

AP1000 核电厂厂外剂量风险定量化分析

梅其良, 孙大威, 付亚茹, 张姗姗

(上海核工程研究设计院, 上海 200233)

摘要: 为了分析 AP1000 核电厂各种潜在的严重事故对周围公众的影响, 采用 MACCS 程序模拟释入大气中气载放射性物质的弥散过程, 对 6 种代表性释放类别进行剂量风险定量化分析。计算结果表明, 事故后 24 h 内厂址边界附近公众的急性红骨髓剂量风险为 1.96×10^{-7} Sv/(堆·年), 该风险主要来自安全壳旁通释放(BP); 早期健康效应风险在 $10^{-10} \sim 10^{-9}$ Sv/(堆·年), 且随着与反应堆距离的增大降幅明显; 集体全身有效剂量风险为 6.94×10^{-4} 人·Sv/(堆·年), 引发的癌症致死风险非常低。研究结果还表明, 核事故后及时撤离将显著降低公众剂量风险。

关键词: 严重事故; 剂量风险; 早期健康效应

中图分类号: TL364.5

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2013)12-2288-05

doi: 10.7538/yzk.2013.47.12.2288

Offsite Dose Risk Quantification Analysis for AP1000 Nuclear Power Plant

MEI Qi-liang, SUN Da-wei, FU Ya-ru, ZHANG Shan-shan

(Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute, Shanghai 200233, China)

Abstract: In order to estimate the potential offsite effect caused by severe accidents of AP1000 nuclear power plant, radiation dose risk was quantified, which takes into account six representative release categories. Atmospheric transport with airborne radioactive material was simulated by MACCS code. The results show that acute red marrow dose risk at the site boundary is 1.96×10^{-7} Sv/(reactor·year), which mainly results from containment bypass release (BP). The early health effect risks are $10^{-10} \sim 10^{-9}$ Sv/(reactor·year), and the risks decrease obviously with the increase of distance from reactor. Population whole-body effective dose risk is 6.94×10^{-4} person·Sv/(reactor·year), and the corresponding cancer fatality risk is quite low. The study result also indicates that timely evacuation after the nuclear accident can reduce public dose risk significantly.

Key words: severe accident; dose risk; early health effect

厂外剂量风险定量化分析是三级 PSA 核心内容, 剂量后果分析中需要大量环境参数, 因此, 数据采集工作成为制约其发展的主要

因素。经过长期的现场调研, 得到了中国滨海厂址周边地区的人口分布、陆地及水域分布、全年逐时气象数据及经济状况等相关数

据,为本文全面开展三级 PSA 研究工作奠定了良好的基础。

放射性物质一旦释放,大气中扰动湍流会把流出物中的气体及颗粒混入逐渐扩展的烟羽中,烟羽向下风向输运过程中通过各种内外照射途径对公众产生危害。本文在 AP1000 核电厂二级 PSA 分析的基础上,针对 6 类具有代表性的事故释放类别,结合实际厂址的具体数据,对内部事件造成的厂外公众剂量风险进行量化分析。

1 基本扩散模式

由于高斯烟羽方程具有简单和计算效率高的优点,因此被用于模拟反应堆事故的大气扩散。

当不考虑地面和混合层的影响,高斯烟羽方程如下:

$$C(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\bar{u}\sigma_y\sigma_z} e^{-\frac{1}{2}\left(\frac{y}{\sigma_y}\right)^2} e^{-\frac{1}{2}\left(\frac{z-H}{\sigma_z}\right)^2} \quad (1)$$

当烟羽在垂直方向膨胀至足够大时,进一步膨胀将受到地面或混合层的限制,因此上述方程将不再适用。将地面和混合层作为全反射边界处理,则得到如下多重反射方程^[1]:

$$C(x, y_0, z) = \frac{Q}{2\pi\bar{u}\sigma_y\sigma_z} \left\{ \sum_{n=1}^5 \left[e^{-\frac{1}{2}\left(\frac{z-H-2nL}{\sigma_z}\right)^2} + e^{-\frac{1}{2}\left(\frac{z+H-2nL}{\sigma_z}\right)^2} + e^{-\frac{1}{2}\left(\frac{z+H+2nL}{\sigma_z}\right)^2} \right] \right\} + \frac{Q}{2\pi\bar{u}\sigma_y\sigma_z} \left[e^{-\frac{1}{2}\left(\frac{z-H}{\sigma_z}\right)^2} + e^{-\frac{1}{2}\left(\frac{z+H}{\sigma_z}\right)^2} \right] \quad (2)$$

式中: $C(x, y, z)$ 及 $C(x, y_0, z)$ 分别为下风向 (x, y, z) 处及烟羽中心线下方 (x, y_0, z) 处时间积分的空气中污染物浓度, $Bq \cdot s \cdot m^{-3}$; Q 为源强, Bq ; \bar{u} 为平均风速, $m \cdot s^{-1}$; σ_y 及 σ_z 分别为烟羽水平方向及垂直方向扩散参数, m ; H 为烟羽中心线高度, m ; n 为反射次数; L 为混合层高度, m 。

如果放射性按高架释放,则烟羽在下降前就已通过了厂址边界。为保守评价厂址边界附近的照射剂量,分析中假设所有释放类别的放射性均按地面释放,即 $H=0$ 。

2 事故序列及天气取样

为评价潜在的厂外剂量风险,选取核电厂

中具有代表性及包络性的 6 类内部事件进行分析,分别为:1) IC,事故中安全壳始终保持完整,放射性物质向环境的释放量与安全壳设计基准泄漏率相关;2) BP,裂变产物从反应堆冷却剂系统通过旁通安全壳的二回路系统和其他连接系统释放到环境中,安全壳在堆芯开始损伤之前失效;3) CI,裂变产物通过那些失效的用于隔离安全壳与环境之间连接的系统和阀门释放,安全壳在堆芯开始损伤之前失效;4) CFE,裂变产物通过失效安全壳释放,安全壳失效由发生在堆芯开始损伤之后、堆芯熔融物再就位之前的严重事故现象(氢气爆炸、氢气扩散火焰、蒸汽爆炸以及压力容器失效)造成;5) CFI,裂变产物通过失效安全壳释放,安全壳失效由发生在堆芯熔融物再就位之后、事故发生 24 h 之内的严重事故现象(氢气爆炸和氢气爆燃)造成;6) CFL,裂变产物通过失效安全壳释放,安全壳失效由事故发生 24 h 后的一些严重事故现象(安全壳热排出失效,即非能动安全壳冷却系统失效)造成。

MACCS 程序分析中将堆芯放射性核素分成 9 组,包括惰性气体、碘、碱金属、碲组、铯组、稀有金属、镧系、铀组及钚组。由堆芯放射性核素总量及二级 PSA 中给出的各释放类别中各核素组的释放份额,可得到各释放类别的释放源项。

对中国滨海厂址 2010 年全年逐时气象数据进行蒙特卡罗抽样,将气象数据库中那些可能引起相同后果的所有天气序列归并成样本层,每个样本层具有不同的概率。样本层分为非降水类气象样本层与降水类气象样本层,非降水类气象样本层的划分依据为大气稳定度及风速,降水类气象样本层的划分依据为降水强度及降水范围。

对于特定源项的弥散分析中,程序对每个气象样本层进行多次抽样,每次抽样包含的假想释放开始于 8 760 h 中任 1 h。每个气象样本层均要进行抽样,本文指定每个气象样本层抽样 4 次(假设每种气象样本层至少含有 4 h 的气象序列),定义的气象样本层有 40 种,则 MACCS 将进行 4×40 ,即 160 次弥散分析。再考虑气象条件的发生概率,对每次弥散分析结果进行加权处理,得到平均剂量。

3 事故造成的放射性后果

3.1 剂量风险分析

1) 厂址边界附近剂量风险量化分析

剂量风险等于计算得到的裂变产物释放类别的发生频率乘以释放类别的平均剂量。其中,二级 PSA 确定了 6 种释放类别的频率,三级 PSA 确定了每个释放类别的平均剂量,则厂址边界附近个体总剂量风险为:

$$R = \sum_{i=1}^6 F_i d_i \quad (3)$$

式中: R 为总剂量风险, Sv/(堆·年); F_i 为释放类别 i 的释放频率, (堆·年) $^{-1}$; d_i 为释放类别 i 的平均剂量, Sv。

表 1 列出了厂址边界附近急性红骨髓剂量风险。由表 1 可看出,主要剂量风险来自于 BP 释放类别, BP 类对总剂量风险的贡献高达 63.73%。

表 1 厂址边界附近急性红骨髓剂量风险

Table 1 Acute red bone marrow dose risk at site boundary

类别	释放频率/(堆·年) $^{-1}$	剂量/Sv	剂量风险/(Sv·(堆·年) $^{-1}$)	占总剂量风险的百分比/%
CFI	1.89×10^{-10}	3.42×10^0	6.46×10^{-10}	0.33
CFE	7.47×10^{-9}	8.89×10^0	6.64×10^{-8}	33.87
IC	2.21×10^{-7}	9.62×10^{-4}	2.13×10^{-10}	0.11
BP	1.05×10^{-8}	1.19×10^1	1.25×10^{-7}	63.73
CI	1.33×10^{-9}	2.88×10^0	3.83×10^{-9}	1.95
CFL	3.45×10^{-13}	2.45×10^{-3}	8.45×10^{-16}	0.00
总计			1.96×10^{-7}	100.00

表 2 80 km 范围集体全身有效剂量风险

Table 2 Population whole-body effective dose risk in 80 km

类别	释放频率/(堆·年) $^{-1}$	集体剂量/(人·Sv)	集体剂量风险/(人·Sv·(堆·年) $^{-1}$)	占总集体剂量风险的百分比/%
CFI	1.89×10^{-10}	3.11×10^4	5.88×10^{-6}	0.85
CFE	7.47×10^{-9}	1.54×10^4	1.15×10^{-4}	16.57
IC	2.21×10^{-7}	1.16×10^1	2.56×10^{-6}	0.37
BP	1.05×10^{-8}	5.08×10^4	5.33×10^{-4}	76.82
CI	1.33×10^{-9}	2.82×10^4	3.75×10^{-5}	5.40
CFL	3.45×10^{-13}	9.63×10^2	3.32×10^{-10}	0.00
总计			6.94×10^{-4}	100.00

3) 早期健康效应分析

图 1 为下风向不同距离处假想个体的早期健康效应风险。由图 1 可看出, AP1000 核电机组由内部事件造成 0~1 km 范围内早期死亡风险为 1.20×10^{-9} /(堆·年), 远低于交通事故等引起的死亡风险, 皮肤红斑的剂量风险略高些(约 4.3×10^{-9} /(堆·年)); 随着距离的

增加, 各种健康效应风险均显著降低。

由于进入冷却剂中的放射性未通过安全壳而直接释放到外环境, 其剂量结果相对较高, 且释放频率也相对较高。IC 类虽发生频率较高, 但由于安全壳保持完整性, 放射性核素在安全壳内滞留去除, 释放到环境中的放射性核素相对较少。由于假设安全壳失效, 其他释放类别释放的放射性也相对较高, 但发生频率较 BP 类低些。

2) 80 km 范围内公众集体剂量风险量化分析

表 2 列出了厂址周围 80 km 范围集体全身有效剂量风险。根据文献[2]推荐的标称危险系数, 按每 100 人·Sv 集体剂量可诱发 5.5 个致死癌症的概率计算, 则中国滨海厂址 1 个 AP1000 反应堆运行 26 199 a 导致 1 例癌症死亡。

增加, 各种健康效应风险均显著降低。

4) 全身剂量的余补累积频率分布

目前, 余补累积频率分布函数 (CCDF) 被广泛应用于分析事故后大气释放造成的放射性后果。CCDF 是基本的累积频率分布 CFD 的补余, 表示事故后果超过某一给定值的概率^[3]。通常意义上的 CCDF 是基于确定论的角度, 假

设某一事故确定发生的基础上,分析各气象序列条件对剂量后果的影响^[3-4],绘制的频率-剂量 CCDF 曲线仅考虑气象序列发生频率。本文基于概率论角度,全面考虑了各种典型的事故序列及其发生的频率,得到了各事故序列的风险-剂量 CCDF 曲线。风险为气象序列发生频率与事故序列发生频率的乘积,叠加各事故序列风险得到总风险。

图 2 为 AP1000 滨海核电厂发生各类严重事故后,各种释放类别在厂址边界 24 h 内风险-全身有效剂量及风险-急性红骨髓剂量曲线。可看出,厂址边界处 24 h 内,全身有效剂量及急性红骨髓剂量超过 0.25 Sv 的频率均小

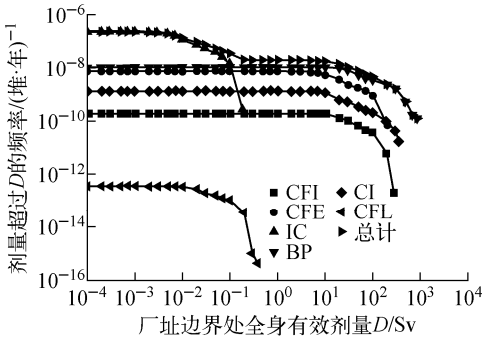


图 2 风险-全身有效剂量及风险-急性红骨髓剂量 CCDF 分布

Fig. 2 CCDF curves for risk-whole-body dose and risk-acute red bone marrow dose

3.2 不同应急响应方案对后果的影响

根据核电厂安全导则相关规定,表 3 列出了 AP1000 滨海核电厂应急干预水平^[6]及根据公众全身或敏感器官接受的剂量实施相应的应急措施。

表 3 核电厂应急干预水平
Table 3 Emergency action level for nuclear power plant

应急措施	剂量/mSv	
	全身	肺、甲状腺等重要器官
隐蔽	5	50
服稳定性碘		50
撤离	50	500

针对假想的严重事故,考虑了 3 种应急响应方案:1) 距核电厂 5 km 范围内公众全部撤离,撤离到 30 km 外,撤离延迟时间保守假设

于 $1 \times 10^{-6}/(\text{堆} \cdot \text{年})$,满足 URD^[5] 风险目标要求。

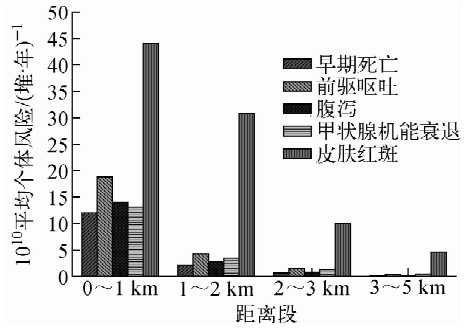


图 1 各类确定性健康效应平均个体风险

Fig. 1 Average individual risk of health effect

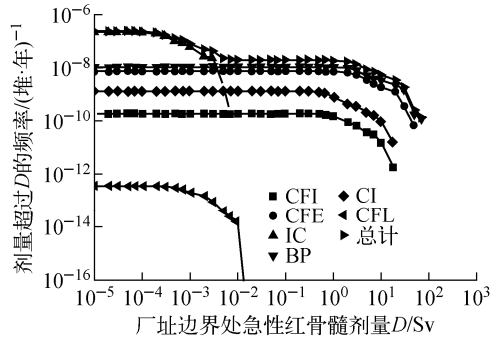


图 3 不同应急响应方案

烟羽中心线下方全身有效剂量风险

Fig. 3 Plume-centerline whole-body dose risk for various emergency response measures

为 2 h,撤离速度假设为 20 km/h;2) 距核电厂 5 km 范围内公众事故后隐蔽,假设隐蔽延迟时间为 0.75 h,隐蔽持续时间为 12 h;3) 不采取任何应急措施。

图 3 为不同应急响应方案烟羽中心线下方

全身有效剂量风险。可看出,对 5 km 范围内公众进行撤离,可显著降低全身有效剂量风险(较正常活动情况低 1 个量级);而实施隐蔽后能有效降低全身有效剂量风险。

3.3 敏感性分析

二级 PSA 分析中,需对各释放类别分别进行事故序列的选取,得到各核素组释放份额的数据。序列选取中难以兼顾所有核素组,不能

保证每一核素组释放份额均最大。出于保守角度考虑,应选取主导核素组释放份额较大的事故序列。表 4 列出了厂址边界附近 24 h 内各核素组对个体全身有效剂量的相对贡献。由表 4 可看出,CFI 及 CFL 类受镧系核素影响较大,CFE、BP 类受碘及稀有金属影响较大,IC 类主要贡献来自镧系及稀有金属,CI 类主要贡献来自稀有金属。

表 4 各核素组对全身有效剂量的相对贡献

Table 4 Relative contribution of various nuclide groups to whole-body effective dose

类别	相对贡献/%								
	惰性气体	碘	碱金属	碲组	铈组	稀有金属	镧系	铀组	钷组
CFI	3.01	1.68	0.28	0.06	4.41	15.97	73.17	0.58	0.85
CFE	4.60	45.77	7.64	0.29	1.14	39.16	0.96	0.02	0.44
IC	0.58	7.32	2.33	0.30	4.69	53.36	29.15	0.19	2.09
BP	0.26	45.75	9.94	0.82	0.36	41.88	0.64	0.02	0.32
CI	0.28	15.01	1.92	0.28	4.04	73.92	2.31	0.04	2.20
CFL	0.49	3.78	0.86	0.13	2.73	25.50	65.25	0.41	0.85

4 结论

本文采用 MACCS 程序分析了 AP1000 滨海核电厂发生严重事故后对厂外公众的影响,得到如下结论:

1) 事故后 24 h 内急性照射厂外剂量风险中,BP 类剂量风险最大,贡献超过 60%;

2) AP1000 核电机组发生严重事故造成的癌症死亡风险及个体早期死亡风险相对较低;

3) 厂址边界处 24 h 内,全身有效剂量及急性红骨髓剂量超过 0.25 Sv 的频率均小于 $1 \times 10^{-6}/(\text{堆} \cdot \text{年})$;

4) 事故发生后采取有效的应急措施可显著降低公众剂量风险;

5) 事故序列的选取中,应重点关注碘、稀有金属及镧系核素的贡献。

参考文献:

[1] JOW J L, SPRUNG J L, ROLLSTIN L T, et al. MELCOR accident consequence code system (MACCS), model description[M]. USA: Sandia National Laboratories, 1990: 2-10.

[2] VALENTIN J. The 2007 recommendations of the international commission on radiological pro-

tection[M]. Canada: The International Commission on Radiological Protection, 2007: 53.

[3] 胡二邦,高占荣. 应用分段烟羽模式估算秦山核电厂(二期)设计基准事故概率后果[J]. 环境科学学报,1998,18(2):181-182.

HU Erbang, GAO Zhanrong. A probability consequence estimation of design basic accident for Qinshan Nuclear Power Plant (2×600 MW) using segment method[J]. Acta Scientiae Circumstantiae, 1998, 18(2): 181-182(in Chinese).

[4] 樊申,谢建伦,张应超. 秦山核电厂全厂断电事故厂外后果分析[J]. 原子能科学技术,2006,40(6):698-702.

FAN Shen, XIE Jianlun, ZHANG Yingchao. Analysis of off-site consequence in case of station blackout accident for Qinshan Nuclear Power Plant[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2006, 40(6): 698-702(in Chinese).

[5] TENERA L P. Advanced light water reactor utility requirements document[R]. Palo Alto: Electric Power Research Institute, 1999.

[6] 国家核安全局,国家环境保护总局. 核事故辐射应急时对公众防护的干预原则和水平,HAF0703[R]. 北京:国家核安全局,1990.