火对设备的影响

对于常规火灾,设备损坏的主要影响因素是热效应。当周围的温度升高到某个阈值时,受影响设备或其相关电缆可能会被损坏,使得设备功能丧失。钠火事故除热效应外,还可能存在其他因素会影响到设备的可用性和钠火的扑救,其中包括钠气溶胶沉降、化学腐蚀、燃烧产物的毒性等。目前,钠冷快堆钠火 PSA 中设备损坏概率评价的主要工作仍集中于热损伤,其他方面仍需大量的工作来评估其效应,以确定最终的设备损坏准则。

3) 钠火场景模拟

本文对 CEFR 大厅钠火火灾的风险评价中,只是采用一维计算程序简单计算了钠火导致的该房间的平均温度和压力变化,然后根据经验判断和保守假设来估计设备的损坏概率,而更加真实可靠的结果只有通过详细的钠火火灾场景模拟来计算。目前,常规火灾的数值模拟已趋成熟^[6],而钠火的计算程序特别是三维计算程序尚处于发展阶段,相关实验和数据也相对缺乏。因此,钠火事故的场景模拟技术的完善也是今后快堆钠火 PSA 领域的重要工作。

4) 钠火探测与消防

高温钠与空气接触即可导致钠火发生,所以钠泄漏检测可用作钠火火灾报警。另外,钠经过活化,会产生具有放射性的钠同位素。因此,钠冷快堆中,除传统感光式烟雾探测系统和温度探测系统外,还会根据钠的导电性和一回路钠的放射性设置电接点式金属丝钠漏探测器和放射性气溶胶 γ 射线探测器作为钠火探测的手段,以提高钠火探测的可靠性。由于金属钠与水会发生剧烈反应,不能用水进行钠火消防。快堆通常设置包括钠接收盘系统、惰性气体淹没系统和膨胀石墨灭火系统。因此,无论是钠火火灾的探测还是消防,均不同于常规火灾。在进行钠火风险评价时,上述系统的可靠性和效率同样需进行评估。目前,该领域仍有许多计算和试验工作亟待进行,以评价钠火扑灭对设备损坏的影响。

5) 钠火事故后人因评价

钠火 PSA 中的人因分析与水堆核电厂火灾 PSA 人因的最大区别在于钠火事故后的人

因会涉及到钠火识别、钠火扑灭及其他相关反应堆系统的操作。钠火产生的有毒和放射性的气溶胶对人员行为会产生重要影响,而目前快堆的设计对于钠火的识别和扑灭措施有很多需要人员判断和参与,但钠火事故处理经验和数据仍十分缺乏。因此,钠火后的人因评价及钠火火灾应急程序的制定也是今后的工作重点。

5 结论

钠火事故是钠冷快堆最引人注意的事故之一。随着钠冷快堆技术的发展和 PSA 方法研究应用的不断深入,钠火 PSA 势必成为快堆安全评价的重要工具。

本文主要探讨了使用 PSA 技术评价钠冷快堆钠火风险的方法,给出钠火概率安全评价方法的原理和步骤。之后以 CEFR 反应堆大厅钠火事故为实例,探索该方法的实施,初步计算得出反应堆大厅钠火导致的 CDF 为 $1.19 \times 10^{-8}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 。在此基础上,讨论说明了目前钠火 PSA 技术在确定钠火起火频率、钠火对设备影响、钠火场景模拟、钠火探测与消防以及钠火事故后人因等方面仍需进一步深入研究。

参考文献:

- [1] 徐铼. 中国实验快堆的安全特性[J]. 核科学与工程, 2011, 31(2): 116-126.
XU Mi. Safety properties of China Experimental Fast Reactor[J]. Chin J Nucl Sci Eng, 2011, 31(2): 116-126(in Chinese).
- [2] 喻宏. 快堆钠火分析研究[D]. 北京:中国原子能科学研究院, 2000.
- [3] Electric Power Research Institute and U. S. Nuclear Regulatory Commission. Fire PRA methodology for nuclear power facilities, NUREG/CR-6850[R]. USA: [s. n.], 2005.
- [4] IAEA. Treatment of internal fires in probabilistic safety assessment for nuclear power plant[R]. Vienna: IAEA, 1998.
- [5] 钱鸿涛. 中国实验快堆反应堆大厅钠火一级 PSA 研究[D]. 北京:中国原子能科学研究院, 2006.
- [6] Electric Power Research Institute and U. S. Nuclear Regulatory Commission. Verification and validation of selected fire models for nuclear power plant applications, NUREG-1824[R]. USA: [s. n.], 2007.