

METHODOLOGY FOR DEVELOPMENT
OF EMERGENCY
ACTION LEVELS ADVANCED PASSIVE
LIGHT WATER REACTORS

先进非能动轻水反应堆 应急行动水平制定方法

· | 岳会国 侯 杰 陈莹莹©译 |



科学出版社

先进非能动轻水反应堆应急 行动水平制定方法

**Methodology for Development of
Emergency Action Levels Advanced
Passive Light Water Reactors**

岳会国 侯 杰 陈莹莹 译

科学出版社

北 京

内 容 简 介

本书译自美国核管理委员会(NRC)技术文件 NEI 07-01——《先进非能动轻水反应堆应急行动水平制定方法》(2009年7月),书中针对先进非能动轻水反应堆设计,考虑了初始条件/应急行动水平(IC/EAL)的适用性,并确定了是否需要增加额外的应急行动水平,可为先进非能动轻水反应堆的应急状态分级提供技术参考。

本书适用于核电厂技术管理人员及核应急专业相关人员参考使用。

Methodology for Development of Emergency Action Levels Advanced Passive Light Water Reactors

NEI-07-01, "Methodology for Development of Emergency Action Levels of Advanced Passive Light Water Reactors," was originally created in English by the Nuclear Energy Institute (NEI) and is the property of NEI. NEI-07-01 has been translated and reprinted here by the Nuclear and Radiation Safety Center with permission from NEI. NEI does not warrant the accuracy or completeness of the Center's translation of NEI-07-01. NEI also disclaims any and all liability stemming from any use of or reliance upon the Chinese language version of NEI-07-01. No NEI material may be copied or reprinted without NEI's permission.

《先进非能动轻水反应堆应急行动水平制定方法》(NEI 07-01)英文版由美国核能研究所(NEI)编写,著作权属美国核能研究所所有。环境保护部核与辐射安全中心已经获得许可对该文件进行翻译并出版。NEI 不保证翻译版本的准确性与完整性,对任何依照《先进非能动轻水反应堆应急行动水平制定方法》(NEI 07-01 中文版)的使用不负任何责任。凡未经 NEI 许可,不得复制、转载其资料。

图书在版编目(CIP)数据

先进非能动轻水反应堆应急行动水平制定方法=Methodology for Development of Emergency Action Levels Advanced Passive Light Water Reactors / 岳会国,侯杰,陈莹莹译—北京:科学出版社,2014.6

ISBN 978-7-03-041061-0

I. ①先… II. ①岳… ②侯… ③陈… III. ①轻水反应堆—核电厂—规划 IV. ①TM623.91

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2014)第 127777 号

责任编辑:耿建业 万群霞 / 责任校对:彭涛

责任印制:阎磊 / 封面设计:铭轩堂

科学出版社出版

北京东黄城根北街16号

邮政编码:100717

<http://www.sciencep.com>

北京源海印刷有限责任公司印刷

科学出版社发行 各地新华书店经销

*

2014年6月第一版 开本:720×1000 B5

2014年6月第一次印刷 印张:9 1/2

字数:192 000

定价:70.00元

(如有印装质量问题,我社负责调换)

原书编写人员

(2006~2009)

Walter H. Lee	Southern Nuclear Operating Company
David W. Stobaugh	EP Consulting, LLC
Martin Hug	Nuclear Energy Institute
Jay Maisler	Enercon Services, Inc.
Ted Amundson	EP Consulting, LLC
James W. Winters	Westinghouse
Michael M. Corletti	Westinghouse
Stewart W. Long	Westinghouse
Mark G. Williams	Westinghouse
Jesse E. Smith	Hudson Global
Mark A. Edmonds	Hudson Global
Joe Walker	GE Hitachi Nuclear Energy
Bill Berg	GE Hitachi Nuclear Energy
J. Alan Beard	GE Hitachi Nuclear Energy
John Stryhal	GE Hitachi Nuclear Energy
Wayne Marquino	GE Hitachi Nuclear Energy
Gary Miller	GE Hitachi Nuclear Energy
Christopher Bruer	GE Hitachi Nuclear Energy
Mark Paul	Dominion
Tom Gilbert	Dominion
Curtis Buford	Entergy
Greg Sparks	Entergy
Chris Boone	Southern Nuclear Operating Company
John Costello	Dominion

NRC审查人

Michael Norris	U.S. Nuclear Regulatory Commission
Don Johnson	U.S. Nuclear Regulatory Commission
Steve LaVie	U.S. Nuclear Regulatory Commission

译文说明

本书译自美国核管理委员会技术文件NEI 07-01——《先进非能动轻水反应堆应急行动水平制定方法》(2009年7月),基于文件NEI 99-01(第5版),由美国核能研究所应急行动水平工作组与非能动轻水反应堆供应商共同完成。书中针对先进非能动轻水反应堆设计,考虑了初始条件/应急行动水平的适用性,并确定了是否需要增加额外的应急行动水平,可为先进非能动轻水反应堆的应急状态分级提供技术参考。关于NEI 07-01的变化,本书没有涉及,将在之后的版本中详述。

本书由环境保护部核与辐射安全中心翻译完成,并由美国核能研究所授权出版,在此对美国核能研究所提供的帮助表示感谢。本书在翻译与审校过程中得到了国家核安全局、清华大学、苏州热工研究院有限公司及环境保护部核与辐射安全中心杨堤副总工程师的协助,同时,还得到了环境保护部核与辐射安全中心李宗明主任的大力支持及《核安全》编辑部刘璐主任的辛勤付出,在此一并表示感谢。

目 录

译文说明

第1章 应急行动水平制定方法	1
第2章 通用方法基础的发展	4
2.1 在EAL制定方法中使用的定义	4
2.2 关于制定EAL方法的观点	5
2.3 识别类	5
2.4 核电厂设计差异	7
2.5 EAL所要求的特性	7
2.6 应急等级描述	7
2.7 应急等级阈值	9
2.8 应急行动水平阈值	10
2.9 多重事件的处理和应急状态等级升级	12
2.10 应急状态等级降级	12
2.11 瞬态事件分级	12
2.12 运行模式的适用性	13
第3章 人因考虑	15
3.1 EAL与核电厂规程结合的程度	15
3.2 表述方式	16
3.3 基于征兆、事件或屏障的EAL	16
第4章 通用EAL导则	17
4.1 总体安排	17
4.2 通用依据	18
4.3 厂址特定的应用	18
4.4 定义	19
4.5 辐射水平/放射性流出物异常EAL	21

4.6	冷停堆/换料系统故障EAL	44
4.7	ISFSI EAL	70
4.8	裂变产物屏障降级EAL	71
4.9	影响核电厂安全的危害和其他条件EAL	89
4.10	系统故障EAL	112
第5章	放射性流出物初始条件的基础	130
5.1	流出物IC/EAL的目的	130
5.2	初始条件	131
5.3	应急行动水平阈值实例	132
5.4	ODCM和IC/EAL的接口	135
5.5	整定值和监测仪EAL之间的关系	135
5.6	气象条件的影响	136
5.7	源项的影响	137
本书缩略语		139

第1章 应急行动水平制定方法

《先进非能动轻水反应堆应急行动水平制定方法》(NEI 07-01的中文版)是在NUMARC/NESP007、NEI 99-01第4版和第5版的基础上完成的。

核设施必须对有效的阈值条件作出响应,这些条件要求核电厂工作人员在识别某些异常指示或事件时,采取相应行动通知州政府和当地政府及公众。10 CFR 50对应急状态等级做出了定义。在NRC/FEMA联合发布的导则NUREG-0654/FEMA-REP-1(《制定和评价核电厂放射性应急响应计划和准备的准则》)的附录1中,对响应等级和导致这些响应的条件进行了定义。

EAL工作组为EAL的制定开发了系统的方法和支持性依据。这套方法包含一套通用的EAL准则和每个准则的依据,这样,在一致的基础上每个核电厂可以使用和修改。行业的EAL审评经验和法规要求直接应用于通用系列EAL导则的制定。通用导则旨在明确定义各种增加公众风险的情况,并在应用于不同核电厂厂址时给出一致的分类。该导则不是为了直接应用于核电厂,而是向使用者提供一套逻辑方法,使其能够使用厂址特定EAL表述方法(格式)制定厂址特定的应急行动水平(如仪表读数等)。该导则为核电厂工作人员准备厂址特定的应急行动水平提供了基本信息,并为州和地方政府官员的培训以及有关问题的解释提供了必要的信息。另外,州政府和地方政府的有关要求没有反映在这个通用导则中,应该与有关的州和地方应急响应组织一起,视具体情况考虑州和地方政府的有关要求。

需要重视的是NEI EAL是一个完整的体系。只选择本导则的一部分来制定厂址特定的应急行动水平,可能导致EAL的不一致或不完整。除非明确允许这样做,否则应避免这种情况。

尽管各类核电厂对屏障完整性的基本关注和核电厂的主要安全问题是类似的,但设计上的差异将对EAL产生重要的影响。因此,提出了专门针对先进非能动1000MW压水堆(AP1000)和经济简化型沸水堆(ESBWR)的EAL导则。这些非能动设计核电厂采纳了美国电力研究协会(EPRI)先进轻水反应堆(ALWR)用户要求文件第3卷《先进轻水反应堆非能动电厂》的要求。两种设计在相应的许多安全特征在功能上是相同的。

最初的EAL工作组确定了典型EAL的8个特征。迄今为止的经验表明如下这些考虑是正确的。

- (1) 一致性(对不同的核电厂,在类似条件下EAL能得出类似的决策)。
- (2) 人因工程和用户友好。
- (3) 仅当存在对公众健康和安全的威胁增加时才可能升级。
- (4) 易于升级和降级。
- (5) 全面考虑了NUREG-0654附录1提出的完整性和准确性问题。
- (6) 每个应急等级在技术上的完整性和适宜性。
- (7) 多重事件组合分级中事件进程的逻辑性。
- (8) 客观的、可观察的值。

基于收集和审评的信息,工作组已经开发了通用的EAL导则。由于不同设施使用时的表达方式(形式)不同,工作组认为,制定明确的导则,对每一个IC和EAL的内容及每个EAL应包含的充分的依据信息作出规定,会更好确保方法的统一。这些信息按照以下识别类表述。

- (1) A类: 异常辐射水平/放射性流出物。
- (2) C类: 冷停堆/换料系统故障。
- (3) E类: 与独立乏燃料储存装置相关的事件。
- (4) F类: 裂变产物屏障降级。
- (5) H类: 影响核电厂安全的危害和其他条件。
- (6) S类: 系统故障。

注意: NEI 07-1 没有包括永久性卸料电站的D类,将来针对这种情况还需要制定基于永久卸料机组的EAL。

识别类A、C、E、H、S的每一种应急行动水平导则按照下列方式构成。

- (1) 识别类: 如上所述。
- (2) 应急分级: 异常事件通知(NOUE)、警报(ALERT)、场区应急(SAE)或总体应急(GE)。
- (3) 初始条件: 基于征兆或基于事件的初始条件。
- (4) 运行模式的适用性: 功率运行、热备用、安全/稳定停堆、冷停堆、换料、卸料等所有模式。
- (5) 与初始条件相一致的应急行动水平实例。
- (6) 核电厂特定读数和要素的基础信息,这样的基础信息会改变通用的IC或EAL,从而改变应急等级,如全部交流电源丧失。
- (7) EAL制定者信息: 用于辅助持证者制定厂址特定EAL的相关信息。

对于识别类F, EAL信息采用矩阵形式表述。选择这种表达方式是为了清楚地表明EAL之间的内在联系及支持更准确的动态评价, EAL按照安全功能或裂变产物屏障进行排列。应急状态的分级,基于不同的安全功能丧失或裂变产物受到挑战的组合。

在EAL导则中, NOUE的主要阈值是核电厂《技术规格书》中定义的核电厂安全边界以外的运行, 包括LCO和行动要求时间。另外, 更严重事件(如地震)的预兆也包含在NOUE EAL中。这在最低的应急状态和10 CFR^① 50.72中规定的“非应急”通报之间给出了明确的界线。

2006年, 当时正在规划使用先进非能动设计的新核电厂, 为此, NEI EAL工作组编制了该文件来应对西屋电气公司的AP1000和GE Hitachi核能公司的ESBWR设计。采用数字仪控系统的轻水反应堆设计可以使用CU7、CA7、SA7和SS7作为EAL制定的模板。

本书不包括用于制定特定厂址EAL的详细设计数据, 多数EAL阈值需要根据厂址实际数据确定, 本书中以【厂址特定】标明。

① (美国)联邦行政法规。

第2章 通用方法基础的发展

本章提供的通用导则用于辐射应急准备,非辐射事件只有对反应堆核电站和 operators 的持续安全形成挑战时,才包括在此应急状态分级框架之内。对于核设施运行,提出了报告要求(美国环境保护署、美国职业安全与健康部)。另外,也提出了涉及有害化学物质泄漏的应急准备要求。虽然这里建议的分级结构可以扩展到非辐射危害,但这些事件不在本书的研究范围内。

应急状态的分级框架是由NRC(美国核管理委员会)发布的四个应急状态,并作为美国的国家标准。NRC决定,美国国内核设施继续使用四个等级的事件分级方法,在国际交流中,NRC将对事件重新分级。

2.1 在EAL制定方法中使用的定义

基于以上对法规、常用术语的审查和现有发布的信息,经过工作组人员讨论,在通用EAL方法中使用以下定义。

1. 应急等级

NRC用来划分核电站非正常状态而建立的最小的一套名称或标题之一,划分依据为:①相关辐射后果的严重性;②为响应这种状态而做出的辐射应急准备行动所需的场内、外时间是否敏感。现有的辐射应急等级按照严重性升序排列为:①异常事件通知;②警报;③场区应急;④总体应急。

2. 初始条件

预先确定的核电站状态,在这种状态下存在发生辐射应急的可能性或应急已经发生。

在NUREG-0654中,NRC引入了初始条件的概念,但并没有进行定义。由于该术语常用于核电站应急计划,上述定义已经形成,并结合了监管意图和在不同设施中最频繁使用的一致用法。

以这种方式定义的IC是一个应急状态,这种状态是从可能或者不可能恶化至辐射应急的众多状态中选择出来的。它可以是超出《技术规格书》的连续、可测量的变量,例如,过高的RCS(反应堆冷却剂系统)温度或过低的反应堆冷却剂水位(征兆),也包括火灾(事件)或反应堆冷却剂管道破裂(事件或屏障破口)这样的事件。

3. 应急行动水平

对应于核电厂某个应急等级的初始条件的一个预先确定的、厂址特定可观测阈值, EAL可能为仪表读数、设备状态指示、可测参数(场内或场外)、独立的可观察的事件、分析结果、特定应急运行程序的入口或导致进入特定的应急等级的其他现象。

正如上面对法规背景的讨论所指出的那样,在法规中已对术语“应急行动水平(EAL)”进行了定义。但是对所有的紧急状态,还没有在操作层面上对这个术语进行定义。很多时候, EAL是一个可测量的连续函数的阈值,如超过具体核电厂《技术规格书》的一回路冷却剂泄漏。

有时, EAL可能会与IC相同,都是使核电厂处于特定应急等级的某个单独的事件。例如,“场区内火车脱轨”既是NUREG-0654的异常事件通知IC,又是基于事件的EAL。

2.2 关于制定EAL方法的观点

本工作的目的是定义制定EAL的方法,以更好地保证应急等级与风险水平相当。该方法必须让负责场内和场外应急准备与响应的人员易于理解和运用。为了达到一致的运用目的,在所有层次上的运用都必须接受这种推荐的方法(如操作员、保健物理人员、核电厂经理、场外应急机构、NRC和FEMA响应组织等)。

商用核设施面临着一系列的公共服务和公众接受性的压力。最重要的是,应急法规应基于尽可能准确的风险评价。过低估计事件的潜在危害会对健康和安全造成明显的威胁。然而,让公众进入超过真实威胁的应急状态不仅有风险还有代价。这对所有应急等级都适用,尤其当建议撤离时更是如此。

2.3 识别类

IC和EAL可以按几种方式进行分类,通用的分类方法包括基于征兆的IC和EAL、基于事件的IC和EAL、基于屏障的IC和EAL。

1. 基于征兆的IC和EAL

基于征兆的IC和EAL是指在一些连续范围内有可测量的指示,如堆芯温度、冷却剂水位、安全壳压力等。当一个或更多指示开始显示非正常读数,反应堆操作员可以识别这些征兆可能的原因和潜在后果,并采取纠正措施。这些征兆显示的严重程度取决于以下几方面:①超过《技术规格书》的程度;②同时发生的其他征兆或事件;③持证操作员控制事态或将有关指示带回安全水平的能力。

2. 基于事件的IC和EAL

基于事件的IC和EAL是指一些具有潜在安全重要性的事件。这些事件的严重程度取决于发生位置、同时发生事件的数目、核电厂剩余的安全裕度等。

3. 基于屏障的IC和EAL

基于屏障的EAL和IC是指用于确保核电厂内放射性物质密封包容的主要屏障受威胁的程度。对于包容在堆芯的放射性物质,这样的屏障包括燃料包壳、反应堆冷却剂系统压力边界和安全壳。屏障受威胁的程度包括屏障的损坏程度(丧失或潜在丧失)和同时受威胁的屏障数目。实际上,基于屏障的EAL是基于征兆的EAL的子集,后者涉及指示裂变产物屏障受威胁的征兆。基于屏障的EAL主要来源于AP1000的应急操作规程(EOP)中的关键安全功能(CSF)状态树的监测(或其等效值),或者来源于ESBWR的应急程序和严重事故指南(EPG/SAG)。一道或多道屏障受到威胁最初通常是由仪表读数和定期取样来识别的。根据当前的基于屏障的EAL,反应堆冷却剂系统压力边界恶化或燃料包壳屏障的恶化通常指示为警报状态,两道屏障受威胁为场区应急,两道屏障丧失同时第三道屏障受威胁为总体应急。在第5章中F识别类所描述的裂变产物屏障矩阵是一种综合方法,用以识别某些事件可能对一道以上的屏障造成威胁,安全壳屏障的权重小于反应堆冷却剂系统压力边界和燃料包壳屏障。

当核电厂的运行状态为正常启动、运行或安全/稳定停堆模式时,所有屏障正常,核电厂仪表和应急保安设施按技术规格书的要求全部投入,基于征兆的IC和EAL最容易被识别。此时,运行人员能从主控制室的显示中最直接地获得核电厂系统的信息。当核电厂由余热排出过程转到冷停堆和换料时,裂变产物的屏障减少(即反应堆冷却剂系统压力边界可能打开),原功率运行需要的安全系统此时只有少数要求充分运行。在这些核电厂运行模式下,确定核电厂运行和安全系统的IC更多的是基于事件,因为仪表可能难以充分有效地探测正在发展问题的征兆,并且,按照核电厂《技术规格书》中规定,部分系统不可用。

基于屏障的IC和EAL非常依赖于指示核电厂运行和安全系统状况的监测仪表的能力。当核电厂处于正常运行模式时,燃料包壳完整性和反应堆冷却剂水位可通过若干指示器进行监测。但是,当核电厂处于换料模式时,大多数指示器会断开或可能超出量程,监测能力会变得非常有限。在停堆工况时,替代仪表可投入运行,以弥补那些监测仪表的减少。

需要指出的是,在某些运行模式下,控制室人员可能难以获得有关安全壳完整性的明确而清晰的指示。因此,基于屏障的EAL不应该在所有的运行模式下都过分依赖安全壳完整性的评价。通常在换料和卸料模式下,《技术规格书》不要求保持安全壳的完整性,以便为停堆工况下实施一些特别任务提供灵活性。如果安全壳的完整性事先存在缺陷,安全壳压力和温度指示值可能不会增加。

有些应急类别没有对进展中的问题给出指示的仪表,或者在识别到其他指示之前就可能确定相关的事件。反应堆冷却剂管道可能破裂、火灾警报可能报警、放射性物质可能释放及可能发生的其他事件,这些事件可导致核电厂处于应急状态,而同时几乎不发出警报。对于涉及反应堆系统和安全系统的应急,当核电厂工况转向冷停堆和换料时,IC转换到基于事件的框架。对于非放射性事件,如NUREG-0654附录1所述的火灾、外部洪水、风荷载等,标准是基于事件的IC。

在许多情况下,随事故的进程,会出现基于征兆、事件和屏障的IC的组合。例如,在失水事故(LOCA)中会出现如下情况。

(1)冷却剂水位下降(征兆)。

(2)超出核电厂补偿能力的泄漏(管道破裂、安全阀因故障卡开、屏障破裂或事件)。

(3)堆芯(冷却剂)温度上升(征兆)。

(4)燃料开始破损的指示首先来自于气体流出活度升高或冷却剂取样活度升高等指标(屏障破裂或征兆)。

2.4 核电厂设计差异

尽管各类核电厂所关注的屏障完整性和主要安全问题都基本相似,但设计上的差异对EAL仍然具有重大的影响。在这样的情况下,提出了专门针对AP1000和ESBWR的EAL导则。这些非能动设计核电厂采纳了美国电力研究协会(EPRI)先进轻水反应堆(ALWR)用户要求文件第3卷《先进轻水反应堆非能动电厂》的要求。因此,基于这两种设计的许多核电厂安全特征在功能上是等同的。

2.5 EAL所要求的特性

典型EAL有8个特性(见第1章)。

本EAL的制定方法紧密关联了上述8个特性,以确保它们体现在建议的EAL中。最基本的也是最复杂的特性是一致性。在IC和EAL之间,相对风险是最适合衡量一致性的共同特性。制定EAL中采用的方法,是基于风险评价来建立应急等级的边界并且保证启动某应急等级的所有EAL都具有相同的相对风险范围。较严重应急等级的先兆条件也代表着对公众的潜在风险,必须恰当地分级。

2.6 应急等级描述

应急状态分级包括如下三个方面的内容。

- (1) 目前已知或可合理预计的潜在辐射安全影响。
- (2) 核电厂超过其预定的设计、安全和运行限值的程度。
- (3) 威胁健康的状况预期是否局限于场区边界范围内。

这样的IC明确涉及辐射安全影响,其范围从法规限值内的释放到超过EPA(美国环境保护署)防护行动指南值(PAG)烟羽照射水平的释放。此外,以下的“讨论”部分包括场外剂量后果考虑,而NUREG-0654附录1对此没有考虑。

1. 异常事件通知

正在进行之中或者已经发生的事件,表明核电厂的安全水平有可能降级,或这表明开始对设施防护有了安全威胁。除非核电厂安全系统进一步恶化,否则预计不会产生需要场外响应或监测的放射性物质释放。

讨论:核电厂安全水平的潜在降级的指示,主要是超过设施技术规格“运行极限条件(LCO)”对完成所需运行模式改变所允许的动作执行时间。还应当包括更严重事件的先兆,因为这些先兆确实代表核电厂安全水平可能的降级。放射性物质的少量释放也包括其中。然而,在这种应急等级中,对释放不需要进行监测或场外响应。

2. 警报

正在进行之中或已经发生的涉及核电厂安全水平已经或者可能出现重大降级的事件,或者由于敌对行动可能给场内员工带来生命威胁风险或造成场内设备损坏的保安事件。预计释放应限于EPA PAG照射水平的很小部分。

讨论:不是讨论“潜在降级”和“潜在重大降级”的不同特点,而是用一种比较的方法确定在安全系统降级导致的警报等级中,是否有必要增加对核电厂功能的监测。这考虑了向运行人员提供帮助的必要性,而与是否确定了核电厂安全水平实际降低无关。这种增加的监测可以更好地确定核电厂实际的安全状态,是否需要宣布更高等级的应急状态,以及是否需要降低应急等级或终止应急状态。这些事件的剂量后果是EPA PAG烟羽照射水平的一小部分。

3. 场区应急

正在进行之中或已经发生的事件,为保护公众的核电厂功能出现失效或者可能出现重大失效。或者出现蓄意破坏或恶意行为的敌对行动,场内工作人员的这种恶意行为可能导致设备的失效,这类设备是为保护公众所必需的,或者不能有效地达到这种设备。预计在场区边界之外,放射性释放导致的照射水平都不会超过EPA PAG照射水平。

场区应急和总体应急的区别(阈值)是场区边界外是否超过了EPA PAG烟羽照射水平。这个阈值,加上在EAL导则中的动态剂量评价,明确表明NRC和场外应急

响应机构对及时宣布总体应急的关注。

4. 总体应急

正在进行之中或已经发生的事件,包括堆芯已经发生或即将发生重大损坏或熔化,同时安全壳完整性丧失,或者有导致失去对机组实体控制的敌对行动。可合理预计放射性释放在场外将导致超过EPA PAG照射水平。

总体应急的基准为按照EPA PAG,是否需要公众采取撤离或隐蔽措施。因此,这应当包括任何原因引起的放射性核素的释放。另外,还应当关注系统或构筑物(如安全壳)响应的不确定性,以及假定在人口密集区发生废气罐释放和严重的乏燃料池释放等事件。为了确保及时通知,该类中的EAL必须首先用核电厂功能状态表示,其次是依靠预期剂量。对于裂变产物屏障而言,当失去两道屏障,同时第三道屏障也有可能失去时,应宣布总体应急。

2.7 应急等级阈值

设置应急状态分级的阈值通用的依据是《技术规格书》及核电厂在设计基准计算和安全分析报告(SAR)中制定的边界条件和整定值。

对于那些易于测量和由仪表指示的状态,分级界线很可能是指示进入特定应急等级的EAL(核电厂职员可观察到的信息、仪表读数、报警整定值等)。例如,主蒸汽管道辐射监测器可探测到能够触发报警的高辐射,该辐射水平也可能是关闭主蒸汽隔离阀(MSIV)和启动紧急停堆的整定值,该辐射水平阈值也可能是直接进入某个应急等级的合理的EAL,这取决于特定核电厂的参数。

除了冷却剂温度、冷却剂水位、泄漏率和安全壳压力等这些连续可测的指示,SAR也提供了与设计基准事件有关的后果指示值,如蒸汽管道破裂、MSIV故障及其他一些预期事件,如果它们已发生,可直接使电厂进入某个应急等级。

用来确定这些边界的另一方法是使用核电厂特定概率安全分析(PSA,也称为概率风险分析,PRA)。作为执照申请过程的一部分,在核电厂的设计中已完成了PRA。PRA可以作为与应急条件相关的IC和风险的初步近似。对于严重堆芯损坏事件,导致安全壳失效的事故进程的一些重要现象存在不确定性。因为这些不确定性,在这些条件下很难预测安全壳的完整性。这就是为什么在发生导致堆芯严重损坏的事故序列之后,仅仅依据维持安全壳的完整性,并不能成为不升级为总体应急的充分依据。对于这种情况下的EAL而言,必须考虑预计撤离时间,以尽可能减少在撤离途中遇到烟羽的可能性。

无论安全壳完整性是否受到威胁,即使假定安全壳的泄漏在技术规格书的允许范围之内,安全壳中存有大量放射性也可能导致超过EPA PAG烟羽照射水平。

然而,无论安全壳是否受到威胁,除非燃料包壳严重破损,使得放射性物质从堆芯释放到反应堆冷却剂中,否则,不可能出现导致需采取场外防护行动的大规模放射性释放。NUREG-1228(《严重核电厂事故响应期间的源项估算》)表明,包壳破损率小于20%时,这种情况是不会出现的。

分析达到这些阈值(界线)条件的另一个关键要素是核电厂升级到较高应急等级前停留在该状态下的时间。时间尺度对EAL非常重要,因为对于州政府和地方政府,应急等级的作用是通知他们处理应急必需的动员程度。在场区应急和总体应急即将到来时,尤其如此。

2.8 应急行动水平阈值

核电厂的计划性活动会受到工况条件的限制,所要求的监督测试的性能,以及在进入已知状态前的具体控制应与厂址和《技术规格书》的详细要求条款相一致。引起核电厂的运行超出《技术规格书》规定的活动(有计划的或非计划的),可能会导致达到或超过EAL阈值。对系统和设备进行测试、操作、维修、状态维护或修改等有计划的进程可能达到或超过EAL阈值,只要这个进程按计划发展并在运行按照规定的运行限值内,就不进入应急状态。然而,可能需要按10 CFR 50.72的规定对这些情况进行报告。

应急状态分级基于对每个机组的评价,所有的分级应基于有效的指示、报告或状态。指示、报告或状态只有通过如下方式验证,才能认为是有效的:①仪器通道检查;②相关或冗余的指示;③核电厂人员的直接观测结果。这样就可以消除对指示的可用性、状况的存在或报告的准确性等有关的疑虑。显然,需要进行及时的评价。

定义应急等级后,就能确定应急状态等级下必须满足的每一个EAL的阈值。确定这些EAL有两种基本的方法。对那些连续可测的、可由仪表指示的IC,如放射性水平、堆芯温度和冷却剂水位等,EAL与应急等级的界线一致。对这些IC,EAL将是阈值读数,该阈值读数与采用可利用的信息描述的应急等级是一致的。

对于分离的(不连续的)事件,确定EAL的方法必然有所不同。在这类事件中,典型的是像火灾或地震这样内部和外部危害。在EAL中包括这些危害的目的,是确保核电厂人员和场外响应组织做好处理这类危害可能产生后续损害的准备。如果这类危害确实已对安全功能或裂变产物屏障产生了损害,就应由征兆或对失效的观察进行确认。因此,对接近或超过设计基准限值的事件,如运行基准地震、设计基准风荷载、要害区火灾等,进入警报状态是适当的。这可以给操作员提供额外的支持,并提高确定核电厂受损程度的能力;若对屏障的损坏或对关键安全功能(CSF)的威胁已经发生或查明,则基于查明的情况,额外的支持可用于升级或终止