

Preliminary Research on Equipment Accessibility of Nuclear Power Plant

Peiwen Gu, Likai Fang, Kemei Cao, Limin Zheng

Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute (SNERDI), Shanghai
Email: gupeiwen@snerdi.com.cn

Received: Jun. 6th, 2014; revised: Jun. 22nd, 2014; accepted: Jun. 27th, 2014

Copyright © 2014 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

Abstract

In a postulated severe accident, operators will conduct the accident mitigation management under the indication of SAMG. The harsh conditions induced by severe accidents such as extreme temperature, high pressure and high radioactivity may limit the personnel accessibility and cause uncertainty to the procedure of mitigation. In the paper, the equipment accessibility induced by high radioactivity is analyzed for AP1000. The results indicate that most of the mitigative actions can be carried out in main control room. In the limited cases in which equipments have to be operated locally, it is still possible to finish the mitigation action without too much radioactive exposure. Therefore, accessible trouble caused by high radioactivity will not produce a big threat to accident mitigation.

Keywords

Accessibility, Radioactivity

核电厂设备可达性研究方案探讨

顾培文, 方立凯, 曹克美, 郑利民

上海核工程研究设计院, 上海
Email: gupeiwen@snerdi.com.cn

收稿日期: 2014年6月6日; 修回日期: 2014年6月22日; 录用日期: 2014年6月27日

摘要

当核电厂发生严重事故后，操纵员将根据严重事故管理导则(SAMG)开展事故缓解工作，然而严重事故下的高温、高压和高辐射剂量的环境条件可能导致人员难以进入，给事故的缓解带来一定的不确定性。本文以AP1000核电厂为例，考虑高辐射剂量引起的可达性问题，初步探索了严重事故下设备可达性对于缓解策略执行的影响研究，结果表明：大多数事故缓解操作都能在主控室内完成，即使在少数人员必须就地操作的情况下，仍有时间完成事故缓解动作，预计高辐射剂量引起的可达性问题不会对事故的缓解造成重大影响。

关键词

可达性，辐射剂量

1. 背景介绍

当核电厂发生严重事故后，操纵员将根据严重事故管理导则(SAMG)开展事故缓解工作，然而严重事故下的高温、高压和高辐射剂量的环境条件可能导致人员难以进入，给事故的缓解带来一定的不确定性。出于上述考虑，环境保护部核与辐射安全中心在对CAP1000核电厂进行安全评审时提出了开展严重事故下设备可达性研究的要求。设备可达性研究的目的是评估核电厂在严重事故下人员靠近设备，采取缓解措施的可能性，为事故的缓解提供一定的支撑。

事故下导致人员不可达的因素较多，情况非常复杂，如高温、高压、高辐射剂量、低能见度、有害气体产生等等原因。目前国际上对于设备可达性的分析尚没有成熟的研究方案和技术路线，对于设备可达性的具体法规要求也不够完善，只有报告NEI 12-06 (Diverse and Flexible Coping Strategies Implementation Guide)要求对事故下缓解人员可能到达的区域进行评估，以确定其环境条件能够支持缓解措施的执行[1]。

本文结合严重事故下可能的缓解策略，以AP1000核电厂为例，初步探索了高辐射剂量所导致的可达性研究路线，为严重事故的管理提供指导和建议。

2. 分析方法及相关假设

图1为本文可达性分析的流程图，目前只考虑高辐射剂量对于设备可达性的影响，其中使用到的AP1000核电厂各个隔间的辐射分区是根据在全堆芯事故[2]下的辐射剂量值确定的，考虑安全壳完好工况，但如果发生安全壳失效(如安全壳旁通、安全壳隔离失效)，可能在局部隔间内的放射性剂量会有所增加，可达性分析的结果将随事故序列的改变而发生变化。

本文中论证设备可达性的方法如下：

- (1) 确定严重事故管理导则中 TSC 严重事故管理导则和 TSC 严重挑战响应导则；
- (2) 结合事故的进程和 AP1000 核电厂的事故缓解特性，筛选出最重要的事故缓解策略，并给出这些策略执行时所涉及到的设备；
- (3) 查看上述设备能够在主控室远程操作完成；
- (4) 确定只能就地操作的设备所在的位置；
- (5) 对比在事故下核电厂辐射分区图，确定各个设备的可达性；
- (6) 结合 SAMG 和事故发展的进程，确定是否会由于设备可达性的问题对事故的缓解造成影响。

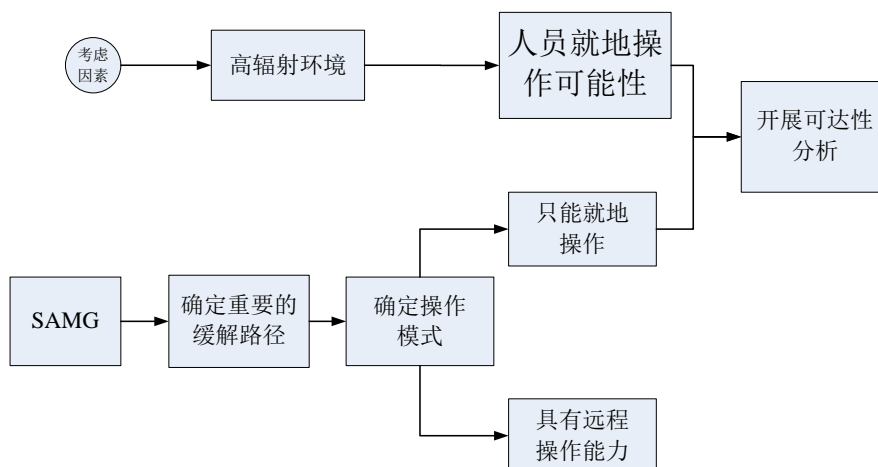


Figure1. Flow chart of accessibility analysis

图 1. 可达性分析流程图

3. 严重事故缓解策略筛选

当核电厂发生严重事故时，操纵员和技术支持中心(TSC)人员将根据 SAMG 的指示，开展事故缓解工作。AP1000 的 SAMG 依据缓解措施的紧迫性，将其分为 SAG 和 SCG 导则，其中 SCG 的优先级更高，但总的功能与 SAG 类似，现根据各缓解策略执行的功能进行梳理，将部分类似的策略合并，降低设备可达性分析的繁琐程度。具体的划分及其依据如下：

(1) 堆腔注水策略：熔融物堆内滞留(IVR)措施是 AP1000 核电厂缓解严重事故的最重要措施之一。根据 EOP 规程和 SAMG 规程，当堆芯出口温度超过 650℃之后，操纵员将手动打开堆腔淹没管线上的爆破阀，使得 IRWST 中的水淹没至压力容器热管段处，将熔融物滞留在压力容器中，防止堆外严重事故现象的发生[3]。

(2) RCS 卸压策略：为了配合 IVR 措施的成功，并使得注入 RCS 的流量最大化，须将执行 RCS 卸压策略。在 AP1000 的设计中，设置了多台 ADS 阀门，作为事故的卸压手段，该策略的成功与否对于事故缓解的进程影响重大。

(3) SG 注水策略：向 SG 注水，并使得 SG 二次侧保持一定的液位有利于防止 SG 传热管的蠕变失效。如 SG 传热管已经蠕变失效，则该策略能够水洗裂变产物，减少裂变产物向环境的释放。

(4) 向 RCS 注水策略：向 RCS 注水能带走堆芯中的衰变热，预防或者延缓压力容器失效的时间，并通过水覆盖层，水洗裂变产物。

(5) 控制安全壳内的可燃性：严重事故下可能发生的锆水反应将导致安全壳内的氢气浓度升高，增加氢气燃爆导致的安全壳失效概率。AP1000 核电厂通过设置氢气点火器将氢气浓度控制在可燃区域以下，操纵员根据 SAMG 的指示，将打开氢气点火器。

(6) 控制安全壳状态：严重事故下堆芯内的衰变热将蒸发 RCS 或者堆腔中的水，使得安全壳内充满蒸汽，压力升高，威胁安全壳的完整性。控制安全壳状态通过 PCS 水冷、安全壳卸压等手段防止安全壳发生破损，是重要的 SAMG 策略之一。

4. 设备可达性分析

针对上文所确定的策略，首先判断是否有必要开展设备可达性的研究，在确认操纵员只能通过就地操作完成策略后，确定每个操作所涉及的设备具体位置，对比全堆芯熔化工况下的辐射分区图，给出各

个设备的可达性。最后，针对部分设备可在主控室(MCR)中采取远程操作的特点，说明有关严重事故管理导则的缓解措施能否成功实施。

表 1 是 AP1000 核电厂辐射分区注解[4]。

堆腔注水策略可达性分析：堆腔注水策略有多条路径可供操作，但为使 IVR 策略成功，目前主要考虑操纵员手动打开堆腔淹没管线上的爆破阀，在下封头形成稳定的熔融池前，将水位淹没至热管段处。该措施由操纵员在主控室内远程操作完成，对应的阀门也处于安全壳内，事故下的辐射分区为 IX，人员也无法进入，开展可达性分析的意义不大。

RCS 降压策略：为确保 IVR 策略成功，RCS 必须处于完全卸压状态。目前只有通过开启多台 ADS 阀门才能实现。ADS 阀门都能在主控室远程操作，无须人员就地操作，对应的阀门也处于安全壳内，人员无法进入，开展可达性分析得意义不大。

SG 注水策略：SG 注水策略主要通过启动给水泵向 SG 二次侧注水，涉及到的阀门及泵都能在主控室内远程操作，无须操纵员就地操纵。高剂量辐射区不会影响操纵员执行策略。

RCS 注水策略：向 RCS 注水的路径较多，CMT、ACC、IRWST 重力注射等方式都能通过远程操作完成，并且都位于安全壳内，不再分析。由除盐水箱取水经 CVS 上充泵向 RCS 注水的路径涉及部分阀门不能在主控室远程操作，但根据表 2 的显示，这些阀门所在区域的放射性剂量较低，操纵员有一定时间完成缓解动作。

控制安全壳内的可燃性策略：该策略主要通过操纵员在室内手动打开氢气点火器完成，无须现场就地操作。另外，所有的氢气点火器都位于安全壳内，严重事故下人员无法进入，不必开展可达性分析。

控制安全壳状态的策略：该策略主要通过操纵员启动 PCS 冷却来降低安全壳内的压力。其中，非能动安全壳冷却水箱重力注水的策略可以在主控室内远程操作完成，这里不再分析。但缓解路径—非能动安全壳冷却水箱经 FPS 流道重力注射的上的阀门都不能在室内远程操作，如表 3 所示，阀门所处位置的辐射分区为 6 区，操纵员仍有一定的时间执行缓解措施，不会因为高辐射剂量而导致不可达。

Table 1. AP1000 plant radiation zone
表 1. AP1000 电厂辐射分区注解

区号	最大设计剂量率	说明
0	≤0.0005mSv/h (0.05mRem/h)	无放射性源；无限制公众居留；“监督区”外
I	≤0.0025mSv/h (0.25mRem/h)	非常低或没有放射性源；监督区 “控制区”分区
II	≤0.010mSv/h (1mRem/h)	低放射性辐照源；最小居留控制/限制的职业人员正常进入
III	≤0.15mSv/h (15.0mRem/h)	低到中等放射性源；有限制的职业人员居留
IV	≤1.0mSv/h (100mRem/h)	中等放射性源；有限制的职业人员居留
V	≤0.01Sv/h (1Rem/h)	高放射性源；有限制的职业人员居留
VI	≤0.1Sv/h (10Rem/h)	与上述 V 区相同
VII	≤1.0Sv/h (100Rem/h)	与上述 V 区相同
VIII	≤5.0Gy/h (500Rem/h)	与上述 V 区相同
IX	>5.0Gy/h (500Rem/h)	非常高的放射性源；有限制的职业人员居留

Table 2. Equipments associated with the RCS injection measure from demineralized water storage tank by CVS pump
表 2. 由除盐水箱取水经 CVS 上充泵向 RCS 注水

设备编号	辐射分区	是否能远程操作	是否能就地操作
CVS-V090	VII	是	是
CVS-V091	IX	是	是
CVS-V157	VII	是	否
CVS-V081	IX	是	否
CVS-V115	VII	是	是
CVS-V136A	VII	是	否
CVS-V136B	VII	是	否
DWS-V205	VI	否	是
DWS-V206	VI	否	是
DWS-V251	VI	否	是
DWS-MP-01A	VI	是	不适用
DWS-MP-01B	VI	是	不适用
CVS-MP-01A	VII	是	不适用
CVS-MP-01B	VII	是	不适用

Table 3. Equipments associated with passive containment cooling through FPS flow path
表 3. 非能动安全壳冷却水箱经 FPS 流道重力注射

设备编号	辐射分区	是否能远程操作	是否能就地操作
PCS-V005	VI	否	是
PCS-V046	VI	否	是
PCS-V020	VI	否	是

5. 总结

当核电厂发生严重事故时，其厂房隔间将处于较为恶劣环境条件之下，如高温、高压、高辐射和低能见度等因素都可能导致人员操作受限，影响事故的缓解。本文以 AP1000 核电厂为例，考虑高辐射剂量引起的可达性问题，初步探索了严重事故下设备可达性对于缓解策略执行的影响研究，其结果如下：

(1) 由于 AP1000 核电厂的设计特点，大多数事故缓解操作都能在主控室内完成，人员就地操作的概率不高。

(2) 在极少数情况下，人员不得已必须就地完成操作时，设备所在区域的辐射剂量并未达到限制进入的程度，人员在事故下仍有时间完成缓解操作。

(3) 根据现有分析，预计高辐射剂量引起的可达性问题不会对事故的缓解造成重大影响。

参考文献 (References)

- [1] Nuclear Energy Institute (2012) Diverse and flexible coping strategies (FLEX) implementation guide. NEI 12-06, Washington DC.
- [2] USNRC (2000) Alternative radiological source terms for evaluating design basis accidents at nuclear POWER reactors. Regulatory Guide 1.183.
- [3] Westinghouse Electric Company LLC. (2011) AP1000 Design Control Document (DCD), Tier2, Chapter 12: Radiation protection, Rev.19.
- [4] Westinghouse Electric Company LLC. (2011) AP1000 Design Control Document (DCD), Tier2, Chapter 19: Probabilistic Risk Assessment, Rev. 19.