



中华人民共和国国家标准

GB/T 13976—2008
代替 GB/T 13976—1992

压水堆核电厂运行状态下的放射性源项

Radioactive source term of PWR nuclear power plant for operational states

2008-07-02 发布

2009-04-01 实施

中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局
中国国家标准化管理委员会

发布

目 次

前言 I

1 范围 1

2 规范性引用文件 1

3 术语和定义 1

4 计算主要流体内放射性核素比活度的方法 2

5 流出物放射性核素源项 3

附录 A (规范性附录) 参考核电厂主要设计参数 4

附录 B (规范性附录) 参考核电厂系统流程及核素去除途径 5

附录 C (规范性附录) 放射性核素分类 6

附录 D (规范性附录) 参考核电厂主要流体内放射性核素比活度 7

附录 E (规范性附录) 核电厂调整因子计算公式 9

附录 F (规范性附录) 核电厂确定调整因子的参数值 10

附录 G (资料性附录) 气态流出物源项 11

附录 H (资料性附录) 液态流出物源项 15

附录 I (资料性附录) 氙的释放率 22

附录 J (资料性附录) 碳-14 的释放率 23

前 言

本标准参考了美国核协会制定的美国国家标准 ANSI/ANS-18.1:1984、美国核管会的技术文件 NUREG-0017:1985 以及 IAEA 的 TRS No. 421。

本标准代替 GB/T 13976—1992《压水堆核电厂运行工况下的放射性源项》。

本标准与 GB/T 13976—1992 相比主要变化如下：

- 标准名称改为《压水堆核电厂运行状态下的放射性源项》；
- 删除了原术语“3.2 活化气体、3.13 放射性物质释放率”；增加了“正常运行”、“预计运行事件”、“水活化产物”的术语和定义；
- 原“3.1 运行工况”改为“3.1 运行状态”，对部分术语的定义进行了修改；
- 删除了直流式蒸汽发生器的相关内容；
- 修改了源项计算中主要设计数据、主要流体内核素比活度数据、调整因子的参数值和未经处理的洗涤废液放射性物质向环境的释放率数据；
- 增加了碳-14 的源项。

本标准的附录 A、附录 B、附录 C、附录 D、附录 E、附录 F 为规范性附录，附录 G、附录 H、附录 I 和附录 J 为资料性附录。

本标准由中国核工业集团公司提出。

本标准由全国核能标准化技术委员会归口。

本标准起草单位：上海核工程研究设计院。

本标准主要起草人：梅其良、何忠良、邓理邻。

本标准所代替标准的历次版本发布情况为：

- GB/T 13976—1992。

压水堆核电厂运行状态下的放射性源项

1 范围

本标准规定了压水堆核电厂运行状态下一次冷却剂、蒸汽发生器炉水和蒸汽内放射性核素比活度的确定方法及液态流出物和气态流出物源项的确定方法。

本标准计算的源项适用于评价通过液态和气态流出物释放到环境中去的放射性核素的年平均排放量。

本标准采用的数据是基于使用锆包壳二氧化铀燃料的压水堆核电厂。

本标准仅适用于采用 U 型管式蒸汽发生器的压水堆核电厂。

2 规范性引用文件

下列文件中的条款通过本标准的引用而成为本标准的条款。凡是注日期的引用文件,其随后所有的修改单(不包括勘误的内容)或修订版均不适用于本标准,然而,鼓励根据本标准达成协议的各方研究是否可使用这些文件的最新版本。凡是不注日期的引用文件,其最新版本适用于本标准。

EJ/T 421 三十万千瓦压水堆核电厂 核级高效碘吸附器

3 术语和定义

下列术语和定义适用于本标准。

3.1

运行状态 operational states

符合正常运行和预计运行事件定义的那些工况。

3.2

正常运行 normal operation

核电厂在规定的运行限值和条件范围内的运行。

3.3

预计运行事件 anticipated operational occurrences

设备失效、操作人员失误和管理失误等多方面原因导致的计划外的放射性物质释放,但并没有达到事故程度的后果。

3.4

化学废液 chemical waste

那些去污剂、再生剂或其他化学试剂含量较高的液体。这种废液主要来自去污系统、树脂再生废水和实验室废水。

3.5

干净废液 clean waste

那些含氟、无氧、低电导率的液体。它们主要来自一次冷却剂系统设备的泄漏水和排放水以及某些阀和泵密封的泄漏水。这些水通常经过处理后作为一次冷却剂的补给水予以复用。

3.6

洗涤废液 detergent waste

含有洗涤剂、肥皂或类似有机物质的液体。这种液体主要来自洗衣水、人员淋浴水以及那些放射性水平不高的设备的去污废液。

3.7

脏废液 dirty waste

地面疏水 floor drains

那些无氟、含氧、高电导率的非一次冷却剂水质的液体。它们来自厂房污水收集坑、地面疏水和取样站疏水。这种液体不用作一次冷却剂的补给水。

3.8

气态流出物 gaseous effluent

已处理过的含有放射性物质的废气,这些放射性物质是由于核电厂运行而产生的。

3.9

液态流出物 liquid effluent

已处理过的含有放射性物质的废液,这些放射性物质是由于核电厂运行而产生的。

3.10

分配系数 partition coefficient

当液体和气体之间处在平衡态时,某一核素在气相内的浓度与液相内的浓度之比。

3.11

分配因子 partition factor

当液体和气体之间处在平衡态时,某一核素在气相内的量与在气相和液相内的总量的比值。

3.12

放射性卤素 radioactive halogens

氟、氯、溴、碘的放射性同位素(其中碘的放射性同位素是剂量计算中的关键性同位素)。

3.13

放射性惰性气体 radioactive noble gases

氦、氖、氩、氪、氙和氡的放射性同位素(其中氦和氡的放射性同位素是剂量计算中的关键性同位素)。

3.14

水活化产物 water activation products

水中的 ^{16}O 通过 $^{16}\text{O}(\text{n},\text{p})^{16}\text{N}$ 反应形成的 ^{16}N 。

3.15

源项 source term

在核电厂运行状态下向环境排放的放射性物质数量的年平均计算值。

3.16

蒸汽发生器排污水 steam generator blowdown

为了保持适当的水化学性质而从蒸汽发生器排出的炉水。

3.17

汽轮机厂房地面疏水 turbine building floor drains

高电导率低比活度的疏排水,主要来源于二次系统的泄漏、蒸汽疏水器的排水,取样系统排水及维修排水。

4 计算主要流体内放射性核素比活度的方法

4.1 计算前提

4.1.1 由参考核电厂运行状态下放射性核素源项推算所考虑的核电厂运行状态下放射性核素的源项。参考核电厂的主要设计参数见附录 A。

4.1.2 所考虑的核电厂其系统流程及核素去除途径与参考核电厂一致。参考核电厂的系统流程及核

素去除途径见附录 B。

- 4.1.3 为便于调整放射性核素比活度,将核电厂主要流体内存在的放射性核素分成六类,见附录 C。
- 4.1.4 参考核电厂主要流体内存在的放射性核素比活度见附录 D。
- 4.2 所考虑的核电厂各主要流体内放射性核素比活度的确定
 - 4.2.1 如果所考虑的核电厂主要设计参数与参考核电厂的标称值一致,则所考虑的核电厂主要流体内的放射性核素比活度见附录 D。
 - 4.2.2 如果所考虑的核电厂的任何主要设计参数(例如反应堆热功率、冷却剂流量或冷却剂质量等)不等于在附录 A 列举的标称值时,需将参考核电厂各主要流体内的放射性核素比活度进行调整。
 - 4.2.3 用调整因子进行相应的调整计算。调整因子的计算以式(1)为基础:

$$C = \frac{S}{m \cdot (\lambda + \beta)} \dots\dots\dots (1)$$

式中:
C——放射性核素比活度;
S——系统内放射性核素产生率(由本系统产生的或由其他系统流入的);
m——流体的质量;
λ——放射性核素的衰变常数;
β——在系统内由于除盐、过滤、泄漏等原因(不包括放射性核素的衰变作用)而导致的放射性核素的总去除率。

- 4.2.4 所考虑的核电厂主要流体内的放射性核素比活度等于参考核电厂各主要流体内的放射性核素比活度乘以调整因子。
- 4.2.5 调整因子的计算公式见附录 E,公式中所用到的参数及其取值见附录 F。

5 流出物放射性核素源项

- 5.1 气态流出物放射性核素源项参见附录 G。
- 5.2 液态流出物放射性核素源项参见附录 H。
- 5.3 氚通过液态流出物和气态流出物排向环境的释放率参见附录 I。
- 5.4 碳-14 通过液态流出物和气态流出物向环境的释放率参见附录 J。

附录 A
(规范性附录)
参考核电厂主要设计参数

参考核电厂主要设计参数见表 A.1。

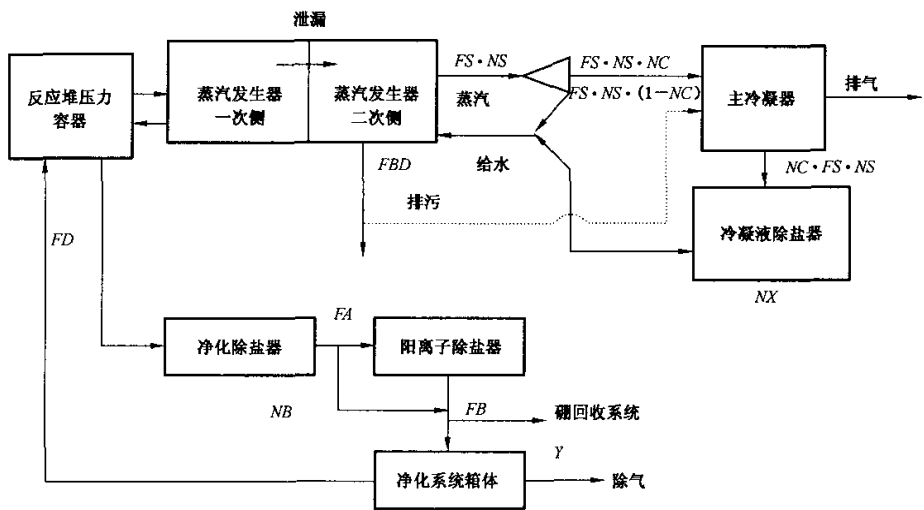
表 A.1 参考核电厂主要设计参数

参 数	符 号	单 位	标称值	最 大	最 小
热功率	<i>P</i>	MW	3 400	3 800	3 000
蒸汽流量	<i>FS</i>	t/h	6.80×10^3	7.71×10^3	5.90×10^3
一次冷却剂系统内水的质量	<i>WP</i>	t	2.49×10^2	2.72×10^2	2.27×10^2
所有蒸汽发生器内水的总质量	<i>WS</i>	t	2.04×10^2	2.27×10^2	1.81×10^2
反应堆下泄流量(净化)	<i>FD</i>	t/h	1.68×10^1	1.91×10^1	1.45×10^1
反应堆下泄流量(硼控所需年平均值)	<i>FB</i>	t/h	2.27×10^{-1}	4.54×10^{-1}	1.13×10^{-1}
蒸汽发生器排污水流量(总计)	<i>FBD</i>	t/h	3.40×10^1	4.54×10^1	2.27×10^1
蒸汽发生器排污水中的放射性核素不再返回二次系统的份额	<i>NBD</i>	—	1.00 ^a	1.00	0.90
通过净化系统阳离子除盐器的流量	<i>FA</i>	t/h	1.68	3.40	0.00
流过冷凝液除盐器的流量与蒸汽总流量之比	<i>NC</i>	—	0 ^b	0.01	0.00
从净化系统流往废气系统的惰性气体总量与由一次冷却剂系统送往净化系统(不包括硼回收系统)的惰性气体总量之比	<i>Y</i>	—	0	0.01	0.00
^a 表中所列的标称值为这样的系统的设计标称值:系统中未设置冷凝液除盐器,但设置有蒸汽发生器排污水除盐器,蒸汽发生器排污水经除盐器处理后返回到主冷凝器。对于铯和钷,该标称值为 0.9。 ^b 该标称值只适用于不使用冷凝液除盐器的核电厂。对于使用全流量冷凝液除盐的 U 型管式蒸汽发生器, <i>NC</i> 的取值为 <i>NC</i>=1.0。对于采用在蒸汽冷凝前抽取蒸汽用于预热补给水的 U 型管式蒸汽发生器的压水堆,其蒸汽抽取量的标称份额为蒸汽总流量的 35%。这股旁通蒸汽未经冷凝液除盐器的处理。由于核素具有优先进入湿气分离器/再热器排水和优先从高压缸随被抽取的蒸汽一起抽走的特性,因此,对于这种在主冷凝器前抽取蒸汽的系统,各类核素不经冷凝液除盐处理的旁通份额分别为:碘:80%;铯、钷:90%;其余核素:90%。即各类核素 <i>NC</i> 的取值分别为:碘:0.2;铯、钷:0.1;其余核素:0.1。					

附录 B
(规范性附录)

参考核电厂系统流程及核素去除途径

参考核电厂系统流程及核素去除途径见图 B.1。



注：流程图中各符号中的定义见表 A.1 和表 F.1。

图 B.1 参考核电厂流程图及核素去除途径

附 录 C
(规范性附录)
放射性核素分类

放射性核素分类见表 C.1。

表 C.1 放射性核素分类

类 别	核 素
第一类	惰性气体
第二类	卤素
第三类	铯、铷
第四类	水活化产物(氮-16)
第五类	氟、碳-14
第六类	其他核素
注 1：此核素分类只适用于本标准。 注 2：此核素分类中，第一至第五类核素是根据它们在运行状态中或者具有大致相同的化学和物理特性，或者在系统内具有大致相同的滞留和去除行为予以组合的。将上述五类不易包含的核素统统放在第六类核素中。	

附 录 D
(规范性附录)

参考核电厂主要流体内放射性核素比活度

参考核电厂主要流体内放射性核素比活度见表 D.1。

表 D.1 参考核电厂主要流体内核素比活度

单位为 MBq/kg

核 素	一次冷却剂 ^a	二次冷却剂 ^b	
		炉水 ^c	蒸汽 ^d
第 1 类核素(惰性气体)			
Kr-85m	5.920	0	1.258×10^{-6}
Kr-85	1.591×10^1	0	3.293×10^{-6}
Kr-87	5.550	0	1.110×10^{-6}
Kr-88	1.036×10^1	0	2.183×10^{-6}
Xe-131m	2.701×10^1	0	5.550×10^{-6}
Xe-133m	2.590	0	5.550×10^{-7}
Xe-133	9.620×10^1	0	1.998×10^{-5}
Xe-135m	4.810	0	9.990×10^{-7}
Xe-135	3.145×10^1	0	6.660×10^{-6}
Xe-137	1.258	0	2.627×10^{-7}
Xe-138	4.440	0	9.250×10^{-7}
第 2 类核素(卤素)			
Br-84	0.592	2.775×10^{-6}	2.775×10^{-8}
I-131	1.665	6.660×10^{-5}	6.660×10^{-7}
I-132	7.770	1.147×10^{-4}	1.147×10^{-6}
I-133	5.180×10^1	1.776×10^{-4}	1.776×10^{-6}
I-134	1.258×10^1	8.880×10^{-5}	8.880×10^{-7}
I-135	9.620	2.442×10^{-4}	2.442×10^{-6}
第 3 类核素(铯、铷)			
Rb-88	7.030	1.961×10^{-5}	9.620×10^{-8}
Cs-134	2.627×10^{-1}	1.221×10^{-5}	6.290×10^{-8}
Cs-136	3.219×10^{-2}	1.480×10^{-6}	7.400×10^{-9}
Cs-137	3.478×10^{-1}	1.628×10^{-5}	8.140×10^{-8}
第 4 类核素(水活化产物)			
N-16	1.480×10^3	3.700×10^{-5}	3.700×10^{-6}
第 5 类核素(氚)			
H-3	3.700×10^1	3.700×10^{-2}	3.700×10^{-2}
第 6 类核素(其他核素)			
Na-24	1.739	5.550×10^{-5}	2.775×10^{-7}

表 D.1 (续) 单位为 MBq/kg

核 素	一次冷却剂 ^a	二次冷却剂 ^b	
		炉水 ^c	蒸汽 ^d
Cr-51	1.147×10^{-1}	4.810×10^{-6}	2.331×10^{-8}
Mn-54	5.920×10^{-2}	2.405×10^{-6}	1.221×10^{-8}
Fe-55	4.440×10^{-2}	1.813×10^{-6}	9.250×10^{-9}
Fe-59	1.110×10^{-2}	4.440×10^{-7}	2.257×10^{-9}
Co-58	1.702×10^{-1}	7.030×10^{-6}	3.478×10^{-8}
Co-60	1.961×10^{-2}	8.140×10^{-7}	4.070×10^{-9}
Zn-65	1.887×10^{-2}	7.770×10^{-7}	3.700×10^{-9}
Sr-89	5.180×10^{-3}	2.109×10^{-7}	1.073×10^{-9}
Sr-90	4.400×10^{-4}	1.813×10^{-8}	9.250×10^{-11}
Sr-91	3.552×10^{-2}	1.036×10^{-6}	5.180×10^{-9}
Y-91m	1.702×10^{-2}	1.184×10^{-7}	5.920×10^{-10}
Y-91	1.924×10^{-4}	7.770×10^{-9}	4.070×10^{-11}
Y-93	1.554×10^{-1}	4.440×10^{-6}	2.257×10^{-8}
Zr-95	1.443×10^{-2}	5.920×10^{-7}	2.923×10^{-9}
Nb-95	1.036×10^{-2}	4.070×10^{-7}	2.109×10^{-9}
Mo-99	2.368×10^{-1}	9.250×10^{-6}	4.440×10^{-8}
Tc-99m	1.739×10^{-1}	4.070×10^{-6}	2.109×10^{-8}
Ru-103	2.775×10^{-1}	1.147×10^{-5}	5.920×10^{-8}
Ru-106	3.330	1.369×10^{-4}	6.660×10^{-7}
Ag-110m	4.810×10^{-2}	1.961×10^{-6}	9.990×10^{-9}
Te-129m	7.030×10^{-3}	2.886×10^{-7}	1.443×10^{-9}
Te-129	8.880×10^{-1}	8.140×10^{-6}	4.070×10^{-8}
Te-131m	5.550×10^{-2}	1.998×10^{-6}	9.990×10^{-9}
Te-131	2.849×10^{-1}	1.073×10^{-6}	5.550×10^{-9}
Te-132	6.290×10^{-2}	2.442×10^{-6}	1.221×10^{-8}
Ba-140	4.810×10^{-1}	1.924×10^{-5}	9.620×10^{-8}
La-140	9.250×10^{-1}	3.441×10^{-5}	1.702×10^{-7}
Ce-141	5.550×10^{-3}	2.257×10^{-7}	1.147×10^{-9}
Ce-143	1.036×10^{-1}	3.700×10^{-6}	1.887×10^{-8}
Ce-144	1.443×10^{-1}	5.920×10^{-6}	3.034×10^{-8}
W-187	9.250×10^{-2}	3.219×10^{-6}	1.628×10^{-8}
Np-239	8.140×10^{-2}	3.108×10^{-6}	1.554×10^{-8}
^a 进入下泄管路的一次冷却剂放射性核素比活度。 ^b 根据一次侧向二次侧的泄漏率为 3.9×10^{-4} kg/s 的计算值。 ^c 蒸汽发生器内炉水的放射性核素比活度。 ^d 离开蒸汽发生器的蒸汽内放射性核素比活度。			

附录 E
(规范性附录)
核电厂调整因子计算公式

核电厂调整因子计算公式见表 E.1。

表 E.1 核电厂调整因子计算公式^a

元素类别	一次冷却剂(f_i) ^b	二次冷却剂	
		炉 水	蒸 汽
1	$\frac{P \cdot WP_n(R_{n1} + \lambda^c)}{WP \cdot P_n(R_1 + \lambda)}$	— ^d	$\frac{FS_n}{FS} \cdot f_1$
2	$\frac{P \cdot WP_n(R_{n2} + \lambda)}{WP \cdot P_n(R_2 + \lambda)}$	$\frac{WS_n \cdot (r_{n2} + \lambda)}{WS \cdot (r_2 + \lambda)} \cdot f_2$	$\frac{WS_n \cdot (r_{n2} + \lambda)}{WS \cdot (r_2 + \lambda)} \cdot f_2$
3	$\frac{P \cdot WP_n(R_{n3} + \lambda)}{WP \cdot P_n(R_3 + \lambda)}$	$\frac{WS_n \cdot (r_{n3} + \lambda)}{WS \cdot (r_3 + \lambda)} \cdot f_3$	$\frac{WS_n \cdot (r_{n3} + \lambda)}{WS \cdot (r_3 + \lambda)} \cdot f_3$
4	1.0	$\frac{WS_n}{WS}$	$\frac{WS_n}{WS}$
5	— ^e	— ^e	— ^e
6	$\frac{P \cdot WP_n(R_{n5} + \lambda)}{WP \cdot P_n(R_5 + \lambda)}$	$\frac{WS_n \cdot (r_{n5} + \lambda)}{WS \cdot (r_5 + \lambda)} \cdot f_5$	$\frac{WS_n \cdot (r_{n5} + \lambda)}{WS \cdot (r_5 + \lambda)} \cdot f_5$
^a 式中各参量的物理意义参见附录 A 和附录 F,其中脚码 n 为参考核电厂的标称值。 ^b f_i 为用于计算一次冷却剂比活度的调整因子,在二次冷却剂比活度调整计算中也将用到它。 ^c λ 为核素的衰变常数,1/h。 ^d 在蒸汽发生器内惰性气体很快从水中析出,因此炉水内气体放射性物质的含量很低可以忽略不计。蒸汽内惰性气体比活度近似等于一次侧往蒸汽发生器内的泄漏率与蒸汽流量的比值。这些惰性气体随主冷凝器排气释放出去。 ^e 氙的比活度与下列因素有关:1)核电厂内氙化水的总量;2)氙的产生率,包括一次冷却剂的活化氙的产生率及燃料中氙的泄漏率;3)氙化水参与再循环的份额或从核电厂排放的数量;表 D.1 列举的氙的比活度是具有中等水平氙化水再循环情况下的典型值。			

附录 F
(规范性附录)

核电厂确定调整因子的参数值

核电厂确定调整因子的参数值见表 F.1。

表 F.1 核电厂确定调整因子的参数值

符号	说 明	单位	核 素 类 型					
			1	2	3	4	5	6
NA	阳离子除盐器对核素的去除份额	—	0	0	0.9	0	0	0.9 ^a
NB	净化除盐器对核素的去除份额	—	0	0.99	0.5	0	0	0.98
R _a	去除率——一次冷却剂 ^b	h ⁻¹	9.0×10 ⁻⁴	6.7×10 ⁻²	3.7×10 ⁻²	0	— ^c	6.6×10 ⁻²
NS	蒸汽发生器内蒸汽比活度与炉水比活度之比	—	— ^d	1.0×10 ⁻²	5.0×10 ⁻³	— ^f	1.0	5.0×10 ⁻³
NX	冷凝液除盐器对核素的去除份额	—	0.0	0.9	0.5	0.0	0.0	0.9
r _a	去除率——二次冷却剂 ^e	h ⁻¹	— ^d	1.7×10 ⁻¹	1.5×10 ⁻¹	— ^f	— ^c	1.7×10 ⁻¹
FL	一次侧向二次侧的泄漏率	kg/s	3.9×10 ⁻⁴	3.9×10 ⁻⁴	3.9×10 ⁻⁴	3.9×10 ⁻⁴	3.9×10 ⁻⁴	3.9×10 ⁻⁴
^a 该项是有效去除项,即包括了沉积等机制的去除作用,对钚和腐蚀产物等核素沉积的去除作用是相当可观的。 ^b 当核电厂的设计参数不等于表 A.1 列举的标称值时,用下式计算 R_a 的数值: 对于第 1 类核素: $R_1 = \frac{FB + (FD - FB) \cdot Y}{WP}$ 对于第 2、3、6 类核素 $R_{2,3,6} = \frac{FD \cdot NB + (1 - NB) \cdot (FB + FA \cdot NA)}{WP}$ ^c 氚的比活度与下列因素有关:1)核电厂内氚化水的总量;2)氚的产生率,包括一次冷却剂的活化氚的产生率及燃料中氚的泄漏率;3)氚化水参与再循环的份额或从核电厂排出的数量。表 D.1 列举的氚的比活度是具有中等氚化水再循环情况下的典型值。 ^d 在蒸汽发生器内惰性气体很快从炉水中析出并随着蒸汽离开蒸汽发生器,因此炉水内放射性气体的含量很低,可以忽略不计。蒸汽内惰性气体比活度近似等于一次侧往二次侧的惰性气体泄漏率与蒸汽总流量的比值。这些惰性气体随主冷凝器排气释放出去。 ^e 当核电厂的设计参数不等于附录 A 表 A.1 列举的标称值时,用下式计算 r_a 的数值: 对于第 2、3、6 类核素: $r_{2,3,6} = \frac{FBD \cdot NBD + NS \cdot FS \cdot NC \cdot NX}{WS}$ ^f 水的活化物在一次冷却剂内的化学和物理特性变化不定,难以确定。除盐器对它们几乎没有去除作用。其比活度由它们本身的衰变决定。								

附录 G
(资料性附录)
气态流出物源项

G.1 核电厂气态流出物中含有放射性惰性气体、放射性碘同位素、其他放射性微粒、氡、氩-41 和碳-14 等。

G.2 气态流出物中所含放射性核素主要来源于：

- a) 废气处理系统；
- b) 蒸汽发生器排污系统；
- c) 主冷凝器抽气器排气；
- d) 安全壳净化排气；
- e) 辅助厂房、汽轮机厂房以及乏燃料贮存区的通风排气；
- f) 二次系统泄漏的蒸汽；
- g) 蒸汽的大气排放时排出的蒸汽或进行低功率物理实验时排放的蒸汽；
- h) e)条内没有包括的厂房的通风排气。

注 1：g)和 h)两种来源的气载放射性物质的含量较低，惰性气体年排放时小于37 GBq/a；对于 I-131 小于37 MBq/a。在气载放射性物质源项计算中，排放量低于上述量级的来源均可以忽略。

注 2：气载放射性物质排放量的计算模型中，应考虑核电厂运行状态下一次冷却剂的连续脱气和因核电厂冷停堆除气排往废气处理系统的废气，还应考虑蒸汽发生器排污污水处理系统排气中含有的碘。

G.3 厂房通风系统排出的放射碘同位素

G.3.1 厂房通风系统排出碘的化学形式及各厂房排出碘所占比例见表 G.1。

表 G.1 厂房排风中排出碘的化学形式及其所占比例

碘的化学形式	安全壳	辅助厂房	汽轮机厂房	燃料贮存厂房
微粒碘	0.09	0.04	— ^a	0.01
元素碘	0.21	0.21	0.78	0.17
HOI	0.21	0.22	— ^a	0.57
有机碘	0.49	0.53	— ^a	0.25
^a 尚无测量到其他类型碘的相关数据。				

G.3.2 在厂房通风系统排气中碘的释放率与一次冷却剂中 I-131 的比活度有关。为便于比较，用归一化的释放率表示通过厂房通风排放出去的碘。表 G.2 给出了各主要放射性厂房通风系统未经处理的排风中平均 I-131 归一化释放率。

G.4 从厂房通风系统排风中排出的未经处理的放射性微粒的释放率见表 G.3。

表 G.2 厂房通风系统未经处理的排风中平均 I-131 归一化释放率^{a,b}

单位为 (GBq/a)/(MBq/kg)

工 况	安全壳	辅助厂房 ^c	汽轮机厂房 ^d
功率运行期间	8.0×10^{-4e}	0.72 ^f	3.8×10^3
换料/维修停堆期间	0.32	2.59	4.2×10^2

^a 归一化的 I-131 释放率是每单位一次冷却剂 I-131 释放率 [(GBq/a)/(MBq/kg)]。

^b 在各种工况下归一化的释放率是放射性核素 I-131 的有效泄漏率。它是厂房内一次冷却剂的泄漏率及碘在泄漏水和气相中分配的组合效果。对于汽轮机厂房,在确定其有效泄漏率时,必须考虑在蒸汽发生器内从水夹带至蒸汽内的 I-131。

^c 将表中给出的归一化释放率乘以该电厂一次冷却剂的 I-131 比活度 (MBq/kg),即为该该电厂通过辅助厂房通风系统的实际释放率 (GBq/a)。

^d 将表中给出的归一化释放率乘以蒸汽发生器炉水中 I-131 的比活度 (MBq/kg),再乘以附录 F 中的蒸汽发生器内碘的分配系数 NS,即为汽轮机厂房通风系统的实际释放率 (GBq/a)。

^e 该释放率是指每天泄漏的一次冷却剂内 I-131 总活度的百分数,它是厂房内一次冷却剂泄漏率与碘在泄漏水和测量的气体内分配的组合。为了得到功率运行期间反应堆厂房通风系统 I-131 的释放率 (GBq/a),将表中给出的归一化释放率乘以该该电厂一次冷却剂内 I-131 比活度 (MBq/kg),并根据该该电厂安全壳通风系统采取的具体净化方法,得到安全壳通风系统的实际释放率。

^f 包括来自乏燃料水池区通风的贡献。

表 G.3 从厂房通风系统排风中排出的未经处理的放射性微粒的释放率^{a,c}

单位为 GBq/a

核 素	安全壳	辅助厂房	燃料贮存池区	废气系统
Cr-51	3.404×10^{-1}	1.184×10^{-2}	6.660×10^{-3}	5.180×10^{-4}
Mn-54	1.961×10^{-1}	2.886×10^{-3}	1.110×10^{-2}	7.770×10^{-5}
Co-57	3.304×10^{-2}	NA ^b	NA ^b	NA ^b
Co-58	9.250×10^{-1}	7.030×10^{-2}	7.770×10^{-1}	3.219×10^{-4}
Co-60	9.620×10^{-2}	1.887×10^{-2}	3.034×10^{-1}	5.180×10^{-4}
Fe-59	9.990×10^{-2}	1.850×10^{-3}	NA ^b	6.660×10^b
Sr-89	4.810×10^{-1}	2.775×10^{-2}	7.770×10^{-2}	1.628×10^{-5}
Sr-90	1.924×10^{-1}	1.073×10^{-2}	2.960×10^{-2}	6.290×10^{-4}
Zr-95	NA ^b	3.700×10^{-2}	1.332×10^{-4}	1.776×10^{-4}
Nb-95	6.660×10^{-2}	1.110×10^{-2}	8.880×10^{-2}	1.369×10^{-4}
Ru-103	5.920×10^{-2}	8.510×10^{-4}	1.406×10^{-3}	1.184×10^{-4}
Ru-106	NA ^b	2.220×10^{-4}	2.553×10^{-3}	9.990×10^{-5}
Sb-125	NA ^b	1.443×10^{-4}	2.109×10^{-3}	NA ^b
Cs-134	9.250×10^{-2}	1.998×10^{-2}	6.290×10^{-2}	1.221×10^{-3}
Cs-136	1.184×10^{-1}	1.776×10^{-3}	NA ^b	1.961×10^{-4}
Cs-137	2.035×10^{-1}	2.664×10^{-2}	9.990×10^{-2}	2.849×10^{-3}
Ba-140	NA ^b	1.480×10^{-2}	NA ^b	8.510×10^{-4}
Ce-141	4.810×10^{-2}	9.620×10^{-4}	1.628×10^{-5}	8.140×10^{-5}

^a 表列数据为运行的核电厂的典型测量值。

^b NA——在该厂房的通风排风中,未检测到该核素。假定该核素在总排放量中所占的份额小于 1%。

^c 由表 G.3 得出,各个厂房通风系统排出的放射性微粒占排出微粒总量的份额分别为:安全壳占 63%;辅助厂房占 5%;乏燃料贮存水池占 31%;废气处理系统小于 1%。

G.5 厂房通风系统排放的放射性惰性气体

G.5.1 一次冷却剂系统内惰性气体每天以总量的3%的速率泄漏到安全壳空气中,并依此计算通过安全壳通风系统排向环境的放射性惰性气体释放率。

G.5.2 辅助系统厂房内一次冷却剂的总泄漏率为 8.4×10^{-4} kg/s,所漏出冷却剂中的惰性气体全部进入厂房空气。

G.5.3 汽轮机厂房内蒸汽的泄漏率为 2.14×10^{-1} kg/s,所漏出蒸汽中所含气体全部进入厂房空气中。

G.6 安全壳通风排放的氙-41

对于每台机组,氙-41的平均释放率为1.258 TBq/a(34 Ci/a)。在安全壳通风或净化排风时,这些氙-41全部释放到大气中。

G.7 安全壳通风频率和空气净化

G.7.1 为了换料和维修,假设核电厂每年至少有两次冷停堆,因而安全壳每年至少有两次净化排风。

G.7.2 对于在运行期间利用装备的小直径通风管(直径小于0.2 m)连续通风净化的核电厂,除考虑每年两次冷停堆的空气净化排放外,还应考虑在核电厂运行状态下,小风量连续排风的贡献。

G.7.3 对于运行期间不进行小风量净化的核电厂,按每年通风净化22次的频率确定安全壳的净化排风量。

G.7.4 凡配备有内循环和通风净化系统的核电厂,应考虑该系统对排风中所含碘的去除作用。在对安全壳空气净化处理前,安全壳内循环净化系统对安全壳内的空气预先进行净化处理。内循环净化系统的流量取核电厂具体设计值。除非另有说明,否则认为在安全壳净化排风前,内循环净化系统已工作了16 h,并假定放射性气载物质只与安全壳自由容积内70%的空气混合(混合效率为70%)。

G.8 活性炭吸附器对碘的去除效率及高效微粒空气过滤器对微粒的去除效率

G.8.1 高效微粒空气过滤器对微粒的去除效率为99%(去污因子为100)。

G.8.2 凡参照行业标准EJ/T 421要求设计的活性炭吸附器,对所有形式的碘的去除效率列在表G.4中。

表 G.4 活性炭吸附器对碘的去除效率

活性炭床深	对放射性碘的去除效率/ %
0.05 m(2 in):用于安全壳内部的空气过滤系统	90
0.05 m(2 in):用于安全壳外部的空气过滤系统,相对湿度为70%	70
0.102 m(4 in):用于安全壳外部的空气过滤系统,相对湿度为70%	90
0.150 m(6 in):用于安全壳外部的空气过滤系统,相对湿度为70%	99

G.9 活性炭延迟系统

活性炭延迟系统滞留时间计算见式(G.1):

$$T = 6.87 \times 10^{-4} MK / F \dots\dots\dots (G.1)$$

式中:

T——活性炭吸收的滞留时间,d;

K——动力学吸收系数,cm³/g;

M——活性炭吸收体的质量,t;

F——系统流量,m³/min。

表 G.5 给出动力学吸收系数 K 的数值。

表 G.5 动力学吸收系数 K 单位为 cm^2/g

核素	运行温度 25 ℃ 露点 7.2 ℃	运行温度 25 ℃ 露点 -17.8 ℃	运行温度 25 ℃ 露点 -40 ℃	运行温度 -17.8 ℃ 露点 -28.9 ℃
Kr	18.5	25	70	105
Xe	330	440	1 160	2 410

G.10 主冷凝器抽气中的放射性碘的释放率

G.10.1 在主冷凝器抽气器排放的未经处理的排气中放射性碘的归一化释放率为 $1.7(\text{TBq/a})/(\text{MBq/kg})$ 。

G.10.2 该归一化释放率是放射性碘的有效释放率。它是流往主冷凝器的蒸汽流量、碘在主冷凝器和抽气器排气间的分配、蒸汽发生器内二次侧水与蒸汽之间碘的分配的综合效应。将归一化释放率乘以二次冷却剂内碘同位素的比活度(MBq/kg)再乘以表 F.1 中给出的碘的分配系数(NS),即为通过主冷凝器抽气器排气排放的放射性碘的实际释放率。

G.11 蒸汽发生器排污系统扩容箱排气中放射性碘的释放率考虑

蒸汽发生器排污系统扩容箱排气中放射性碘的释放率按两种情况考虑:

- a) 若核电厂排污扩容箱的排风是经扩容箱排风冷却器冷却后排放的,或者是通过主冷凝器抽气器排放的,则可不考虑通过排污扩容箱排风排放的放射性碘核素,即认为扩容箱中碘的分配因子为零;
- b) 如果扩容箱的排气直接排入大气,在扩容箱内碘的分配因子为 0.05。

G.12 废气处理系统的输入流量

应按系统的设计容量确定废气处理系统流向废气储存箱的输入流量。如果没有现成的数据,可采用下列数据作初步计算:

- a) 对于废气处理系统中不采用氢复合器的核电厂,对每座反应堆,从废气处理系统流向废气储存箱的输入流量为 $0.2 \text{ m}^3/\text{h}(\text{STP})$;
- b) 对于废气处理系统中采用氢复合器的核电厂,对每座反应堆,从废气处理系统流向废气箱储存箱的输入流量为 $0.035 \text{ m}^3/\text{h}(\text{STP})$ 。

附录 H
(资料性附录)
液态流出物源项

- H.1 核电厂液态流出物中含有放射性碘同位素、铯和钷,其他放射性微粒、氡和碳-14。
- H.2 在估计核电厂运行状态下液态流出物中的放射性核素排放量时,应考虑下列主要来源:
- a) 为了保持核电厂水的平衡或为了控制核电厂内氡的积累,在硼回收系统工艺过程中形成的已处理过的废液;
 - b) 从脏废液或各种废液系统排放的已处理过的废液;
 - c) 从蒸汽发生器排污处理系统排放的已处理过的废液;
 - d) 从化学废液或者从冷凝液除盐器再生系统排放的已处理过的废液;
 - e) 从汽轮机厂房地面疏水以及污水坑的排放废液;
 - f) 厂内洗涤液。

H.3 运行核电厂各股待处理废液的日平均输入流量和预计比活度见表 H.1。

表 H.1 核电厂待处理废液日平均输入流量及预计比活度

来 源		待处理废液日平均输入流量/(m ³ /d)*				相对活度 ^b
		采用 U 型管式蒸汽发生器,排污水经处理后再循环至二次冷却剂系统的核电厂			采用排污处理系统,处理后液体不再循环到冷凝器或二次冷却剂系统的核电厂	
		采用带超声波树脂清洗器的深床冷凝液除盐器	采用不带超声波树脂清洗器的深床冷凝液除盐器	采用粉末式冷凝液除盐器		
一次冷却剂系统(安全壳内)	a) 一次冷却剂泵密封泄漏水	0.076	0.076	0.076	0.076	0.1
	b) 一次冷却剂的泄漏[包括除 a) 项外的各种泄漏途径]	0.038	0.038	0.038	0.038	1.67 ^c
	c) 一次冷却剂设备疏排水	1.9	1.9	1.9	1.9	0.001
一次冷却剂系统(安全壳外)	a) 一次冷却剂系统设备排放水	0.30	0.30	0.30	0.30	1.0
	b) 乏燃料池管道疏排水	2.65	2.65	2.65	2.65	0.001
	c) 一次冷却剂取样系统排放水	0.76	0.76	0.76	0.76	0.05
	d) 辅助厂房地板疏水	0.76	0.76	0.76	0.76	0.1

表 H.1 (续)

来 源		待处理废液日平均输入流量/(m ³ /d) ^a				相对活度 ^b
		采用 U 型管式蒸汽发生器,排污水经处理后再循环至二次冷却剂系统的核电厂			采用排污处理系统,处理后液体不再循环到冷凝器或二次冷却剂系统的核电厂	
		采用带超声波树脂清洗器的深床冷凝液除盐器	采用不带超声波树脂清洗器的深床冷凝液除盐器	采用粉末式冷凝液除盐器		
二次冷却剂系统	a) 二次冷却剂取样系统排放水	5.3	5.3	5.3	5.3	10 ⁻⁴
	b) 冷凝液除盐器树脂的输送溶液	11.4	45.4	—	—	10 ⁻⁸
	c) 冷凝液除盐器再生溶液	3.2	12.9	—	—	根据再生频度及再生水体积计算
	d) 超声波树脂清洗器溶液	56.8	—	—	—	2×10 ⁻⁶
	e) 冷凝液粉除盐器反洗水	—	—	30.7	—	2×10 ⁻⁶
	f) 蒸汽发生器排污水	—	—	—	取设计值	按设计流程计算
	g) 汽轮机厂房地面疏水	27.3	27.3	27.3	27.3	按主蒸汽比活度乘相应的分配系数而得
洗涤和去污系统	a) 厂内洗衣设备	1.1	1.1	1.1	1.1	— ^d
	b) 热淋浴排水	可忽略	可忽略	可忽略	可忽略	—
	c) 洗手池排水	0.76	0.76	0.76	0.76	— ^d
	d) 设备和墙面去污清洗水	0.15	0.15	0.15	0.15	— ^d
总 计		112.4	99.6	71.9	39.9	

^a 本表所给出的流量和比活度为测量的典型值,废液输入量及其比活度变化很大,在计算液体源项时,表中数据可供参考。

^b 为便于比较和计算,应以一次冷却剂的比活度为单位表示各股废液的放射性水平,相对活度是把废液的比活度表示成一次冷却剂比活度的份额或倍数。

^c 因为泄漏水中约有 40%的水立即闪蒸,使泄漏水的比活度提高,因而倍数大于 1。

^d 为计算通过该项排放的放射性物质质量,可利用表 H.3 列举的比活度进行计算。

H.4 在废液处理系统中,去除放射性核素的途径有:

- a) 放射性核素在收集、处理和排放期间的衰变;
- b) 处理系统中各种处理设备对核素的去除作用。主要处理设备有除盐器、过滤器、蒸发器、反渗透装置等,还应考虑设备表面对核素的吸附作用。

H.5 核电厂废液处理系统中各种净化设备的去污因子见表 H.2。

表 H.2 各种系统净化设备的去污因子(DF)

处理系统		去污因子(DF)		
除 盐 器		阴离子	Cs,Rb	其余核素
混床	一次冷却剂下泄流(CVCS)	100	2	50
	废液处理系统(H ⁺ OH ⁻)	10 ² (10)	2(10)	10 ² (10)
	蒸发器冷凝液(H ⁺ OH ⁻)	5	1	10
	硼回收系统	10	2	10
	蒸汽发生器排污系统	10 ² (10)	10(10)	10 ² (10)
阳床(任何系统)		1(1)	10(10)	10(10)
阴床(任何系统)		10 ² (10)	1(1)	1(1)
粉末床(Powdex)(任何系统)		10(10)	2(10)	10(10)
蒸发器		除碘外其余核素		碘
各种废液		10 ³		10 ²
硼回收系统		10 ³		10 ²
洗涤废液单独使用的蒸发器		10 ²		10 ²
反渗透装置		所有核素		
洗涤废液		30		
其余废液系统		10		
过滤器		对所有核素 DF=1		

注 1: 对串联使用的除盐器,第二个除盐器使用括号内的 DF。

注 2: 本标准列举的各种废液处理设备的去污因子是该设备在核电厂寿命期内(包括停堆期在内)预计的对放射性核素的平均去除性能。

注 3: 在确定废液处理系统的总去污因子时,应考虑下列因素:

- a) 系统的总去污因子为该系统内各项处理设备的去污因子的乘积;
- b) 在废液处理过程中,不考虑处理设备对惰性气体、氚和水的活化产物(N-16)的去除,即对它们的去污因子为 1;
- c) 凡选择使用(根据需要选用)的设备或者在正常流程中不用的设备,在确定系统的总去污因子时均不予以考虑。

由于处理设备对不同核素的去除性能各不相同,因此应按核素的分类分别列出系统对各类核素的总去污因子。

注 4: 在确定除盐器的去污因子时,考虑了下列因素:

- a) 除盐器的去污因子与进入除盐器入口料液的放射性物质浓度和离子浓度有关,与离子交换树脂的交换能力有关。在相同运行条件下,去污因子随进入料液的放射性物质浓度和离子浓度的增加而增大,随着料液在树脂中穿透深度的增大而减小。表列数值为核电厂在寿命期内的平均数值;
- b) 对于串联使用的两个除盐器,通常第一个除盐器的 DF 比第二个的要高一些,但对于铯、钷,由于第一个除盐器去除了料液中的大部分竞争核素(如钠),第二个除盐器具有比第一个除盐器更强的离子交换,表列数值考虑了这一因素。

H.6 废液处理系统处理前的收集时间、处理时间、排放时间和排放份额

H.6.1 为了考虑在收集、处理和排放期间内核素的衰变,可按下列准则确定收集、处理和排放时间。

H.6.1.1 收集时间

如果系统装有备用收集箱,则按充至80%箱体设计容量确定其收集时间,见式(H.1):

$$T_c = \frac{0.8V}{G} \quad \dots\dots\dots(\text{H.1})$$

式中:

T_c ——收集时间,d;

V ——收集箱体的容量, m^3 ;

G ——废液的输入流量, m^3/d 。

如果只有一个箱体,则按充至40%箱体设计容量确定其收集时间,见式(H.2):

$$T_c = \frac{0.4V}{G} \quad \dots\dots\dots(\text{H.2})$$

H.6.1.2 处理和排放时间

在废液处理系统中考虑衰变去除作用的处理和排放时间的计算如下。

设废液处理系统流程见图 H.1:

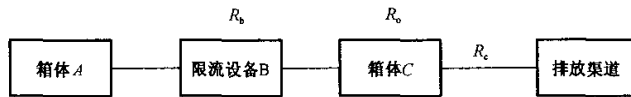


图 H.1 废液处理系统流程简图

流程简图中:

A——流程图中第1个箱体的容量, m^3 ;

B——由设备的最大流量规定的限制处理流量的设备;

C——流程图中排放前最后一个箱体的容量, m^3 ;

R_b ——限流设备的流量(B设备的流量), m^3/d ;

R_o ——向最后一个箱体另外添加的废液的流量, m^3/d ;

R_e ——箱体C的排放泵的排放流量, m^3/d 。

处理天数 T_p 计算如下:

有备用箱体,见式(H.3):

$$T_p = \frac{0.8A}{R_b} \quad \dots\dots\dots(\text{H.3})$$

无备用箱体,见式(H.4):

$$T_p = \frac{0.4A}{R_b} \quad \dots\dots\dots(\text{H.4})$$

排放天数 T_d 计算如下:

有备用箱体,见式(H.5):

$$T_d = \frac{0.8C}{R_e} \quad \dots\dots\dots(\text{H.5})$$

无备用箱体,见式(H. 6):

$$T_d = \frac{0.4C}{R_c}$$

.....(H. 6)

算得 T_p 和 T_d 后验算它们是否满足下列条件:

有备用箱体:

$$0.8C > T_p(R_b + R_o)$$

无备用箱体:

$$0.4C > T_p(R_b + R_o)$$

如果满足则考虑衰变作用的处理和排放时间为:

$$\text{衰变时间} = T_p + 0.5T_d$$

如果不满足,则不考虑排放期间的衰变作用,即:

$$\text{衰变时间} = T_p$$

H. 6.2 废液处理系统处理时间和排放时间计算例题

设有图 H. 2 所示的废液处理流程及其相应的输入流量,根据 H. 6. 1. 2 叙述的方法,其处理时间为:

$$T_p = \frac{0.8 \times 75.7 \text{ m}^3}{0.06 \text{ m}^3/\text{min} \times 1\,440 \text{ min/d}} = 0.7 \text{ d}$$

排放时间为:

$$T_d = \frac{0.8 \times 151.4 \text{ m}^3}{0.04 \text{ m}^3/\text{min} \times 1\,440 \text{ min/d}} = 2.1 \text{ d}$$

验算:

$$0.8 \times 151.4 \text{ m}^3 / (2 \text{ m}^3/\text{d} + 0.06 \text{ m}^3/\text{min} \times 1\,440 \text{ min/d}) = 1.37 \text{ d}$$

因为该值大于 $T_p(0.7 \text{ d})$,故可考虑衰变作用的处理和排放时间为:

$$T_p + 0.5T_d = 0.7 \text{ d} + \frac{1}{2} \times 2.1 \text{ d} = 1.75 \text{ d}$$

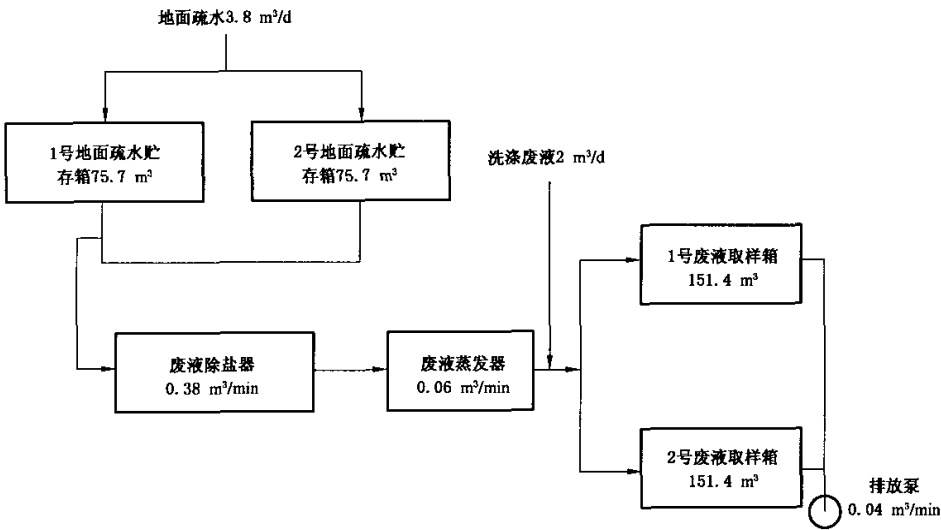


图 H. 2 废液处理衰变时间计算例题流程图

H. 6.3 处理后废液排放份额

H. 6.3.1 处理后废液的排放份额在 10%~100% 之间, 且与下列因素有关:

- a) 在设备因故障而停用期间, 废液系统处理废液的能力;
- b) 废液产生量波动情况;
- c) 对氚的控制程度;
- d) 贮存箱承受波动的能力。

H. 6.3.2 小排放份额(10%)只能用于系统设计具有大幅度废液循环或者即使在设备故障停运或预计运行事件情况下系统也有足够的能力使处理后的废液得以复用。

H. 6.3.3 对蒸汽发生器排污处理系统, 根据系统能力按具体情况可以考虑小于 10% 的排放份额。

H. 7 预计运行事件对废液源项的影响

H. 7.1 将已算出的源项, 按每座反应堆增加 5.92 GBq/a(0.16 Ci/a), 作为因误操作等预计运行事件而导致的计划外排放的放射性物质排放量的增加量, 并认为增加的排放量的同位素组成与已算出的源项是相同的。

H. 7.2 蒸发器因维修每周连续有 2 天停止使用, 引起下列调整:

H. 7.2.1 如果系统有两天内产生的废液的暂存容量或者另有备用蒸发器可投入使用, 则不必对这一因素进行调整。

H. 7.2.2 如果具有的贮存能力小于两天, 则对超出贮存容量的废液按下列原则考虑。

- a) 对于干净废液、脏废液系统: 经替代设备处理后, 按杂质含量高的系统的排放份额计算处理后的排放量。
- b) 对于化学废液: 超过系统贮存容量的多余废液或应该使用替代蒸发器而在替代蒸发器投入使用前产生的废液, 均按直接排往环境处理。

H. 7.2.3 储存能力

- a) 如果有两个以上储存箱, 假定事故开始时一个箱体已充至 80%, 其余箱体是空的, 如果仅有一个储存箱, 假定事故开始时已充至 40%。
- b) 系统的有效去污因子(DF); 由于假定蒸发器每周因维修有连续两天要停止工作, 因此在决定系统去污因子时, 对于既没有两天备用贮存能力又没有备用设备的系统, 应按一周内的实际工作情况决定该系统的有效去污因子。例如对一个由蒸发器和除盐器串联组成的系统, 假定该系统中蒸发器去污因子为 10^3 , 除盐器为 10^2 (参看表 H. 2), 由于每周停止使用两天, 但它有一天的备用贮存能力, 因而按每周计算该系统的有效去污因子为:

$$DF = \frac{1}{\frac{6}{7} \times 10^{-5} + \frac{1}{7} \times 10^{-2}} \approx 700$$

H. 8 洗涤废液放射性释放率

具有厂内洗衣装置的核电厂, 其未经处理的洗涤废液的释放率列于表 H. 3。将洗涤废液的释放率加到调整以后的废液源项中, 即为该核电厂通过液体途径排向环境的年平均排放量。如果洗涤废液也经处理后才予以排放, 可按表 H. 2 列举的去污因子考虑净化系统对该废液去污效果。

H. 9 冷凝液除盐器再生废液放射性释放率

按下列条件确定冷凝液除盐器再生废液内所含有的放射性物质质量:

- a) 冷凝液的比活度为离开蒸汽发生器的蒸汽的比活度, 但蒸汽中所含的惰性气体已经过冷凝器抽气器排到环境中, 因而冷凝液中不再含有惰性气体;
- b) 除盐器中已积累的放射性物质, 在再生期间被再生溶液全部去除, 且全部进入再生液中;
- c) 若系统采用超声波树脂清洗器, 除盐器的再生周期为 8 d, 若不采用超声波清洗器的系统, 再生周期为 1.2 d, 每次再生溶液的用量取系统的设计值。

表 H.3 计算的未经处理的洗涤废液放射性物质释放率

核素	释放率/ [(GBq/a)/机组]
P-32	6.660×10^{-3}
Cr-51	1.739×10^{-1}
Mn-54	1.406×10^{-1}
Fe-55	2.664×10^{-1}
Fe-59	8.140×10^{-2}
Co-58	2.923×10^{-1}
Co-60	5.180×10^{-1}
Ni-63	6.290×10^{-2}
Sr-80	3.256×10^{-3}
Sr-90	4.810×10^{-4}
Y-91	3.108×10^{-3}
Zr-95	4.070×10^{-2}
Nb-95	7.030×10^{-2}
Mo-99	2.220×10^{-3}
Ru-103	1.073×10^{-2}
Ru-106	3.293×10^{-1}
Ag-110m	4.440×10^{-2}
Sb-124	1.591×10^{-2}
I-131	5.920×10^{-2}
Cs-134	4.070×10^{-1}
Cs-136	1.369×10^{-2}
Cs-137	5.920×10^{-1}
Ba-140	3.367×10^{-2}
Ce-141	8.510×10^{-3}
Ce-144	1.443×10^{-1}
总 计	3.33

附 录 I
(资料性附录)
氙的释放率

I.1 核电厂在运行状态下,氙的平均释放率为 $14.8(\text{GBq/a})/\text{MW}$,即 $0.4(\text{Ci/a})/\text{MW}$ 。经由液态流出物和气态流出物排放到环境中。

I.2 经由液相途径排放的氙的数量取决于液体的排放体积(二次系统排放的废液除外)。在计算中把排放液体折算成氙的比活度为 37 MBq/kg 的一次冷却剂;经液相途径排放的氙的数量最大可达氙的计算排放总量的 90%(如果超过 90%,则取 90%)。

I.3 氙的总释放率中除去液相排放外,其余经由气相排放。在气相排放中,经由反应堆厂房通风的排放量占 20%;经由辅助厂房通风的排放量占 80%。

附 录 J
(资料性附录)
碳-14 的释放率

J.1 核电厂在运行状态下,碳-14 的平均释放率为 $130.8(\text{MBq/a})/\text{MW}$ 。经液态流出物和气态流出物排放到环境中。

J.2 核电厂中的碳-14 主要以气态形式向环境释放,占总释放量的 99%。在气态碳-14 中,碳氢化合物形式占 75%~95%, CO_2 形式占 5%~25%。

J.3 核电厂中碳-14 小部分以液态形式向环境释放,占总释放量的 1%。
