



中华人民共和国能源行业标准

NB/T xxx—xxxx

核电厂选址假想事故源项分析准则

Analysis criteria for postulated siting accident source term
for nuclear power plant

(报批稿)

XXXX-XX-XX 发布

XXXX-XX-XX 实施

国家能源局 发布
国家核安全局 认可

目 次

前言	II
1 范围	1
2 术语和定义	1
3 基本假定	1
4 选址假想事故源项计算模型	3
附 录 A （资料性附录）喷淋去除计算模型	4
附 录 B （资料性附录）环境释放源项计算模型	6

前言

本标准按照GB/T 1.1—2009给出的规则起草。

本标准由能源行业核电标准化技术委员会提出。

本标准由核工业标准化研究所归口。

本标准起草单位：中国核电工程有限公司、上海核工程研究设计院、中广核研究院有限公司。

本标准主要起草人：邱林、黄树明、孙大威、沈永刚、刘新建、高健伟、薛娜、蔺洪涛、吴楠。

本标准2016年8月30日，经国家核安全局审查认可。

核电厂选址假想事故源项分析准则

1 范围

本标准规定了核电厂选址假想事故源项计算及分析的相关准则，包括基本假定和要求。
本标准适用于压水堆核电厂。

2 术语和定义

下列术语和定义适用于本文件。

2.1

选址假想事故 **postulated accident for siting**

该事故仅适用于审批厂址阶段，作为确定厂址非居住区、规划限制区边界的依据。对于水冷反应堆，该事故一般应考虑全堆芯熔化，否则应进行充分有效的论证。

[GB 6249—2011, 定义3.12]

2.2

安全壳 **containment**

为防止核反应堆在运行或发生事故时放射性核素外逸而设置的密闭构筑物称为安全壳。

安全壳按结构可分为单层安全壳和双层安全壳。对于双层安全壳，内层安全壳主要承受事故压力，外层安全壳起生物屏蔽及外部事件保护作用，两层安全壳之间留有环形空间，可维持一定的负压。

2.3

旁通 **bypass**

安全壳内的放射性核素未被收集和处理而直接释放到环境的现象。

3 基本假定

3.1 堆芯积存量

堆芯裂变产物积存量应该根据反应堆最大满功率运行、许可证批准的燃料富集度和燃耗深度来确定，并考虑功率不确定系数（典型值为1.02）。一般应采用平衡循环寿期末的数值。

3.2 释放过程的时间特性

选址假想事故释放分为间隙释放和压力容器内早期释放两个阶段，各阶段的起始和持续时间见表1。规定事故起始时间为事故初始发生的时刻（即 $T=0$ ）。压力容器内早期释放紧随间隙释放。假设从堆芯释放到安全壳内的放射性核素释放量在相应释放阶段内以线性方式增加。此外，也可以假设放射性核素在相应释放阶段开始时瞬间释放。

表1 选址假想事故释放阶段时间进程

时段	起始时间	持续时间
间隙释放	30 s*	0.5 h
压力容器内早期释放	0.5 h+30 s*	1.3 h

*对于采用管道破前漏技术（LBB）或类似能够极大降低管道瞬间破裂概率技术的机组，间隙释放开始时间可以为10min。

3.3 释放份额

事故后堆芯裂变产物向安全壳内释放的份额见表2。

必要时应进行核素的筛选，通常计算所考虑核素的剂量贡献不低于总剂量的90%。

表2 堆芯裂变产物总量向安全壳内释放的份额

核素组	间隙释放阶段	压力容器内早期释放阶段	总计
惰性气体（Xe, Kr）	0.05	0.95	1.0
卤族元素（I, Br）	0.05	0.35	0.4
碱金属（Cs, Rb）	0.05	0.25	0.3
碲金属（Te, Sb, Se）	0.00	0.05	0.05
钡、锶（Ba, Sr）	0.00	0.02	0.02
贵金属（Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co）	0.00	0.0025	0.0025
镅族（Ce, Pu, Np）	0.00	0.0005	0.0005
镧系元素（La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am）	0.00	0.0002	0.0002

注：上述数据适用于最大燃耗低于62GWD/MTU反应堆。

3.4 化学形态

在核电厂选址假想事故中，如果反应堆地坑水的pH控制在7或者更大，则应假设由反应堆冷却剂系统释放到安全壳的放射性碘中95%为气溶胶碘、4.85%为元素碘、0.15%为有机碘。这里包括了从间隙和燃料芯块的释放。

除了元素碘、有机碘和惰性气体以外，其余的裂变产物假设以气溶胶形态存在。

3.5 安全壳内放射性核素的去除

3.5.1 安全壳喷淋去除

如果核电厂设计中具有安全级的安全壳喷淋系统，并且该系统满足单一故障准则，则可以考虑喷淋系统的去除机制。应使用经证明合理保守的方法来确定去除效率。附录A中给出了一种推荐的喷淋去除机制简化计算模型。

3.5.2 自然去除过程

可考虑安全壳内自然过程（如重力沉降，扩散泳，热泳等）对气溶胶的去除机制。应使用经证明合理保守的方法来确定去除效率。

3.6 泄漏途径的考虑

3.6.1 单层安全壳泄漏

在事故后最初24 h内，安全壳泄漏率应采用技术规格书中规定的峰值压力下的安全壳泄漏率，24 h后安全壳泄漏率减半。

3.6.2 双层安全壳释放

对于具有密封性双层安全壳结构的核电厂，内层安全壳的泄漏按照3.6.1考虑。

应考虑内层安全壳直接旁通到环境中的释放途径。释放的份额为内层安全壳泄漏率的一定份额，具体应根据电站的设计和验证进行确定（典型地可取1%~10%）。

若外层安全壳设计有专设安全设施过滤系统，且在维持技术规格书规定的负压状态期间，可以考虑其对内层安全壳泄漏放射性核素的收集和处理。可以考虑环形空间内的混合稀释作用，通常这种混合应限于50%。

应考虑环形空间一定份额（典型地可取10%）的放射性核素直接旁通到环境。

4 选址假想事故源项计算模型

对于选址假想事故，放射性核素向环境的释放量应根据上述假定和相关参数进行计算。计算放射性核素由安全壳向环境释放的参考模型见附录B。

附 录 A
(资料性附录)
喷淋去除计算模型

A.1 元素碘的去除

A.1.1 元素碘的壁面沉积去除系数

元素碘的壁面沉积去除系数可由公式A.1进行估计：

$$\lambda_w = \frac{K_w A}{V} \dots\dots\dots (A.1)$$

式中：

λ_w ——壁面沉积对元素碘的一阶去除系数， h^{-1} ；
 A ——安全壳内喷淋液滴所淋湿的表面积，单位为平方米 (m^2)；
 V ——安全壳的净自由体积，单位为立方米 (m^3)；
 K_w ——传质系数， m/h ；保守地取为4.9 m/h 。

A.1.2 元素碘的喷淋去除系数

元素碘的喷淋去除系数可由公式A.2进行估计：

$$\lambda_s = \frac{6K_g T F}{VD} \dots\dots\dots (A.2)$$

式中：

λ_s ——喷淋液滴对元素碘的一阶去除系数， h^{-1} ；
 K_g ——气相传质系数，单位为米每小时 (m/h)；
 T ——喷淋液滴的下落时间，单位为小时 (h)；
 F ——喷淋泵的流量，单位为立方米每小时 (m^3/h)；
 D ——喷淋液滴直径，单位为米 (m)；
 λ_s 的取值范围在10~20 h^{-1} ；典型值可取10 h^{-1} 。

A.1.3 去污因子

碘的去污因子定义为安全壳内碘浓度的最大值除以某一时刻安全壳大气中碘的浓度。由安全壳喷淋可以获得的碘的最大去污因子可由公式A.3确定：

$$DF = 1 + \frac{V_s H}{V_c} \dots\dots\dots (A.3)$$

式中：

H ——碘的有效分配系数，典型地可取为5000；
 V_s ——安全壳地坑水及地坑溢出水的体积，单位为立方米 (m^3)；
 V_c ——安全壳净自由体积减去 V_s ，单位为立方米 (m^3)；

当去污因子达到最大值时，将不再考虑喷淋对元素碘的去除作用，最大去污因子一般不超过200。

A.2 气溶胶碘的喷淋去除

气溶胶碘的喷淋去除系数可由公式A.4进行估计：

$$\lambda_p = \frac{3IFE}{2VD} \dots\dots\dots (A.4)$$

式中：

λ_p ——喷淋液滴对气溶胶碘的一阶去除系数， h^{-1} ；

h ——喷淋液滴下落高度，单位为米（m）；

F ——喷淋泵的流量，单位为立方米每小时（ m^3/h ）；

E ——收集效率，无量纲；

D ——喷淋液滴直径，单位为米（m）；

$\frac{E}{D}$

为收集效率与喷淋液滴直径的比值，保守地假设其初始值为 $10m^{-1}$ （即对于直径为1mm的液滴，其喷淋收集效率为1%）；当安全壳内气溶胶的浓度降低50倍时，该值突变为 $1m^{-1}$ 。

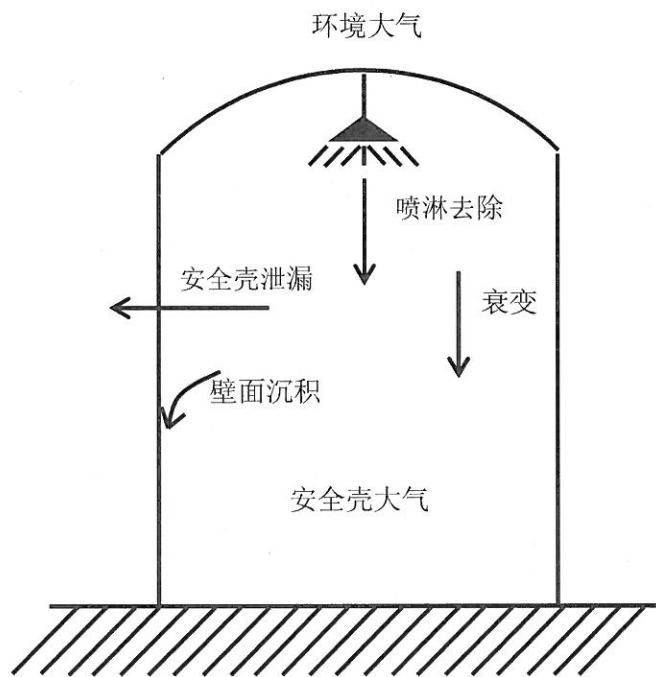
A.3 有机碘的去除

保守地假设有机碘不会被喷淋液滴去除，也不考虑壁面沉积导致的去除。

附 录 B
(资料性附录)
环境释放源项计算模型

B.1 单层安全壳模型

放射性核素由安全壳释放到环境的参考模型见图B.1。



图B.1 单层安全壳放射性核素的释放模型

放射性核素从安全壳向环境的释放量可由下述微分方程组给出：

$$\frac{dA_1}{dt} = R(1 - (\lambda_T + \lambda_S + \lambda_N + L))A_1 \dots\dots\dots (B.1)$$

$$\frac{dA_2}{dt} = LA_1 \dots\dots\dots (B.2)$$

式中：

A_1 , A_2 ——分别表示放射性核素在安全壳内及环境中的放射性活度，单位为贝克（Bq）；

R ——放射性核素由堆芯向安全壳的释放速率，单位为贝克每小时（Bq/h）；

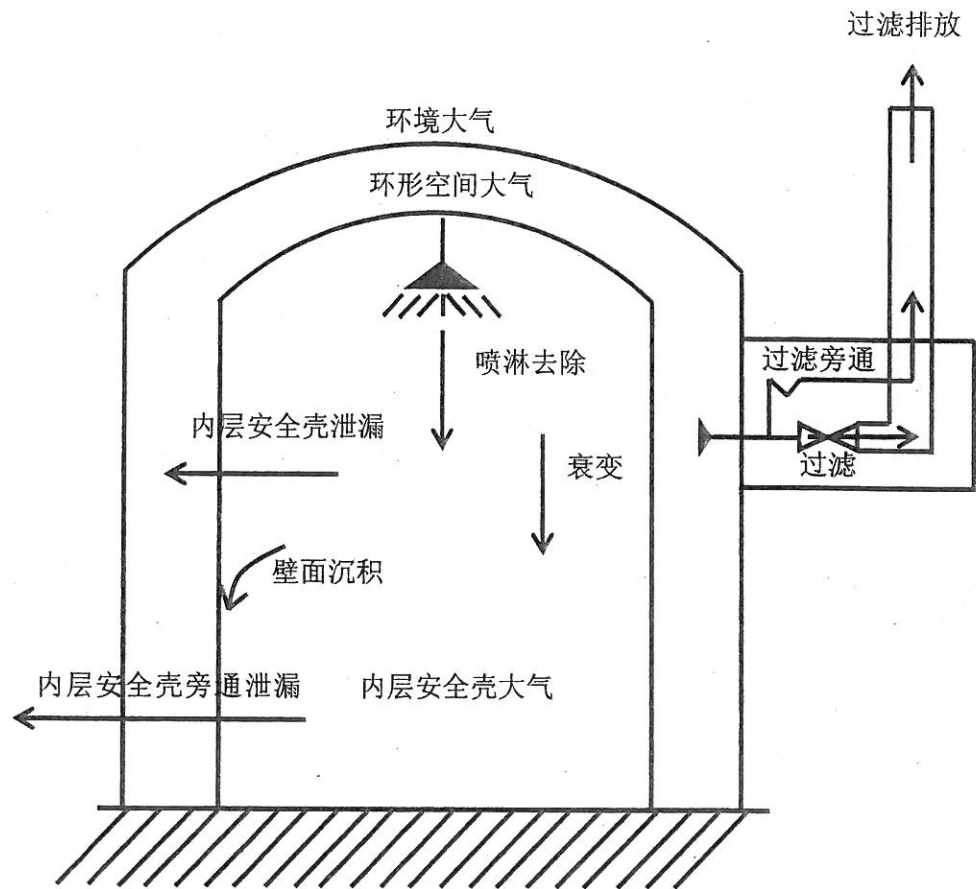
λ_T ——核素的放射性衰变常数， h^{-1} ；

λ_S , λ_N ——分别表示喷淋系统的喷淋去除系数以及自然去除作用的去除系数， h^{-1} ；

L ——安全壳的泄漏率， h^{-1} 。

B.2 双层安全壳模型

放射性核素由双壳安全壳释放到环境的参考模型见图B.2。



图B.2 双层安全壳放射性核素的释放模型

放射性核素从安全壳向环境的释放量可由下述微分方程组给出：

$$\frac{dA_1}{dt} = R - (\lambda_T + \lambda_S + \lambda_N + L)A_1 \quad \text{.....(B.3)}$$

$$\frac{dA_2}{dt} = (1 - P_1)LA_1 - (\lambda_T + \lambda_F)A_2 \quad \text{.....(B.4)}$$

$$\frac{dA_3}{dt} = P_1LA_1 + [P_2 + (1 - P_2)(1 - f)]\lambda_FA_2 \quad \text{.....(B.5)}$$

式中：

A_1, A_2, A_3 ——分别表示放射性核素在内层安全壳，环形空间及环境中的放射性活度，单位为贝克（Bq）；

R ——放射性核素由堆芯向安全壳的释放速率，单位为贝克每小时（Bq/h）；

λ_T ——核素的放射性衰变常数， h^{-1} ；

- λ_S, λ_N ——分别表示喷淋去除机制和自然去除机制的去除系数, h^{-1} ;
- λ_F ——环形空间由于排风导致的换气速率, h^{-1} ;
- L ——内层安全壳的泄漏率, h^{-1} ;
- P_1 ——内层安全壳泄漏的放射性核素直接向环境释放的份额, 表示为内层安全壳泄漏率的一定份额;
- P_2 ——环形空间的放射性核素未经专设安全设施过滤而直接旁通到环境的份额;
- f ——外层安全壳排风过滤器的过滤效率。