

# 核电厂严重事故序列选取准则探讨

刘涛, 玉宇, 童节娟, 赵军

清华大学核能与新能源技术研究院, 北京 100084

**摘要** 严重事故的预防和缓解是新一代核电厂的重要安全问题。本文主要讨论核电厂严重事故研究和管理中确定严重事故主导事故序列时应考虑的准则问题, 包括定性和定量准则以及准则相应的意义。以此为基础, 本文整理形成一套推荐中国核电厂进行严重事故主导序列筛选时采用的准则, 并以 1 000 MW 非能动先进压水堆 (AP1000) 标准设计为研究对象进行应用尝试。分析表明, 严重事故选取准则应从定性和定量两方面阐述。从定性的角度, 严重事故的选取应根据核电厂状态划分, 在超设计基准事故范围内, 选取可能导致堆芯损伤和安全壳旁路, 并且在后果上具有包络性的事故序列。从定量的角度, 应确定导致核电厂严重事故风险的绝对筛选值和相对筛选值, 同时还要包络陡边效应, 补充确定论分析和工程经验的成果结论。根据建议准则选取的 AP1000 严重事故主导序列与其概率安全分析报告中进行重点分析的严重事故序列基本吻合。

**关键词** 选取准则; 严重事故序列; AP1000; 概率安全分析; 核电厂

**中图分类号** TL4

**文献标识码** A

**文章编号** 1000-7857(2009)19-0024-04

## Severe Accident Sequence Screening Criteria for Nuclear Power Plant

LIU Tao, YU Yu, TONG Jiejuan, ZHAO Jun

*Institute of Nuclear and New Energy Technology, Tsinghua University, Beijing 100084, China*

**Abstract** Severe accidents prevention and mitigation is an important safety issue for new generation Nuclear Power Plant (NPP). This paper mainly focuses on the severe accident dominant sequences screening criteria when performing NPP severe accident management and study, including qualitative and quantitative criteria and their understanding. On this basis, a set of severe accident dominant sequence screening criteria is recommended for Chinese nuclear power plant severe accident study. Using this set of criteria to Advanced Passive Pressurized water reactor (AP1000) standard design is also attempted to show criteria's applicability. It is shown that severe accident sequence screening criteria should be described both qualitatively and quantitatively. From the qualitative point of view, the selection of severe accidents should be based on nuclear power plant state definition. Sequences which may lead to core damage or containment bypass and have most serious consequences in the range of beyond design basis accidents should be selected. From the quantitative point of view, absolute and

relative values corresponding to severe accidents risk should be identified. At the same time, steep side effect combined with the outcomes of deterministic analysis and engineering experience should be considered. The screening results derived from the proposed screening criteria application on advanced reactor AP1000 are basically consistent with that given in AP1000 probabilistic safety assessment report.

**Keywords** screening criteria; severe accident sequence; AP1000; probabilistic safety analysis; nuclear power plant

## 0 引言

多年的核安全研究成果表明, 现有核电厂的风险主要来自于严重事故的剩余风险, 因此对严重事故的预防和缓解能力成为衡量新一代核电厂安全水平的重要依据之一。作为核动力厂的状态之一, 严重事故是事故工况下超设计基准事故的一个子集, 通常被定义为严重性超过设计基准事故并造成堆芯明显恶化的事故工况<sup>[1]</sup>。美国机械工程师协会 (ASME) 的概率风险评价 (Probabilistic Safety Analysis, PRA) 标准将严重事故的严重性进一步阐述为: 堆芯发生大规模损伤, 裂变产物释放到反应堆容器和安全壳中, 并且具有释放到环境中的可能性<sup>[2]</sup>。

中国核安全法规在核动力厂设计和运行阶段都对严重事故提出了相应的预防和缓解管理要求。在核安全法规《核动力厂设计安全规定》中明确提出, 核动力厂的设计必须以防止或减轻 (在无法防止时) 由设计基准事故和选定的严重事故引起的辐射照射作为目标<sup>[3]</sup>。为实现核动力厂的安全目

收稿日期: 2009-09-14

作者简介: 刘涛, 助理研究员, 研究方向为核电厂概率安全分析、反应堆严重事故等, 电子信箱: liu-tao@tsinghua.edu.cn

标,在设计时要进行全面的安全分析,其中包括可能导致严重事故的事件序列。在核安全法规《核动力厂运行安全规定》中提出核电厂事故管理的重要目标是:①防止事件升级为严重事故;②减轻严重事故的后果;③实现长期稳定的安全状态<sup>[1]</sup>。依照法规要求,有必要对代表性和主导性的严重事故序列进行研究,有针对性地制定严重事故管理规程。本文以中国核安全法规、导则为依据,结合美国核管会(NRC)的经验、方法和先进压水堆 AP1000 的概率风险评价报告,探讨适用于中国核电厂的严重事故选取准则。

## 1 严重事故序列选取准则探讨

严重事故序列的选取与其研究目的密不可分。为进行严重事故管理而选取代表性和主导性的严重事故序列,其选取准则应从定性准则和定量准则两个方面体现。

### 1.1 定性的选取准则

严重事故的定性选取准则依据严重事故的基本定义和基本选取方法制定。从严重事故的定义出发,“严重事故通常是由于多项故障和/或运行人员差错,安全系统一个或多个安全功能未能执行所导致,造成堆芯严重损坏,危及防止放射性物质从核动力厂释放的安全屏障的完整性。”<sup>[4]</sup>由此可见,严重事故是由特定的事故序列即一系列相继发生的失效或现象而不是单一的始发事件所导致。参考文献[4]中还指出:“确定严重事故序列的最严格方法是应用一级概率安全分析的结果,……严重事故分析应该提出安全系统已丧失功能且一些防止放射性物质释放的屏障已失效或被旁路的一组有代表性的序列。这些序列应这样选择:在设计基准事故序列(包括安全系统故障)和概率安全分析的主导事故序列中加入额外的故障或操纵员的不正确响应。”由此可见,严重事故序列应从超设计基准事故范畴中选取。相对于设计基准事故而言,严重事故序列是多重安全功能丧失并且可能导致堆芯损伤的事故情景。代表性的严重事故序列不仅应在事故进程和事故现象上具有典型性,而且应在同类事故中所导致的后果上具有包络性。核电厂概率安全分析模型既能识别可能导致严重事故的事故序列,又能评价序列发生的概率,是构建和筛选严重事故序列的重要方法和依据。

另一方面,核电厂设计不同,事故情景也会发生变化。因此在选取核电厂特定的严重事故序列时,还需要结合确定论分析和工程判断。它们主要用于确定事故进程和在后果上具有包络性的事故序列,同时也能弥补概率安全分析过程中的不确定性。

### 1.2 定量的选取准则

概率安全分析方法结合确定论分析和工程判断是严重事故序列选取的定性方法。定量选取准则是指采用这些方法时使用的定量化筛选值。根据调研,美国核管会要求所有美国核电站必须开展独立审查(Individual Plant Examination, IPE)时,应用的重要严重事故序列选取准则如下。

1) 导致堆芯损伤的频率大于  $10^{-6}$ /堆年。

2) 对堆芯损伤频率的贡献超过 5%。

3) 导致堆芯损伤的频率大于  $10^{-6}$ /堆年,且导致的安全壳损伤致使可能出现超过沸水堆源项类 BWR-3 或压水堆源项类 PWR-4 量级的放射性释放。此处源项类 BWR-3 和 PWR-4 取自反应堆安全分析 WASH-1400 的结果。

4) 导致安全壳旁路的频率大于  $10^{-7}$ /堆年。

5) 根据以往适用的概率风险分析或工程经验判断,认为对堆芯损伤或安全壳性能恶化有重要贡献的事故序列<sup>[5]</sup>。

上述严重事故序列选取准则的思想原则包括了对安全目标的绝对贡献、相对贡献、陡边效应以及工程判断等多重角度的考虑,具体解读如下。

1) “导致堆芯损伤的频率大于  $10^{-6}$ /堆年”和“导致安全壳旁路的频率大于  $10^{-7}$ /堆年”两条准则,确保筛选出对风险目标绝对值贡献大的事故序列。按照当时美国概率安全目标(堆芯损伤频率  $\leq 10^{-4}$ /堆年,放射性大量释放频率  $\leq 10^{-5}$ /堆年),则筛选值是概率安全目标的 1%。安全壳旁路虽然严格意义上不属于严重事故范畴,但考虑到可能造成放射性大量早期释放,仍然在严重事故分析中给予了相当的关注,以预防在此情况下造成堆芯损伤的严重后果。

2) “对堆芯损伤频率的贡献超过 5%”准则,用于选取对风险相对贡献较大的事故序列。

3) “导致堆芯损伤的频率大于  $10^{-6}$ /堆年,且导致的安全壳损伤致使可能出现超过沸水堆源项 BWR-3 或压水堆源项 PWR-4 量级的放射性释放”准则,包括事故序列发生频率和后果两方面的考虑。从发生频率上“导致堆芯损伤的频率大于  $10^{-6}$ /堆年”可完全被第 1 条准则包络。因此作者认为,此处使用  $10^{-7}$ /堆年更加合理。再叠加上“可能出现超过沸水堆源项 BWR-3 或压水堆源项 PWR-4 量级的放射性释放”,可以理解为这是应用概率论和确定论安全分析相结合的方法,筛选出那些可能产生陡边效应的事故序列,即频率刚刚低于筛选频率但后果明显变大的事故序列。

4) “根据以往适用的概率风险分析或工程经验判断,认为对堆芯损伤或安全壳性能恶化有重要贡献的事故序列”准则,保留了使用工程判断等其他方法来选定重要事故序列的途径,用以弥补前 3 条选取准则的不足。

与此同时,定量化筛选值还需要随所采用的筛选模型进行调整。核电厂在具备简化二级 PRA 模型或开展了二级 PRA 研究的情况下,可以根据得到的电厂损伤状态(Plant Damage State, PDS)和源项类(Source Terms Category, STC)制定相应的严重事故选取准则。

## 2 严重事故序列选取准则建议及应用

基于以上分析,建议严重事故序列的选取准则可以从定性和定量两方面阐述。从定性的角度,严重事故的选取应根据核电厂状态划分,在超设计基准事故范围内,选取可能导致堆芯损伤和安全壳旁路,并且在后果上具有包络性的事故序列,或者说具有较高的发生频率,对核电厂安全目标具有

重要作用的、或能代表核电厂反应堆典型事故特性的事故序列。从定量的角度,应制定导致核电厂严重事故风险的绝对筛选值和相对筛选值,同时还要考虑陡边效应,补充确定论分析和工程经验的成果结论。下面基于先进压水堆 AP1000 的概率安全分析模型,提出严重事故序列选取准则的具体建议。

2.1 严重事故选取准则建议

先进压水堆 AP1000 已经具备内部事件(内部灾害除外)功率模式下的一级、二级、三级概率安全分析模型,在其概率风险分析报告的基础上,推荐以下严重事故序列选取准则,选取内部事件功率运行范围内值得关注的严重事故序列。

- 1) 导致堆芯损伤的频率大于  $10^{-6}$ /堆年,或导致放射性物质大量释放的频率大于  $10^{-7}$ /堆年的严重事故序列。
- 2) 对总堆芯损伤频率的贡献超过 5%的事故序列。
- 3) 对大量早期释放频率的贡献超过 5%的事故序列。
- 4) 导致堆芯损伤的频率大于  $10^{-7}$ /堆年,且导致的安全壳

损伤致使可能出现超过沸水堆源项 BWR-3 或压水堆源项 PWR-4 量级的放射性释放。

- 5) 导致安全壳旁路的频率大于  $10^{-7}$ /堆年的事故序列。
- 6) 根据运行经验反馈或工程判断,认为对堆芯损伤或安全壳性能恶化有重要贡献的事故序列。

根据以上准则选取的 AP1000 严重事故序列如表 1 和表 2<sup>[6]</sup>所示。分析表明,AP1000 由于安全性大大提高(总堆芯损伤频率(Core Damage Frequency,CDF)为  $5.09\times10^{-7}$ /堆年,其中功率阶段内部事件导致的堆芯损伤频率为  $2.41\times10^{-7}$ /堆年;总大量释放频率(Large Release Frequency,LRF)为  $5.94\times10^{-8}$ /堆年,其中功率阶段内部事件导致的大量释放频率为  $1.95\times10^{-8}$ /堆年),远低于核安全管理的安全目标值,而安全壳旁路的频率为  $1.1\times10^{-8}$ /堆年。因此,依据堆芯损伤频率,大量早期释放频率和安全壳旁路发生频率而制定的绝对筛选准则会被依据相应贡献份额制定的相对筛选准则所包络,也即筛选准则第 2、3 条在序列选取过程起主要作用。

表 1 对堆芯损伤频率的贡献超过 5%的事故序列  
Table 1 Sequences which contribute to CDF beyond 5%

| 序号 | CDF/ $10^{-8}$ 堆年 | 对总 CDF 的贡献/% | 序列标识 *   | 序列说明                                                             |
|----|-------------------|--------------|----------|------------------------------------------------------------------|
| 1  | 6.88              | 13.52        | 2esil-07 | 安全注入管线破口,反应堆冷却剂泵停运,堆芯补给箱(CMT)成功投入,安全壳内乏燃料存储箱(IRWST)注入管线中一列上的一个失效 |
| 2  | 6.26              | 17.66        | 2rll0-09 | 一回路大破口,且两个安全注入箱中的一个失效                                            |
| 3  | 2.13              | 8.82         | 3dsad-08 | 自动泄压系统(ADS)误开,安全注入箱成功投入,ADS 失败或 CMT 失败                           |
| 4  | 1.98              | 8.23         | 3dsil-08 | 安全注入管线破口,反应堆冷却剂泵停运,CMT 成功                                        |

注: \* 为采用与参考文献[6]中相同的序列标识,以方便读者比对。  
Note: \*, here sequence identifiers are the same as those in reference [6] to make comparison easier.

表 2 对大量释放频率贡献超过 5%的事故序列  
Table 2 Sequences which contribute to LRF beyond 5%

| 序号 | 释放类 | PDS | LRF/ $10^{-9}$ 堆年 | 对总 LRF 的贡献/% | 序列描述                                   |
|----|-----|-----|-------------------|--------------|----------------------------------------|
| 1  | BP  | 3A  | 4.08              | 20.9         | ATWS 或安全壳内主蒸汽管道破口导致一回路系统高压下堆芯损伤,安全壳被旁路 |
| 2  | BP  | 6   | 3.78              | 19.4         | SGTR 或交界面破口导致堆芯损伤,安全壳被旁路               |
| 3  | CFE | 2E  | 2.67              | 13.7         | 地坑淹没系统失效,安全壳丧失水装量导致早期安全壳失效             |
| 4  | CFE | 3D  | 2.05              | 10.55        | 地坑淹没系统失效,一回路部分失压,导致安全壳早期失效             |
| 5  | BP  | 1A  | 2.04              | 10.5         | 瞬态或一回路微小破口导致在一回路高压情况下堆芯损伤,安全壳被旁路       |
| 6  | CFE | 3C  | 0.997             | 5.1          | 反应堆容器破损且安全壳早期失效                        |
| 7  | CFE | 3D  | 0.991             | 5.0          | 堆芯再淹没系统失效,一回路部分失压,发生扩散火焰,安全壳早期失效       |

注: BP 为安全壳旁路释放类;CFE 为早期安全壳失效释放类;PDS 为电厂损伤状态;3A、6、2E、3D、1A、3C 为电厂损伤状态标识符,具体含义与“序列描述”对应。  
Notes: BP, represents bypass containment release category; CFE, represents early containment failure release category; PDS, represents plant damage state, and identifiers 3A, 6, 2E, 3D, 1A and 3C are explained in the "sequence description".

## 2.2 应用讨论

AP1000 概率风险分析报告第 34 章对所关注的严重事故现象和选取的严重事故序列进行了说明<sup>[7]</sup>。第 34.4 节严重事故分析中,在电厂损伤状态的基础上选取了 12 类事故序列进行了事故进程分析。电厂损伤状态对比表明,根据本文建

议的选取准则选取的严重事故序列排除了 AP1000 严重事故分析中所选的安全壳完整事故类和对 LRF 贡献小于 5% 的序列,同时增加了由未能紧急停堆的预期瞬态 (Anticipated Transient Without Scram, ATWS) 或安全壳内主蒸汽管道破口导致的堆芯损伤,安全壳旁路事故序列。选取结果对比见表 3。

表 3 AP1000 严重事故选取结果的对比  
Table 3 AP1000 severe accident sequence screening comparison

| AP1000PRA 中分析的严重事故 |           | 选取的 AP1000 严重事故 |     |     |                                                                 |
|--------------------|-----------|-----------------|-----|-----|-----------------------------------------------------------------|
| 序号                 | 事故类 *     | PDS             | PDS | 释放类 | 序列说明                                                            |
| 0                  | 3A-安全壳旁路  |                 | 3A  | BP  | ATWS 或安全壳内主蒸汽管道破口导致一回路系统高压下堆芯损伤,安全壳被旁路                          |
| 1                  | 3BE-安全壳完整 | 2E              |     |     | 地坑淹没系统失效,安全壳丧失水装量导致早期安全壳失效                                      |
| 2                  | 3BE-安全壳失效 | 2E              | 2E  | CFE |                                                                 |
| 3                  | 3BL-安全壳完整 | 2L              |     |     |                                                                 |
| 4                  | 3BR-安全壳完整 | 2R              |     |     |                                                                 |
| 5                  | 3C-安全壳完整  | 3C              |     |     |                                                                 |
| 6                  | 3C-安全壳失效  | 3C              | 3C  | CFE | 反应堆容器破损且安全壳早期失效                                                 |
| 7                  | 3D-安全壳完整  | 3D              |     |     |                                                                 |
| 8                  | 3D-安全壳失效  | 3D              | 3D  | CFE | ① 地坑淹没系统失效,一回路部分失压,导致安全壳早期失效;② 堆芯再淹没系统失效,一回路部分失压,发生扩散火焰,安全壳早期失效 |
| 9                  | 6E-安全壳旁路  | 6               | 6   | BP  | SGTR 或交界面破口导致堆芯损伤,安全壳被旁路                                        |
| 10                 | 6L-安全壳旁路  | 6               | 6   | BP  |                                                                 |
| 11                 | 1AP       | 1P              |     |     |                                                                 |
| 12                 | 1A        | 1A              | 1A  | BP  | 瞬态或一回路微小破口导致在一回路高压情况下堆芯损伤,安全壳被旁路                                |

注: \* 为在 AP1000 的风险分析报告中,使用 PDS 的标识符和安全壳状态共同说明事故类。

Notes: \*, PDS identifier combined with containment state is used to explain accident class.

## 3 结束语

严重事故序列选取是严重事故分析和严重事故管理的基础和重要手段。选取有代表性和起主导作用的严重事故序列有利于合理配置资源,有效提高核电厂的安全性。不同选取准则产生的选取结果会有所差异,本文推荐的选取准则可以作为一种尝试,在此基础上的进一步探讨和应用将有助于国内核电业界尽早对严重事故序列选取准则达成共识。

### 参考文献 (References)

- [1] 国家核安全局. 核动力厂运行安全规定[M]//中华人民共和国核安全法规汇编. 北京: 中国法制出版社, 2007.  
National Nuclear Safety Administration. Nuclear power plant operation safety regulation [M]//People's Republic of China Nuclear Safety Rules Collection. Beijing: China Legal Publishing House, 2007.
- [2] The American Society of Mechanical Engineers. Standard for probabilistic risk assessment for nuclear power plant applications [S], Rev14A. New York, 2001: 11.

- [3] 国家核安全局. 核动力厂设计安全规定[M]//中华人民共和国核安全法规汇编. 北京: 中国法制出版社, 2007.  
National Nuclear Safety Administration. Nuclear power plant operation safety regulation [M]//People's Republic of China Nuclear Safety Rules Collection. Beijing: China Legal Publishing House, 2007.
- [4] 国家核安全局. 核动力厂安全评价与验证[M]//中华人民共和国核安全导则汇编. 北京: 中国法制出版社, 2007.  
National Nuclear Safety Administration. Nuclear power plant safety evaluation and validation [M]//People's Republic of China Nuclear Safety Guidelines Collection. Beijing: China Legal Publishing House, 2007.
- [5] US Nuclear Regulatory Commission. Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities [R]. Generic Letter no 88-20, 10CFR 50.54(f), Washington DC, November 23, 1988.
- [6] Westinghouse electric company LLC, AP1000 Design Control Document [R]. Revision 13. Washington DC, April 2003.
- [7] Westinghouse electric company LLC, AP1000 Probabilistic assessment [R]. Revision 2. Washington DC, April 2003.

(责任编辑 王芷)