

NB

中 华 人 民 共 和 国 能 源 行 业 标 准

NB/T 20530—2018

压水堆核电厂运行状态设计基准源项 分析准则

**Design basis source term analysis criteria of pressurized water reactor nuclear
power plants for operation states**

2018 - 12 - 10 发布

2019 - 04 - 01 实施

国家能源局 发 布

目 次

前言	II
1 范围	1
2 术语和定义	1
3 设计基准源项分析原则和方法	1
附 录 A（资料性附录） 逃脱率系数	7
附 录 B（资料性附录） 主要系统和设备预期泄漏率	8

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：上海核工程研究设计院有限公司、中国核电工程有限公司、中广核工程有限公司、中国核动力研究设计院。

本标准主要起草人：付亚茹、李怀斌、梅其良、丁谦学、孙大威、毛兰方、尤伟、唐邵华、谭怡、潘楠、高圣钦、蔺洪涛、吕炜枫、邓理邻。

压水堆核电厂运行状态设计基准源项分析准则

1 范围

本标准规定了压水堆核电厂运行状态设计基准源项分析的原则和方法。

本标准适用于采用 UO_2 燃料的新建压水堆核电厂运行状态设计基准源项分析。

2 术语和定义

下列术语和定义适用于本文件。

2.1

源项 source terms

从一给定的源中放射性物质实际的或潜在的释放情况。包括该源释放的核素的成分、数量、释放率和释放方式。

2.2

设计基准源项 design basis source terms

用于核电厂辐射屏蔽设计、辐射监测仪表量程确定、系统设计评价、设备辐照鉴定等的辐射源项。

2.3

气水分配系数 partition coefficient

当液体和气体之间处在平衡态时，某一核素在气相中的活度浓度与液相中活度浓度的比值。

2.4

气载放射性源项 airborne radioactive source terms

由于设备或管道内放射性核素的泄漏，以及空气中部分核素的活化反应(如反应堆厂房内氙的活化等)形成的厂房大气内的辐射源项。

3 设计基准源项分析原则和方法

3.1 功率运行源项

3.1.1 反应堆堆芯源项

反应堆堆芯裂变产生的中子及 γ 射线是功率运行期间堆芯的主要辐射源。应基于堆芯设计方案和燃料管理策略给出的物理参数，采用经过验证的程序(如离散纵标程序或蒙特卡罗程序)及核数据库来分析反应堆正常运行期间产生的中子及 γ 射线源项。

对于堆芯积存量，应根据燃料管理方案、跟踪各批料的燃耗历史，同时应适当考虑燃料管理方案变化和功率测量不确定性的影响，给出包络性的数据。

3.1.2 一回路冷却剂源项

3.1.2.1 一回路冷却剂中的裂变产物

一回路冷却剂中的裂变产物主要来自破损燃料棒和燃料表面的铀沾污。对一回路冷却剂中裂变产物核素的选择，一般应权衡其产生量、半衰期、放射性强度及对人体影响的程度。通常包含的核素见表 1。

表1 设计基准一回路冷却剂裂变产物

序号	核素	序号	核素
1	^{85m} Kr	22	⁹¹ Sr
2	⁸⁵ Kr	23	⁹² Sr
3	⁸⁷ Kr	24	⁹⁵ Zr
4	⁸⁸ Kr	25	⁹⁵ Nb
5	^{133m} Xe	26	⁹⁹ Mo
6	¹³³ Xe	27	^{99m} Ic
7	¹³⁵ Xe	28	¹⁰³ Ru
8	¹³⁸ Xe	29	^{103m} Rh
9	¹³¹ I	30	¹⁰⁶ Ru
10	¹³² I	31	¹⁰⁶ Rh
11	¹³³ I	32	^{131m} Ie
12	¹³⁴ I	33	¹³¹ Ie
13	¹³⁵ I	34	¹³² Ie
14	¹³⁴ Cs	35	¹³⁴ Te
15	¹³⁶ Cs	36	¹⁴⁰ Ba
16	¹³⁷ Cs	37	¹⁴⁰ La
17	¹³⁸ Cs	38	¹⁴¹ Ce
18	⁸⁹ Sr	39	¹⁴³ Ce
19	⁹⁰ Sr	40	¹⁴³ Pr
20	⁹⁰ Y	41	¹⁴⁴ Ce
21	⁹¹ Y	42	¹⁴⁴ Pr

一回路冷却剂裂变产物源项通常以剂量等效¹³¹I活度浓度（或总碘量）来表征，剂量等效¹³¹I活度浓度的方法如下：

$$A_{DEI} = \sum_i A_{Ii} \times DCF_i / DCF_{I-131} \dots\dots\dots (1)$$

式中：

- A_{DEI} ——剂量等效¹³¹I活度浓度，单位为贝可每克（Bq/g）；
- A_{Ii} ——一回路冷却剂中碘同位素的活度浓度，单位为贝可每克（Bq/g）；
- DCF_i ——碘同位素的内照射剂量转换因子，单位为西弗每贝可（Sv/Bq）；
- DCF_{I-131} ——¹³¹I的内照射剂量转换因子，单位为西弗每贝可（Sv/Bq）。

也可采用经验公式的方法进行计算。

一回路冷却剂裂变产物源项可基于堆芯放射性积存量、燃料包壳破损率、逃脱率系数及系统参数进行计算。燃料包壳破损率可为0.25%，包壳破损的燃料元件内裂变产物的逃脱率系数可采用附录A中的值。也可根据其他假定的反应堆运行时燃料元件包壳破损的破损数目及状态等，采用经过验证的软件或方法开展计算分析。

3.1.2.2 一回路系统中可能的活化产物

根据电厂设计的实际情况，应全面梳理一回路系统中可能存在重要影响的活化产物（如 ^{16}N 等），并进行相应的分析。

对于一回路系统的 ^{16}N 活度分析来说，应基于一回路冷却剂在中子辐照区(堆芯)的流动时间确定单位质量冷却剂中 ^{16}N 的产生量，并根据一回路冷却剂从堆芯流动到一回路关键位置所需时间，考虑 ^{16}N 的衰变后得到一回路不同位置处 ^{16}N 的活度浓度，通常的关键位置有堆芯出口、反应堆压力容器出口、蒸汽发生器入口、蒸汽发生器出口、反应堆压力容器入口、堆芯入口等。

3.1.2.3 一回路冷却剂活化腐蚀产物

一回路冷却剂活化腐蚀产物活度浓度与燃料包壳破损水平无关。活化腐蚀产物中主要的放射性核素为 ^{51}Cr 、 ^{54}Mn 、 ^{55}Fe 、 ^{59}Fe 、 ^{58}Co 及 ^{60}Co 等。同时，应根据不同核电厂的具体设计特征，评估是否存在其他潜在且重要的活化腐蚀产物。

稳态情况下，活化腐蚀产物源项可基于同类型电厂测量数据来确定，根据电厂的实际设计参数，通过调整得到。调整因子的计算原理如下：

$$c = \frac{s}{m \times (\lambda + \beta)} \dots\dots\dots (2)$$

式中：

c ——放射性核素活度浓度，单位为贝可每克（Bq/g）；

s ——系统内放射性核素产生率(包括由本系统产生的或由其它系统流入的)，单位为贝可每克（Bq/s）；

m ——流体的质量，单位为克（g）；

λ ——放射性核素的衰变常数，单位为秒分之一（ s^{-1} ）；

β ——在系统内由于除盐、过滤及泄漏等原因(不包括核素的衰变作用)而导致的放射性核素的去除率，单位为秒分之一（ s^{-1} ）。

稳态情况下，一回路冷却剂活化腐蚀产物活度浓度也可根据其产生机理，结合核电厂设计参数，采用经过验证的计算机软件进行分析。

对于瞬态及停堆期间的峰值释放，可参考同类型电厂的测量数据。

3.1.3 二回路源项

蒸汽发生器传热管破损导致反应堆冷却剂泄漏进入二回路中。计算二回路设计基准源项应基于设计基准反应堆冷却剂源项，并考虑一次侧向二次侧的泄漏率。分析所采用的一次侧向二次侧的泄漏率应不低于设备技术规范规定的限值，考虑合理假设确定。二回路设计基准源项计算应给出二回路液相和气相核素的活度浓度，分析过程中可考虑核素衰变及蒸汽发生器的排污去除等。

3.1.4 主要系统设备屏蔽设计源项

3.1.4.1 反应堆冷却剂系统

反应堆冷却剂系统相关设备的放射性主要来自于一回路冷却剂，除考虑其中的裂变产物和活化腐蚀产物外，还应根据设备在一回路中所处位置的不同考虑 ^{16}N 的贡献。对于反应堆冷却剂系统中的稳压器，由于存在气液两相，且电厂不同运行工况对其影响较大，应特殊考虑：

- a) 除 ^{16}N 外的液相源项可与反应堆冷却剂源项相同；
- b) 对于 ^{16}N 液相源项，应基于负荷跟踪，考虑一回路冷却剂涌入稳压器造成的活度升高。可考虑 ^{16}N 在稳压器波动管流动时产生的衰变；

- c) 稳压器气相源项来自于正常运行喷淋流的脱气效应。对于惰性气体，除考虑喷淋流的脱气份额外，还可考虑惰性气体在喷淋管线中输运时产生的衰变。应确定惰性气体在气空间中能够达到的最大活度浓度；
- d) 稳压器气相源项还应考虑易挥发核素碘的贡献，碘最大活度浓度计算时的气水分配系数可取0.01；
- e) 对于 ^{16}N 气相源项，在考虑 ^{16}N 在喷淋管线中的衰变基础上，考虑负荷跟踪期间其活度浓度达到平衡。

3.1.4.2 化学和容积控制系统

应根据设备在系统中功能及工艺流程确定化学和容积控制系统主要设备源项，具体包括：

- a) 对于热交换器，除非一回路冷却剂进入热交换器的时间足够 ^{16}N 衰变到可以忽略，否则应考虑下泄流中 ^{16}N 的贡献；可根据实际设计情况，考虑热交换器的壳侧或管侧冷却剂是否经过了除盐床和过滤器的净化；
- b) 对于除盐床，应基于其对放射性核素的去污因子、下泄流量及相应的等效运行时间(即放射性核素的累积时间)确定核素活度浓度的最大值；
- c) 前置过滤器的源项计算可根据其对核素的去污因子，确定运行时间内累积的核素活度浓度最大值。对于后置过滤器，主要截留上游除盐床的树脂碎片或者颗粒，可根据系统流程和设备参数，考虑合理假设计算得到。过滤器的源项也可根据运行经验反馈的过滤器外表面剂量率最大值反推得到，主要核素可参考运行电厂的经验反馈。

3.1.4.3 放射性废物处理系统

核电厂处理放射性废物的系统包括放射性液体废物处理系统、放射性气体废物处理系统和放射性固体废物处理系统，其源项确定原则如下：

- a) 应根据设备在系统中的功能及工艺流程确定主要设备源项，并考虑设备在一个换料周期内的运行时间；
- b) 放射性液体废物处理系统中各种泵的辐射源项可认为与泵吸入口位置箱体中的液态源项相同。对于放射性水平较低的废液箱体（如化学废液、地面废液），其源项可根据参考电厂运行经验进行适当保守考虑；
- c) 对于放射性气体废物处理系统主要设备源项，一般应考虑一回路冷却剂下泄流中的惰性气体经脱气过程全部进入废气系统；
- d) 对于放射性固体废物处理系统设计基准源项，应根据固体废物处理工艺和处理设备接收的放射性废物类别，选择包络的源项作为系统的设计基准。

3.1.4.4 乏燃料池冷却系统

乏燃料池冷却系统主要用于冷却和净化乏燃料池，屏蔽设计中考虑的主要设备是与净化回路有关的除盐床和过滤器，其源项确定原则如下：

- a) 对于乏燃料池冷却系统除盐床源项，可根据理论计算或运行电厂经验数据获得；
- b) 对于乏燃料池冷却系统过滤器源项，可根据电厂反馈的外表面剂量率最大值反推得到，主要核素可参考运行电厂的经验反馈。同时也可根据系统流程和设备参数，考虑合理假设计算得到。

3.1.4.5 蒸汽发生器排污系统和凝结水精处理系统

蒸汽发生器排污系统和凝结水精处理系统源项计算需基于二回路设计基准源项。正常运行时，这两个系统的放射性水平均较低，但应考虑相关设备对放射性核素的累积效应。

3.2 停堆源项

3.2.1 燃料组件及相关组件源项

停堆后卸出的乏燃料组件内由于裂变产物和锕系核素等放射性核素的衰变、缓发裂变等过程产生的 γ 射线和中子，是停堆后乏燃料组件放射性的主要来源。停堆后其他燃料组件的源项通常可以被乏燃料组件所包络，具体分析原则如下：

- a) 乏燃料组件源项的分析原则：
 - 1) 根据乏燃料组件的燃耗深度、堆内辐照时间及功率水平等确定合理保守的计算方案；
 - 2) 乏燃料组件源项应能包络堆内和乏燃料池内所有乏燃料组件的辐射源项，从而确保乏燃料组件相关的屏蔽设计是保守的。
- b) 相关组件源项的分析原则。在堆内辐照期间，相关组件中的黑控制棒、灰控制棒、次级源棒，由于中子活化反应而生成活化产物，在停堆后衰变产生 γ 射线，是停堆后相关组件放射性的主要来源。应合理保守考虑相关组件在堆内辐照期间的中子注量率以及其辐照时间。

3.2.2 结构材料活化源项

在堆内辐照期间，燃料组件非活性区部位、堆内构件等由于中子活化反应产生活化源，是停堆期间影响屏蔽分析的主要源项之一。结构材料活化源项分析的原则主要包括：

- a) 根据结构材料的主要成分，典型的活化反应包括 $^{54}\text{Fe}(\text{n,p})^{54}\text{Mn}$ 、 $^{55}\text{Mn}(\text{n,2n})^{54}\text{Mn}$ 、 $^{55}\text{Mn}(\text{n},\gamma)^{56}\text{Mn}$ 、 $^{58}\text{Ni}(\text{n,p})^{58}\text{Co}$ 、 $^{59}\text{Co}(\text{n},\gamma)^{60}\text{Co}$ 、 $^{50}\text{Cr}(\text{n},\gamma)^{51}\text{Cr}$ 、 $^{58}\text{Fe}(\text{n},\gamma)^{59}\text{Fe}$ 、 $^{64}\text{Ni}(\text{n},\gamma)^{65}\text{Ni}$ 及 $^{109}\text{Ag}(\text{n},\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$ ；
- b) 每个部件的活化程度取决于其材料成分以及受中子辐照历史。

3.2.3 活化腐蚀产物沉积源项

停堆期间，沉积于一回路压力边界和其他放射性相关系统的流体管道及设备内表面的活化腐蚀产物是核电厂集体剂量的主要来源，也是某些设备屏蔽设计的主要依据，在停堆后屏蔽设计中，应考虑此类源项的贡献。

活化腐蚀产物沉积量受电厂运行状态影响较大，可根据参考电厂测量数据或产生机理计算确定。

3.2.4 正常余热排出系统

正常余热排出系统分析的原则主要包括：

- a) 考虑正常余热排出系统管道及热交换器等的源项时，应根据电厂停堆换料时间安排，确定该系统的停堆后启动时间；
- b) 停堆及氧化运行期间，应考虑由于一回路冷却剂温度、压力等的变化，使沉积在堆芯及一回路系统设备表面的活化腐蚀产物溶解度变大，出现活化腐蚀产物的尖峰释放现象。

3.3 气载放射性源项

气载放射性源项用于通风系统设计、人员防护设施的设计及剂量评价等，该源项分析的原则主要包括：

- a) 考虑到核电厂实际情况，主要针对核电厂安全壳、辅助厂房、燃料操作区域及汽轮机厂房的自由容积开展气载放射性进行分析，并确定气载放射性浓度的最大值。对于放射性废物厂房等其他厂房，需根据其系统工艺情况，评估是否需要给出气载放射性浓度；
- b) 安全壳大气中主要的气载放射性核素来自一回路冷却剂系统的泄漏和堆腔天然存在的氡的活化。应根据电厂设计特征合理评价主冷却剂系统的泄漏率，也可参考附录 B（资料性附录）中

给出的泄漏率，并根据冷却剂温度和压力，环境温度和压力等合理评估闪蒸份额，可考虑运行期间安全壳定期净化及停堆换料或维修期间安全壳大气附加净化的效果；

- c) 在辅助厂房大气中的气载放射性核素主要来自于液体的泄漏。可参考运行电厂经验合理评估泄漏率，也可参考附录 B 中给出的泄漏率，并合理评估闪蒸份额和气水分配系数。同时，可视情况考虑通风系统净化作用；
- d) 燃料操作区域的气载放射性核素来自于存储在乏燃料池内的存在破损的乏燃料组件的释放或乏燃料池水的蒸发。换料期间，一回路冷却剂与乏燃料池水相混合，因此宜考虑一回路冷却剂被稀释。对于乏燃料池中已经发生破损的乏燃料，考虑到乏燃料池温度已经较低，裂变产物逃脱率系数可保守取为表 A.1 中数据的 10^{-5} 倍。由于反应堆从停堆到换料需要经过一段时间，计算分析时，可考虑在此时间内核素的衰变；乏燃料池水中的氡来自于停堆时与乏燃料池连通的一回路，应考虑一回路中的氡被稀释。

附 录 A
(资料性附录)
逃脱率系数

逃脱率系数见表A. 1。

表A. 1 满功率运行期间裂变产物逃脱率系数

核素	逃脱率系数 s^{-1}
Kr、Xe	6.5×10^{-8}
Br、Rb、I、Cs	1.3×10^{-8}
Mo、Tc、Ag	2.0×10^{-9}
Te	1.0×10^{-9}
Sr、Ba	1.0×10^{-11}
Y、Zr、Nb、Ru、Rh、La、Ce、Pr	1.6×10^{-12}
注：本表数据取自NB/T 20194—2012。	

附 录 B
(资料性附录)
主要系统和设备预期泄漏率

主要系统和设备预期泄露率见表B. 1。

表B. 1 主要系统和设备预期泄漏率

途径		预期泄漏率 m^3/d
安全壳内	一回路冷却剂泵轴封泄漏	7.57×10^{-2}
	安全壳冷却系统	1.89
	其他泄漏和疏水	3.79×10^{-2}
安全壳外	阀门	1.14×10^{-1}
	泵	1.89×10^{-1}
注：本表数据取自ANS/ANSI-55.6。		