第43卷第12期　　原 子 能 科 学 技 术　　Vol. 43, No. 12
2009年12月　　Atomic Energy Science and Technology　　Dec. 2009

关于正确理解堆芯损坏概率的进一步讨论

赵瑞昌，童节娟，周林军，张永发，黄　挺，张作义
（清华大学 核能与新能源技术研究院，北京　100084）

摘要：堆芯损坏概率/频率这一指标经常用在关于核电安全性的讨论中，其数值意义及概念的认识或理解尚需进一步明确。本文利用概率论相关方法，在深入了解堆芯损坏频率（CDF）获得过程的基础上，讨论了利用泊松过程来计算堆芯损坏概率（CDP）的方法。并说明了直接叠加单个堆年 CDF 来估计 CDP，是一种常见的近似方法，其误差会随着堆年数的增多而变大，应明确其适用范围。计算表明：在 10% 误差的条件下，对 CDF 为 1×10^{-4}/（堆・年）的堆，用近似方法可讨论到约 2 000 堆・年，而对 CDF 为 1×10^{-5}/（堆・年）的堆，则可讨论到约 20 000 堆・年。同时在使用该指标时，不能忽略反应堆发生堆芯损坏这一事件本身的随机属性。

关键词：反应堆；概率安全分析；堆芯损坏概率；堆芯损坏频率；多堆年
中图分类号：TL364.5　　**文献标志码：**A　　**文章编号：**1000-6931(2009)12-1057-05

Further Discussion on Appropriate Interpretation of Core Damage Probability

ZHAO Rui-chang, TONG Jie-juan, ZHOU Lin-jun, ZHANG Yong-fa, HUANG Ting, ZHANG Zuo-yi
(*Institute of Nuclear and New Energy Technology, Tsinghua University, Beijing* 100084, *China*)

Abstract: Core damage frequency/probability (CDF/CDP) is an important indicator to discuss, describe or compare the safety of nuclear power plants (NPPs). However, the concept of CDF/CDP may require to be clear to people. Generally, for the total CDP estimation purpose of multiple reactors, the damage probability of each reactor can not be accelerated directly when the reactor-year is increasing. The paper discussed the Poisson process applied in the CDP calculation. And the relationship between the CDF and CDP, and the stochastic characteristic of the core damage (CD) event should be considered intensively and cautiously in order to achieve the precise result. Results show that the simple estimation method can be valid about 2 000 reactor-years for the reactors which CDF is 1×10^{-4}/reactor-year, when 20 000 reactor-years for the reactors which CDF is 1×10^{-5}/reactor-year. Moreover, the stochastic property of CDP must be kept all along during the discussion.

Key words: reactor; probabilistic safety assessment; core damage probability; core

收稿日期：2009-01-05；**修回日期：**2009-02-26
作者简介：赵瑞昌（1982—），男，北京人，博士研究生，核能科学与技术专业

damage frequency; multiple plant year

核电中长期发展规划的颁布,标志着我国进入了核电事业高速发展的有利时期[1]。在关于核电安全性的讨论中,堆芯损坏频率(CDF)以及堆芯损坏概率(CDP)是讨论和比较核电安全性的两项重要指标。当前,关于这两项指标,尤其是堆数量与运行时间均不断增长(即多堆年)的情况下对 CDP 的理解,存在不同的观点。如文献[2]中,将 CDF 值为 1×10^{-4}/(堆·年)视作1万堆年会发生1次堆芯损坏事故,得出若有500座堆,则每 20 a 发生 1 次堆芯损坏(CD)事故的结论,对此业界存有争论。争论本身反映了:1) CDP 与 CDF 的随机特性应得到充分认识;2) 按堆年数量直接累加估算多堆年 CDP 是常见的计算方法,其使用条件与适用范围尚需明确。

CDP 与 CDF 的概念本质上根本不同。CDF 为描述堆芯发生损坏的频率特征量,在一定意义上体现堆芯安全性能与特征,而 CDP 指堆芯损坏这一事件的发生概率。两者概念不同,但存在一定的关系。通常,CDP 是 CDF 的函数,即:

$$\mathrm{CDP} = F(\mathrm{CDF},\ t,\ X)$$

其中:X 表示除 CDF 及时间 t 以外的参数,一般可忽略。函数 F 一般不是线性的,但在一定范围内具有线性特征。直接累加 CDF 作为 CDP 的做法,主要应用了此特征。而当前的争论,很大原因是由于对该适用范围的不明确。对此,本文将在后面具体阐述。

文献[2-3]对此问题进行了一定深度的探讨,并给出了相应的结果[2]。本文将在此基础上,对 CDF/CDP 及相关问题进一步讨论,包括 CDF 的确定性及概率性区别、与 CDP 的相互关系(即函数 F 的具体形式)、CDP 的计算、近似估算方法的适用范围等,希望能对该问题的进一步明确起到作用。

1 确定性与概率性

当前,核电业界内外在关于反应堆安全水平的认识上是相对一致的,即现有主流核电站反应堆堆芯的损坏可能性在 1×10^{-4}/(堆·年)以下。这个指标即为 CDF 值。而在使用该指标前,首先需明确其概率性特征。

反应堆发生 CD 本质上是一随机事件,CDF 的数值就是这一随机事件发生的期望特征值。因此,在对 CDF 数值为 1×10^{-4}/(堆·年)进行讨论时,可理解为1个堆运行1万年可能发生1次 CD 事故,或不严格地说,平均1万个堆运行1年可能发生1次 CD 事故。但这仅是“可能”而已,作为随机事件,其本质是概率性的,具体到该“可能”发生与否、可能性大小,则需利用概率论工具进行更深入的讨论。如前所述,对该频率值进行操作可得到“500个反应堆运行 20 a 就会发生堆芯损坏事故”的说法,这一说法尽管体现了 CDF 值为 1×10^{-4}/(堆·年)时对 CDP 的期望认识,但在准确表达 CD 的随机性特点上是不够恰当的。

2 堆芯损坏频率与堆芯损坏发生概率的关系

文献[2]论证了 CDP 可用以 CDF 为参数的泊松过程来近似。实际上,泊松过程在概念上可用来准确计算每堆年下发生 CD 的概率,用“X”描述发生堆芯损坏次数的随机事件,则发生堆芯损坏事件的概率为:

$$P(X \geqslant 1) = 1 - P(X = 0) = 1 - \frac{(f^{\mathrm{CD}}t)^n}{n!}\cdot \mathrm{e}^{-f^{\mathrm{CD}}t}\Big|_{t=1,n=0} = 1 - \mathrm{e}^{-f^{\mathrm{CD}}} \quad (1)$$

其中:f^{CD} 为 CDF 值;t 为时间。

根据 Taylor 展开,式(1)可展开为:

$$P(X \geqslant 1) = f^{\mathrm{CD}} + O(f^{\mathrm{CD}}) \quad (2)$$

当 CDF 很小时,式(2)右边的高阶小量近似为0,从而得到 CDP 与 CDF 近似相等的结论。当前在堆芯损坏频率为 1×10^{-4}、1×10^{-5}/(堆·年)的水平上,该条件均可认为是满足的。因此,在单堆年条件下,用 CDF 直接作为 CDP,数值上可接受。

同时,本文并不建议用大数定律[7] CDF 近似于 CDP 进行解释,大数定律是指在样本数目足够多的条件下,随机事件的特征可稳定地表现出来。但即使当前世界范围内的所有在役反应堆累加在一起仅有 10 000~20 000 堆·年,而 CDF 值为 1×10^{-4}/(堆·年)是一期望值为

10 000 堆·年可能发生 1 次的随机事件，显然远不能达到大数定律所能成立的统计条件。

3　堆芯损坏发生概率的理论模型

CDF 是应用概率安全分析(PSA)方法通过考察干扰核电站正常运行的所有因素(即始发事件)以及核电站所配置的各种安全系统对这些干扰因素的缓解行为成功与否，从而获得可能导致堆芯发生损坏的事故序列。再根据所统计的始发事件发生频率、安全系统设备以及操纵员动作的可靠性数据等内容，对事故序列进行定量化，最终获得 CDF。

在这个定量化的过程中，只有始发事件发生的数据是频率值，而在始发事件后，事故序列中所有缓解措施的成功与否，均是以概率形式体现的。因此，最终得到的 CDF 数值，实际上是各始发事件的发生频率与其相应的缓解功能失效概率乘积的累加，即：

$$f^{\mathrm{CD}} = \sum_i f_i^{\mathrm{CD}} = \sum_i f_i^{\mathrm{IE}} \cdot p_i \tag{3}$$

其中：f^{CD} 即为 CDF 值；f_i^{CD} 为始发事件 i 所贡献的反应堆堆芯损坏频率；f_i^{IE} 为始发事件 i 的发生频率，一般可由统计得到，单位为(堆·年)$^{-1}$；p_i 为始发事件 i 的总的缓解失败概率，即所有可能导致缓解功能失效的途径之和。

式(3)实际上说明，始发事件 i 会以缓解功能失败概率 p_i 的可能性转化为堆芯损坏事故。

关于始发事件的发生所服从的规律，已有很多文献[4-7]予以论证。可认为，在所考察的时间段内，某始发事件的发生次数满足以始发事件本身的期望频率为强度的泊松分布，即：

$$P(X_i = k) = \frac{(f_i^{\mathrm{IE}} t)^k}{k!} \mathrm{e}^{-f_i^{\mathrm{IE}} t} \tag{4}$$

其中：X_i 为始发事件 i 的发生次数的随机变量；f_i^{IE} 为始发事件 i 的期望发生频率，即强度；k 为 始发事件 i 的发生次数。

由于始发事件 i 会以缓解功能失败概率 P_i 的可能性转化为堆芯损坏事故，因此，始发事件 i 可能导致的反应堆堆芯损坏事故发生次数，也是满足泊松分布的随机变量，推证过程如下。

由全概率公式可知，反应堆发生堆芯损坏事故次数的分布为：

$$P(Y_i = n) = \sum_{k=0}^{\infty} (P(Y_i = n \mid X_i = k) \cdot P(X_i = k)) \tag{5}$$

其中：Y_i 为由始发事件 i 所引发的反应堆发生堆芯损坏事故次数的随机变量；$P(Y_i = n)$ 为反应堆发生 n 次堆芯损坏事故的概率；$P(X_i = k)$ 为始发事件 i 发生 k 次的概率，$P(Y_i = n) = \sum_{k=0}^{\infty} (P(Y_i = n) \mid X_i = k) \cdot \frac{(f_i^{\mathrm{IE}} t)^k}{k!} \cdot \mathrm{e}^{-f_i^{\mathrm{IE}} t}$。

在始发事件 i 发生 k 次的条件下，由于每次始发事件 i 的缓解失败转化为堆芯损坏事故的概率均相同(均为 p_i)，因此，由此导致的反应堆发生堆芯损坏事故的次数实际上服从以 k 与 p_i 为参数的二项分布，即上式中：

$$P(Y_i = n \mid X_i = k) = \begin{cases} C_k^n p_i^n (1-p_i)^{k-n} & k \geqslant n \\ 0 & k < n \end{cases}$$

因此，式(5)可进一步展开为：

$$P(Y_i = n) = \sum_{k=0}^{\infty} (C_k^n p_i^n (1-p_i)^{k-n} \cdot \frac{(f_i^{\mathrm{IE}} t)^k}{k!} \mathrm{e}^{-f_i^{\mathrm{IE}} t}) = \frac{(f_i^{\mathrm{IE}} t p_i)^n \mathrm{e}^{-f_i^{\mathrm{IE}} t}}{n!} \mathrm{e}^{-f_i^{\mathrm{IE}} t (1-p_i)} = \frac{(f_i^{\mathrm{IE}} t p_i)^n \mathrm{e}^{-f_i^{\mathrm{IE}} t p_i}}{n!}$$

根据式(3)，上式即为：

$$P(Y_i = n) = \frac{(f_i^{\mathrm{CD}} t)^n \mathrm{e}^{-f_i^{\mathrm{CD}} t}}{n!} \tag{6}$$

式(6)说明，始发事件 i 在所考察的时间段 t 内，可能引发的反应堆堆芯损坏事故的发生次数也同样满足泊松分布，且强度为 f_i^{CD}。该结论实际是体现了泊松分布在随机选择下的不变性。

最后，根据泊松分布的强度可加性[8]，可得所有始发事件可能导致的反应堆总的 CDP 的表达式，即：

$$P(Y = n) = P(\sum_i^I Y_i = n) = \frac{(\sum_i^I f_i^{\mathrm{CD}} t)^n}{n!} \cdot \mathrm{e}^{-\sum_i^I f_i^{\mathrm{CD}} t} = \frac{(f^{\mathrm{CD}} t)^n}{n!} \cdot \mathrm{e}^{-f^{\mathrm{CD}} t} \tag{7}$$

可看到，反应堆堆芯损坏事故的发生概率同样满足以 CDF 为强度的泊松分布(一般仅关心式(7)中 $n=1$ 的情况)。

至此，可用以 CDF 为强度的泊松分布来计算 CDP。例如，某反应堆 CDF 为 1×10^{-4}/

(堆·年),则累计运行30 a的CDP为:

$$P(X \geqslant 1) = 1 - P(X = 0) =$$

$$1 - \frac{(f_i^{\mathrm{CD}} t)^n}{n!} \cdot \mathrm{e}^{-f^{\mathrm{CD}} t} \Big|_{t=30,\ n=0} = 0.002\ 996 \quad (8)$$

4 多堆年堆芯损坏发生概率的计算

4.1 直接累加计算方法的适用条件与范围

直接累加计算方法在堆年数目较小的情况下会得到很好的结果。但在数目很大的多堆年情况下,CDP的准确值与以往按堆年数目将CDF值直接叠加的近似值相比,存在误差。因当前所使用的近似计算方法是基于一个基本假设,即CDF值与所计算的堆年数量的乘积很小(一般为0~0.2)。

当讨论多堆年时,实际包括一堆多年、多堆一年及多堆多年的情况。

首先对于一堆多年,精确结果可用式(7)计算。在考察年总数不大的情况下,用CDF直接乘以堆年数——CDF·t也可得到近似的答案。由于每个反应堆设计寿命为40~60 a,在该寿期范围内讨论单堆的堆芯损坏概率,基本不会产生大的偏差,均可满足近似公式的要求。而对于多堆多年(含多堆一年),累计运行年数和累计堆年数有可能会被推广到很大,因此,用CDF乘堆年数来估计CDP的近似做法,就需注意其适用范围,否则其表述会不确切。在实际计算过程中可看到,在逐渐增大堆年数量下,近似方法所得结果与精确结果之间的误差增长,这与CDF本身的大小也有关系。图1为不同CDF值时CDP随堆年数目增多时的发展曲线,并分别表现了两种计算方法之间的差距。

国家核电中长期发展规划[1]提出希望,到2020年,核电运行装机容量争取达到40 000 MW,届时我国将拥有约50个反应堆。若考虑每堆运行60 a,则要考虑的堆年范围为3 000堆·年左右,因此,设堆年范围取0~4 000堆·年。从图1可看到,对于CDF为1×10^{-5}/(堆·年)的堆,近似方法和精确方法基本无差距;而对于1×10^{-4}/(堆·年)的堆,在2 000堆·年后两条曲线即开始有明显差异。进一步计算可得,误差限制在10%以内的条件下,对于CDF值为1×10^{-4}/(堆·年)的情况,在2 000堆·年内近似方法可满足误差要求,而CDF值为1×10^{-5}/(堆·年)的情况,堆年数目则可拓宽到20 000堆·年。当然,这一结论可推广,对于CDF值越小者,其近似方法的适用堆年范围也越广。

这里主要讨论了不同CDF值的近似方法适用条件及相对误差的不同,下面就其对CDP的绝对贡献进行讨论。并应用概率论对此进行相对精确的表述,从中可看到,在不同CDF值的堆型条件下,CDF值越小,则其对总的CDP贡献相应越小。

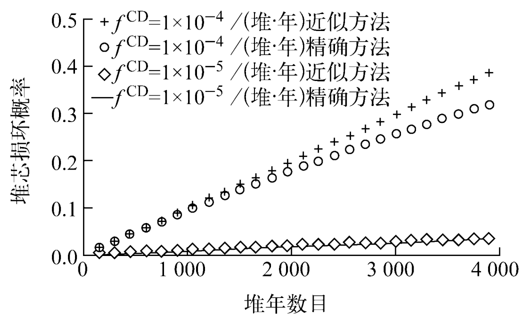

图1 两种CDF值多堆年下的堆芯损坏概率发展曲线

Fig. 1 Curves of two methods comparison on different CDFs and multiple plant years

4.2 多堆年条件下精确计算方法及结果

准确计算多堆多年条件下的CDP,可利用泊松分布的强度可加性,将单堆的CDF增强到多堆的CDF之和,再利用式(7)进行计算。

例如,若考虑当前世界上正在运行400余座反应堆。假设堆数目$N=400$,且平均每座反应堆的CDF值为1×10^{-4}/(堆·年),同时不考虑所考察的时间范围内新建成并投运的反应堆。则由泊松分布的强度可加性以及时齐性等性质可知,在从当前计时的今后1 a内,400座反应堆发生堆芯损坏事故的概率为:

$$P(X \geqslant 1) = 1 - P(X = 0) =$$

$$1 - \frac{(N \cdot \mathrm{CDF} \cdot t)^n}{n!} \cdot$$

$$\mathrm{e}^{-N \cdot \mathrm{CDF} \cdot t} \Big|_{N=400,\ t=1,\ n=0} = 0.039\ 2$$

对于两种不同CDF的反应堆,在多堆年的条件下所得的不同CDP结果进行比较。若A反应堆的CDF值为1×10^{-4}/(堆·年),B反应堆的CDF值为1×10^{-5}/(堆·年)。假设这两种反应堆各建20座,则未来30 a中每一种堆的CDP数值示于图2。同时也可得到这40座

反应堆总体在未来30 a的CDP值的变化曲线（图中实线）。

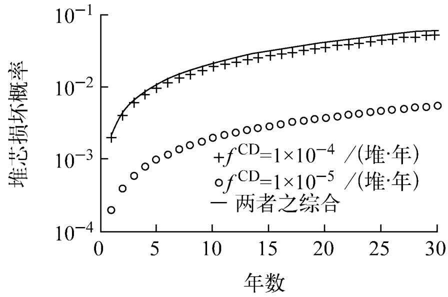

图2　两种CDF的各20座反应堆在未来30 a的堆芯损坏事故概率发展曲线

Fig. 2　Curves of core damage probability of 40 plants in 30 years by two types of CDF

图2说明了多堆情况下不同CDF反应堆的未来30 a内CDP的发展曲线，从图2可看出，总CDP的主要部分是由CDF较大者提供的。这与先进堆型拥有更小CDF的直观概念是相符合的。

5　结论与讨论

本工作探讨了CDP/CDF这两个指标在使用中需注意的问题。通过对CDF的随机属性与特征的分析，阐述了CDF与CDP间的关系，并给出了应用泊松过程的计算模型。利用模型对不同CDF的反应堆安全性能进行了计算，得到了CDF值对CDP贡献的定量结果。

同时，强调了CDF与CDP概念上的不同。论证了以CDF按直接累加近似为CDP的方法，仅在较小的堆年数量范围内可行。且这一范围与其相应CDF有关，CDF值越小，则近似方法适用的堆年范围越大。在堆年数目与相应的CDF乘积大于0.2时，建议使用本文阐述的精确方法获得CDP。

这里仅对多堆、多年等问题进行了概念层面的思考与讨论，并未涉及如一址多堆、同类反应堆的共因/共模以及运行维护等问题。且文中的讨论还进行了一些基本的假设，随着反应堆运行经验的不断累积、提高，相关数据不断丰富，这些基本假设便会逐渐成为计算模型中可考虑的因素，使反应堆的安全性方面的讨论更加精确。

参考文献：

[1]　国家发展和改革委员会. 核电中长期发展规划(2005—2020)[M]. 北京：国家发改委，2007.

[2]　刘长欣，张作义，钱永柏. 关于多堆年情况下堆芯损坏概率的讨论[J]. 原子能科学技术，2008，42(4)：289-291.
LIU Changxin, ZHANG Zuoyi, QIAN Yongbai. Discussion of reactor core damage probability under condition of multiple reactor years[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2008, 42(4): 289-291(in Chinese).

[3]　王任泽，张建岗. 考虑相关性后多堆年情况下堆芯损坏概率的讨论[C]∥核能概率安全分析研讨会. 深圳：[出版者不详]，2008：105-109.

[4]　U. S. Nuclear Regulatory Commission. Handbook of parameter estimation for probabilistic risk assessment, NUREG/CR-6823[R]. Maryland: NRC, 2003.

[5]　International Atomic Energy Agency. Defining initiating events for the purposes of probabilistic safety assessment, IAEA-TECDOC-719[R]. Vienna: IAEA, 1993.

[6]　U. S. Nuclear Regulatory Commission. Rates of initiating events at U. S. Nuclear Power Plant: 1987-1995, NOREG/CR-5750[R]. Maryland: NRC, 1999.

[7]　U. S. American Society of Mechanical Engineers. Standard for probabilistic risk assessment for nuclear power plant applications[S]. New York: ASME, 2001.

[8]　萧树铁，钱敏平，叶俊. 随机数学[M]. 北京：高等教育出版社，2000.