

文章编号: 0258-0926(2021)03-0150-05; doi:10.13832/j.jnpe.2021.03.0150

核电厂二级 PSA 释放类划分及代表性事故序列选取研究

张佳佳¹, 贺东钰², 宫宇^{1*}, 罗勇², 陈鹏², 陈莹莹¹

1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京, 100082; 2. 中广核研究院有限公司, 广东深圳, 518026

摘要: 国内 AP1000、EPR、华龙一号等核电工程项目已将二级概率安全分析 (PSA) 源项用于应急输入, 但二级 PSA 释放类的划分以及各释放类代表性事故序列的选取尚无明确可操作的方法, 需要进一步开展研究。对比研究国内先进核电厂二级 PSA 释放类划分和代表性事故序列选取情况, 以国内某三代先进压水堆核电厂为例, 在同一释放类中根据频率和后果选取 4 个不同的严重事故序列开展源项计算。结果表明, 同一释放类 4 个不同事故序列的源项结果差别较大, 建议释放类划分以应用为导向, 根据分析目的进行迭代, 对同一释放类应选取多个事故序列进行对比分析, 以论证释放类划分的合理性和事故序列的代表性。

关键词: 二级概率安全分析 (PSA); 应急; 释放类; 源项; 代表性事故序列

中图分类号: TL364^{+.5} 文献标志码: A

Study on Level 2 PSA Release Categories and Selection of Representative Accident Sequence in Nuclear Power Plants

Zhang Jiajia¹, He Dongyu², Gong Yu^{1*}, Luo Yong², Chen Peng², Chen Yingying¹

1. Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Ecology and Environment, Beijing, 100082, China;
2. China Nuclear Power Technology Research Institute Co., Ltd., Shenzhen, Guangdong, 518026, China

Abstract: Domestic nuclear power projects such as AP1000, EPR and HPR1000 have used the level 2 PSA source terms for the emergency input, but there is no clear operational methods for the division of level 2 PSA release categories and the selection of representative accident sequences for each release category, and further research is required. Comparing the level 2 PSA release categories and the selection of representative accident sequences for each release category of domestic advanced nuclear power plants, taking a domestic generation III advanced pressurized water reactor nuclear power plant as an example, the source terms were calculated for 4 different accident sequences that selected from a release category based on frequency and consequences. The results show that the source results of different accident sequences are quite different. It is recommended that the release category be divided into application-oriented and iterative according to the analysis purpose, and multiple accident sequences should be selected for the same release category for comparative analysis to demonstrate reasonable release categories and representativeness of accident sequences.

Key words: Level 2 PSA, Emergency, Release category, Source term, Representative accident sequence

0 引言

我国推荐性国家标准 GB/T 17680.1-2008《核

电厂应急计划与准备准则》和核安全导则 HAD002/01-2019《核动力厂营运单位的应急准备

收稿日期: 2020-03-25; 修回日期: 2020-05-26

作者简介: 张佳佳 (1986—), 男, 高级工程师, 现从事核电厂概率安全研究与审评工作, E-mail: zhangjiafeily@163.com

*通讯作者: 宫宇, E-mail: gongyu_gy@163.com

和应急响应》在核电厂应急计划区的划分、应急设施可居留性评估中对严重事故源项等提出了要求^[1-2]，而二级概率安全分析（PSA）可以为核电厂提供一个现实的全谱严重事故源项。国内 AP1000、EPR、华龙一号等核电工程项目已采用二级 PSA 源项用于应急计划区划分和应急设施可居留性评价的源项输入，但国内开发的一些二级 PSA 程序往往满足于计算概率安全目标的要求，对释放类划分以及源项计算的相关应用重视不足，且二级 PSA 释放类的划分以及各释放类代表性事故序列的选取尚无明确可操作的方法，需要进一步开展研究以更好地支持核电厂应急工作。本文对国内二级 PSA 释放类划分的情况进行了调研，并以国内某三代压水堆核电厂为例，针对应急设施可居留性评价对严重事故源项的需求，在同一释放类中选取 4 个不同的严重事故序列，建立分析模型，开展源项计算，并根据分析结果给出结论和建议。

1 国内二级 PSA 释放类划分和代表性事故序列选取

1.1 释放类划分

表 1 给出了国内 AP1000、EPR 和华龙一号核电工程项目二级 PSA 释放类的划分情况。可以看出，不同核电厂二级 PSA 释放类划分差别巨大，详细程度不一，但根据安全壳状态和事故进展，基本可分为安全壳完整类、隔离失效、旁通失效、早期超压失效、中期失效、晚期失效 6 大释放类，部分核电厂又将这 6 大释放类细分为若干小的释放类开展进一步分析。

表 1 AP1000、ERP 和华龙一号等项目释放类划分
Tab. 1 Release Categories of AP1000, EPR and HPR1000

释放类	AP1000	EPR	华龙一号 ^①	华龙一号 ^②
安全壳完整	1	1	1	2
隔离失效	1	6	1	1
旁通失效	1	2	3	2
早期超压失效	1	4	3	2
中期失效	1	4	2	无
晚期失效	1	5	3	4
释放类数目	6	22	13	11

注：该工程项目二级 PSA 对压力容器破裂释放类未进行详细分析，直接导致大量释放，暂计入旁通失效类；该工程项目二级 PSA 对压力容器下封头完好且经过滤排放的释放类进行了详细分析，经计算不属于大量释放，暂计入安全壳完整类

1.2 源项分析和代表性事故序列选取

对于各释放类源项的计算，一般认为应选择数量足够的事故序列进行源项计算。但如果释放类包含的事故序列非常相似且相关严重事故现象不确定性较小，可以选取数量较少的序列计算源项^[3]。国内普遍采用一体化严重事故分析程序，一般 1 个释放类仅选用 1 个事故序列进行源项计算，但所选事故序列代表性很难判断。一方面，根据表 1 可以看出，国内释放类的划分基本依据安全壳失效模式进行，很难判断事故序列的相似性和严重事故现象不确定性的大小；另一方面，代表性事故序列是选用释放类中频率最高的，还是选用后果最严重（即释放量最大）的尚有争议。国内现有的一些研究表明，源项释放量的大小必须建立在精确的计算基础上才能给出结论^[4]，并且选用哪类核素来判断释放量大小仍未有定论。仅仅选频率大的序列，可能会导致结果乐观而非现实或保守，因此应选择适当数量的事故序列进行源项计算来判断释放类划分的合理性以及选取的事故序列的代表性。

2 同一释放类不同事故序列源项计算

以国内某先进三代压水堆核电厂二级 PSA 释放类为例，针对用于应急设施可居留性评价的安全壳晚期超压失效释放类，选取 4 个事故序列，利用严重事故一体化分析程序 MAAP5 建立模型并开展源项计算。

2.1 二级 PSA 释放类划分

案例电厂二级 PSA 释放类如表 2 所示，一共分为 8 类 13 个释放类。可以看出，释放类的划分主要基于安全壳失效的时间和模式进行，一些对源项分析较为重要的因素如安全壳过滤排放（EUF）是否可用，二回路有无水洗等并未在释放类划分中考虑。本案例电厂选取 RC502 的源项结果作为应急设施可居留性评价的输入，RC502 为堆芯损坏后熔融物堆内滞留（IVR）成功。由于安全壳长期排热失效，安全壳晚期超压失效的释放类未考虑 EUF 是否有效。

2.2 事故序列和事故进程选取

事故序列选取从以下 2 个方面考虑：从后果方面考虑，根据发生事故后果严重程度，大破口事故更具有代表性，因此选取大破口事故，并考虑 EUF 开启成功和失败的情况进行结果对比；

表2 案例电厂的二级 PSA 释放类

Tab. 2 Level 2 PSA Release Categories of Case NPP

释放类	释放类描述
RC101	安全壳完整
RC201	安全壳隔离失效
RC301	氢气现象导致的安全壳早期失效
RC303	低压情景蒸汽爆炸导致的安全壳早期失效
RC305	高压情景蒸汽爆炸导致的安全壳早期失效
RC401	低压情景压力容器破裂时安全壳中期失效
RC403	高压情景压力容器破裂时安全壳中期失效
RC501	安全壳晚期超压失效,有喷淋
RC502	安全壳晚期超压失效,无喷淋
RC503	发生熔融堆芯与混凝土反应且底板熔穿
RC601	发生蒸汽发生器传热管破裂
RC701	发生界面失水事故
RC801	压力容器破裂

从频率方面考虑,根据始发事件发生频率排序,中破口类事故排在第一位,因此选取中破口类事故,并考虑 EUF 开启成功和失败的情况进行结果对比。

最终选取如下 4 个事故序列:

(1) 序列 1: 一回路热段双端剪切大破口事故, 低压和中压安全注射(安注)失效, 堆芯损坏, 进入严重事故, IVR 成功。由于安全壳长期排热失效, 安全壳内压力升高, EUF 成功开启。

(2) 序列 2: 一回路热段双端剪切大破口事故, 低压和中压安注失效, 堆芯损坏, 进入严重事故, IVR 成功。由于安全壳长期排热失效, 安全壳内压力升高, EUF 开启失败, 安全壳破口(假设破口达 1 m²)。

(3) 序列 3: 一回路中破口(位置以源项后果保守为准), 低压和中压安注均成功, 最后由于冷热段同时再循环失效, 进入严重事故, IVR 成功。由于安全壳长期排热失效, 安全壳内压力升高, EUF 成功开启。

(4) 序列 4: 一回路中破口(位置以源项后果保守为准), 低压和中压安注均成功, 最后由于冷热段同时再循环失效, 进入严重事故, IVR 成功。由于安全壳长期排热失效, 安全壳内压力升高, EUF 开启失败, 安全壳破口(假设破口达 1 m²)。

事故序列进程(表 3)如下: 4 个序列均在事故后数百秒内发生堆芯裸露, 其中序列 1 和序列

表3 事故序列进程 s

Tab. 3 Timing of Accident Sequence

事故进程	序列 1	序列 2	序列 3	序列 4
堆芯裸露	710	710	261	261
650	1207	1207	7972	7972
IVR 开启	1207	1207	7972	7972
EUF 开启	241920	不适用	224640	不适用
安全壳失效	不适用	241920	不适用	224640

3 安全壳超压开启 EUF 时间分别为 67.2 h 和 62.4 h, 序列 2 和序列 4 安全壳超压失效时间分别为 67.2 h 和 62.4 h。

2.3 分析模型和计算结果

2.3.1 安全壳建模 安全壳共划分为 17 个控制体, 在模型中对 3 个环路的主泵、稳压器、卸压箱和波动管隔间进行单独的划分, 各控制体的划分及安全壳节点名称见图 1 和表 4。

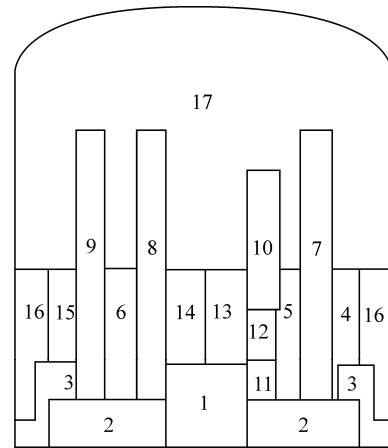


图 1 安全壳节点图

Fig. 1 Containment Node

表 4 安全壳节点名称

Tab. 4 Name of Containment Node

节点	隔间名称	节点	隔间名称
1	堆坑	10	稳压器隔间
2	内置换料水箱	11	卸压箱隔间
3	安全壳下部隔间	12	波动管隔间
4	主泵隔间 1	13	反应堆水池
5	主泵隔间 2	14	构件池
6	主泵隔间 3	15	堆坑注水箱
7	SG 隔间 1	16	环廊
8	SG 隔间 2	17	安全壳大空间
9	SG 隔间 3		

2.3.2 一、二回路的模拟 一回路模拟为 3 个环路, 采用 MAAP5 标准的压水堆模型。一回路主

要设备模拟了压力容器、蒸汽发生器、主泵、稳压器、卸压箱、冷却剂主管道等，一回路水节点划分见图 2。二回路主要模拟了主给水系统、辅助给水系统、蒸汽发生器二次侧和主蒸汽管道等。

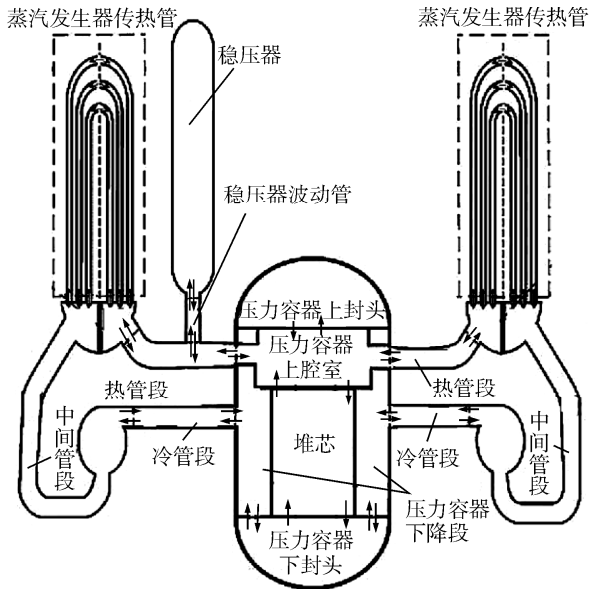


图 2 一回路水节点

Fig. 2 Water Node of Main Loop System

2.3.3 计算结果 计算得到的源项释放份额以分组的形式给出，共分为 12 组，表 5 和表 6 分别为事故后 24 h 和事故后 72 h 各组放射性物质向环境的释放份额，图 3 为 4 个事故序列 CsI 的释放份额曲线。

从上述计算结果中可以看到，在事故早期，向环境的放射性释放处于一个缓慢增加的过程，

表 5 事故后 24 h 向环境的释放份额

Tab. 5 Release Fraction to Environment after 24 h of Accident

释放物质	序列 1	序列 2	序列 3	序列 4
惰性气体	3.29×10^{-3}	3.29×10^{-3}	2.98×10^{-3}	2.98×10^{-3}
CsI	1.19×10^{-7}	1.19×10^{-7}	1.18×10^{-7}	1.18×10^{-7}
TeO ₂	8.49×10^{-8}	8.49×10^{-8}	1.05×10^{-7}	1.05×10^{-7}
SrO	9.12×10^{-10}	9.12×10^{-10}	7.13×10^{-9}	7.13×10^{-9}
MoO ₂	1.55×10^{-8}	1.55×10^{-8}	4.29×10^{-8}	4.29×10^{-8}
CsOH	7.50×10^{-8}	7.50×10^{-8}	1.12×10^{-7}	1.12×10^{-7}
BaO	3.48×10^{-9}	3.48×10^{-9}	1.46×10^{-8}	1.46×10^{-8}
La ₂ O ₃	2.25×10^{-11}	2.25×10^{-11}	1.01×10^{-10}	1.01×10^{-10}
CeO ₂	8.74×10^{-11}	8.74×10^{-11}	5.48×10^{-10}	5.48×10^{-10}
Sb	5.59×10^{-8}	5.59×10^{-8}	6.89×10^{-8}	6.89×10^{-8}
Te ₂	0	0	0	0
UO ₂	0	0	0	0

表 6 事故后 72 h 向环境的释放份额

Tab. 6 Release Fraction to Environment after 72 h of Accident

释放物质	序列 1	序列 2	序列 3	序列 4
惰性气体	7.07×10^{-1}	9.94×10^{-1}	4.62×10^{-1}	9.42×10^{-1}
CsI	1.78×10^{-7}	1.09×10^{-3}	1.25×10^{-7}	1.05×10^{-3}
TeO ₂	1.06×10^{-6}	1.34×10^{-4}	1.09×10^{-7}	3.01×10^{-5}
SrO	9.12×10^{-10}	8.69×10^{-7}	7.13×10^{-9}	7.13×10^{-9}
MoO ₂	1.55×10^{-8}	1.55×10^{-8}	4.29×10^{-8}	4.29×10^{-8}
CsOH	6.83×10^{-6}	5.39×10^{-4}	1.56×10^{-7}	6.35×10^{-4}
BaO	3.48×10^{-9}	9.23×10^{-7}	1.46×10^{-8}	1.46×10^{-8}
La ₂ O ₃	2.25×10^{-11}	6.57×10^{-9}	1.01×10^{-10}	1.01×10^{-10}
CeO ₂	8.74×10^{-11}	6.97×10^{-8}	5.48×10^{-10}	5.48×10^{-10}
Sb	1.47×10^{-7}	2.41×10^{-5}	9.60×10^{-8}	3.85×10^{-3}
Te ₂	0	0	0	0
UO ₂	0	0	0	0

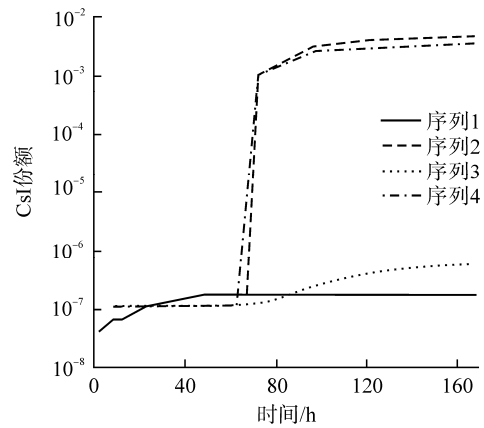


图 3 释放到环境的 CsI 份额

Fig. 3 Release Fraction of CsI to Environment

并且不同破口情况下的放射性释放份额增加过程不同；在事故长期阶段，由于 EUF 措施投入使用情况的差异，会导致向环境的放射性释放份额存在明显差异。

2.4 结果讨论

(1) 在早期安全壳未超压阶段，安全壳仍能维持其结构的完整性，安全壳内的放射性物质主要通过安全壳自然泄漏点向外释放，其释放速率主要取决于安全壳内外压力差异和事故期间由一回路释放到安全壳大气的放射性物质的量。由图 3 可以看到，在这个阶段，序列 1 和序列 2 的释放速率基本相同，序列 3 和序列 4 的释放速率基本相同，说明破口尺寸是这个阶段源项释放份额的主要影响因素。产生这个结果的主要原因是，对于相同破口尺寸的事故，其质能释放进程基本一致，导致安全壳内压力变化情况基本相同；同

时, 由于其冷却剂流失速度基本一致, 其严重事故进程基本相同, 导致由一回路向安全壳内的放射性释放份额基本相同。

(2) 在事故后的长期阶段, 由于冷却剂及放射性物质持续释放, 安全壳内压力会逐渐上升并最终超过设计压力, 这时核电厂的事故处置措施会对放射性释放造成明显的影响。如果 EUF 能够及时开启, 将过滤排放放射性物质而降低安全壳压力; 如果未能及时开启 EUF 进行过滤排放, 安全壳将在超过设计压力后发生破裂, 并导致安全壳内的裂变产物无过滤地排向外界环境。如图 3 所示, 序列 1 和序列 3 的排放结果类似, 序列 2 和序列 4 的排放结果类似并显著高于序列 1、3 的排放结果, 说明 EUF 在有效运行的过程中, 对气溶胶的滞留作用明显。对比序列 1 和序列 3 可以发现, 虽然 2 个序列整体放射性释放都控制在相对较低的水平, 但由于破口尺寸的差异, 导致堆芯熔化进程、安全壳内放射性物质的迁移过程会有一些的差异, 最终造成 2 个序列在放射性物质释放的过程和量上并不完全一致。

3 结论与建议

(1) 释放类划分应以应用为导向, 基于确定论、工程判断与概率论相结合的原则开展划分, 并对源项较为重要的因素进行分析, 如对有无安全壳喷淋、二回路是否有水洗、安全壳过滤排放是否有效等因素进行重点考虑。同时, 释放类的

划分是一个迭代的过程, 应根据计算结果, 适时进行调整。

(2) 在现阶段整体案例计算较少的情况下, 在代表性事故序列选取方面, 应从频率和后果两方面因素考虑, 为每个释放类选取多个事故序列进行对比分析, 以论证释放类划分的合理性和事故序列的代表性。

(3) 严重事故源项的计算耗时耗力且对资源占用较大, 需要结合业界力量, 组织相关专业开展讨论, 在现有研究的基础上对事故序列的选取、释放类的划分形成可操作的标准规范或技术见解, 指引业界开展工作。

参考文献:

- [1] 国家质量监督检验检疫总局, 国家标准化管理委员会. 核电厂应急计划与准备准则第1部分: 应急计划区的划分: GB/T 17680.1-2008 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2008: 1-3.
- [2] 国家核安全局. 核动力厂营运单位的应急准备和应急响应: HAD002/01-2019[S]. 北京: 国家核安全局, 2019: 10-15.
- [3] International Atomic Energy Agency. Development and application of level 2 probabilistic safety assessment for nuclear power plants: SSG-4[R]. Vienna: IAEA, 2010
- [4] 陈巧艳, 杨志义, 周涛, 等. 百万千瓦级压水堆核电厂二级源项分析与研究[J]. 核动力工程, 2016, 37(2): 97-101.

(责任编辑: 孙 凯)