

压水堆 LOCA 放射性源项计算模型及应用研究

陈海英, 王韶伟, 田欣鹭, 吴彩霞, 熊文彬*, 张春明

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 102401)

摘要: 根据压水堆冷却剂丧失事故(LOCA)后核素从堆芯迁移、释放至安全壳及环境过程中的产生和消减机理,建立了完整的 LOCA 放射性源项计算模型,并对模型计算结果进行对比分析,最终将模型应用于第3代压水堆 LOCA 源项计算分析中。结果表明:本文模型与 TACTⅢ程序计算结果的相对偏差在 $\pm 0.05\%$ 以内,与 TITAN5 程序的碘计算结果的相对偏差在 $\pm 0.5\%$ 以内,本文模型计算准确。对于压水堆各种核电机型,安全壳内核素的去除机制及去除速率不同,导致释放到环境中的 I 和 Cs 核素活度变化曲线也不同, ^{131}I 、 ^{134}Cs 、 ^{136}Cs 、 ^{137}Cs 在事故后 30 d 内释放到环境中的累积活度逐渐增大。建立的模型基于完整的核素衰变链,考虑了母核衰变对子核源项的贡献及喷淋或自然去除等作用对元素碘的有效去除过程,通用性强。

关键词: 计算模型;第3代压水堆;源项;冷却剂丧失事故

中图分类号: TL73

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2020)12-2418-06

doi: 10. 7538/yzk. 2020. youxian. 0027

Research of Radioactive Source Term Calculation Model and Application in LOCA for PWR

CHEN Haiying, WANG Shaowei, TIAN Xinlu, WU Caixia,
XIONG Wenbin*, ZHANG Chunming

(Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Ecology and Environment, Beijing 102401, China)

Abstract: According to the mechanism of the generation and reduction of the nuclide in the process of migration and release from the core to the containment and the environment after the pressurized water reactor (PWR) loss of coolant accident (LOCA), the calculation model of radioactive source term for LOCA was established. The comparative analysis of model calculation results was carried out. Finally, the model was applied to the source term analysis for the third generation PWR LOCA. The results show that the relative deviation between the calculation results of the model and TACTⅢ code is within $\pm 0.05\%$, and the relative deviation between the iodine calculation results of the model and TITAN5 code is within $\pm 0.5\%$, so the model calculation is accurate. For

收稿日期: 2020-01-08; 修回日期: 2020-04-21

基金项目: 国家科技重大专项资助项目(2019ZX06005001)

作者简介: 陈海英(1984—), 女, 山东潍坊人, 高级工程师, 硕士, 辐射防护与环境保护专业

* 通信作者: 熊文彬, E-mail: xiongwenbin@chinansc.cn

网络出版时间: 2020-06-10; 网络出版地址: <http://kns.cnki.net/kcms/detail/11.2044.TL.20200609.1603.004.html>

various nuclear motor types of PWRs, the removal mechanism and removal rate of nuclide in the containment are different, resulting in different I and Cs radioactivity release curves. The cumulative radioactivity of ^{131}I , ^{134}Cs , ^{136}Cs and ^{137}Cs released into the environment within 30 d gradually increases. The established model is highly versatile, which is based on the complete nuclide decay chain, considering the contribution of the precursor nuclides decay to the daughter nuclides, and the effective removal process of elemental iodine by spraying or natural removal.

Key words: calculation model; the third generation PWR; source term; loss of coolant accident

核电厂事故后的辐射源项评估是核电厂安全分析和环境影响评价的重要审评内容之一^[1-4]。随着核电技术的不断研发和逐步发展,第3代核电技术的先进性、安全性、经济性等方面显著提高。我国自主创新研发所形成的大型先进非能动压水堆核电技术,核电机组的堆芯损坏频率和大量放射性释放概率是传统能动核电机组的1/100,将事故后放射性释放风险尽可能降至最低,实现当前最高安全目标^[5-8]。华龙一号采用双层安全壳,可抵御大型商用飞机撞击,安全性提高,双层安全壳设置环形空间通风系统,降低了事故情况下放射性物质向环境释放的风险^[9-10]。

冷却剂丧失事故(LOCA)是核电厂安全分析中重点关注的设计基准事故之一。美国核管理委员会(NRC)发布的管理导则《用于评估核动力反应堆设计基准事故的替代放射性源项》(RG1.183)是核电厂设计基准事故源项计算的参考依据,描述了LOCA放射性源项的分析过程,明确给出了LOCA中源项类型、释放时间、释放份额、核素形态分布等信息^[11]。目前计算核电厂LOCA环境释放源项常用的计算程序有TACTⅢ和TITAN5等^[12]。TACTⅢ用于压水堆通过安全壳途径释放的设计基准事故源项计算,TITAN5用于压水堆各类设计基准事故源项计算。然而,各程序的使用范围和适用条件不同,往往导致在计算LOCA源项时受到各种限制,如TACTⅢ缺少元素碘的去除时间计算模型,TITAN5未考虑母核衰变对子核源项的贡献等。

鉴于此,本文根据LOCA后核素在堆芯、安全壳、环境中的迁移、沉积、释放等过程,分析核素的产生和消减机理,基于完整的衰变链建

立事故源项分析模型,包括安全壳内核素活度计算模型、环境释放源项计算模型、元素碘的去除时间计算模型等,开展计算结果对比,将计算模型应用于第3代压水堆核电厂LOCA源项分析中,为核电厂辐射安全分析软件自主研发及审评提供技术支持。

1 模型建立

1.1 安全壳内核素活度模型

根据核素衰变链,对母核和子核分别建立计算模型。

母核计算模型为:

$$\frac{dA_{c,i}(t_n)}{dt} = P_{A_{c,i}} e^{-\lambda_i t_n} - (\lambda_i + \lambda_{d,i} + \lambda_0) A_{c,i}(t_n) \quad (1)$$

子核计算模型为:

$$\frac{dA_{c,j}(t_n)}{dt} = P_{A_{c,j}} e^{-\lambda_j t_n} + \lambda_j \sum_{i=1}^{j-1} \xi_{ij} A_{c,i}(t_n) - (\lambda_j + \lambda_{d,j} + \lambda_0) A_{c,j}(t_n) \quad (2)$$

式中: $A_{c,i}(t_n)$ 、 $A_{c,j}(t_n)$ 为事故后 t_n 时安全壳内核素 i 、 j 的放射性活度,Bq; $P_{A_{c,i}}$ 、 $P_{A_{c,j}}$ 为堆芯或一回路冷却剂中核素 i 、 j 的释放速率,Bq/h; λ_i 、 λ_j 为放射性核素 i 、 j 的衰变常量, h^{-1} ; λ_0 为事故后核素从安全壳向环境的泄漏率, h^{-1} ; $\lambda_{d,i}$ 、 $\lambda_{d,j}$ 为安全壳内放射性核素 i 、 j 的去除常数, h^{-1} ; ξ_{ij} 为核素 i 衰变为核素 j 的分支比; t 为事故后时间,h。

1.2 碘去除时间模型

与堆芯释放相比,一回路冷却剂释放的核素活度可忽略(相差几个数量级)。对于安全壳内的放射性碘,无论是专设安全设施的去除作用,还是沉积等自然去除作用,元素碘的去除并非无限制的,设定了最大去污因子^[13]。基于元

素碘的输运过程和去除机制,安全壳内元素碘的去除时间 t 的计算模型为:

$$t = t_0 - \frac{\ln \frac{1}{K \cdot DF}}{\lambda_d} \quad (3)$$

$$K = \begin{cases} 1 & \text{瞬时释放} \\ \frac{1}{0.5\lambda_d}(1 - e^{-0.5\lambda_d}) & \text{持续释放} \end{cases} \quad (4)$$

式中:DF 为元素碘的最大去污因子; λ_d 为元素碘的去除常数, h^{-1} ; t_0 为核素从堆芯和一回路过冷却剂释放到安全壳的时间, h ;0.5 为堆芯释放时间 0.5 h。

1.3 环境释放源项模型

环境释放源项模型为:

$$A_{e,i}(t_n) = \int_{t_{n-1}}^{t_n} \lambda_0 A_{c,i}(t_n) dt \quad (5)$$

$$A_{e,j}(t_n) = \int_{t_{n-1}}^{t_n} \lambda_0 A_{c,j}(t_n) dt \quad (6)$$

式中, $A_{e,i}(t_n)$ 、 $A_{e,j}(t_n)$ 为释放到环境中的核素 i 、 j 的放射性活度。

2 模型对比计算及应用

采用 TACTⅢ 和 TITAN5 的计算结果与本文模型计算结果进行对比。参数设置为:元素碘的喷淋去除因子为 1 000,安全壳内元素碘为 90%、颗粒碘为 10%,0~24 h 安全壳泄漏率为 0.3%/d,24 h~30 d 安全壳泄漏率为 0.15%/d。利用 TACTⅢ 的计算结果比验证本文模型中母核衰变计算的正确性,利用 TITAN5 的计算结果比验证元素碘去除时间计算的正确性。

参考 RG1.183 推荐的 AST 方法和 SRP 的相关计算假设^[11,13],将建立的计算模型应用于第 3 代压水堆核电厂 LOCA 源项计算中,分析 LOCA 中核素活度的变化。

3 计算结果与分析

3.1 与 TACTⅢ 对比

图 1 示出 LOCA 环境释放源项模型计算结果与 TACTⅢ 计算结果的对比。由图 1 可知,采用本文计算模型和 TACTⅢ 计算的环境释放源项相对偏差在 $\pm 5\%$ 以内,母核核素中 ^{138}Xe 差别最大,为 3.63%;子核核素中 $^{133}\text{Xe}^m$ 差别最大,为 5%。计算结果存在差异的原因是建立的计算模型所用的核素衰变常量与 TACTⅢ 数据库中的核素衰变常量不同,计算模型采用了放射性同位素手册中的核素数据,而 TACTⅢ 数据库中的部分核素衰变参数不够准确,尤其是 ^{138}Xe 核素,衰变常量相差约 20%^[14]。

根据放射性同位素手册中的核素数据更新 TACTⅢ 数据库^[14],对比结果如图 2 所示,释放到环境中的各类核素活度计算结果一致,相对偏差在 $\pm 0.05\%$ 以内。基于完整的核素衰变链建立的 LOCA 源项计算模型,考虑了母核衰变对子核源项的贡献,模型计算准确。

3.2 与 TITAN5 对比

采用本文模型与 TITAN5 计算结果的对比如图 3 所示。碘是直接受去除时效影响的核素,本文模型与 TITAN5 计算的元素碘有效去除时间相差小于 1%,图 3a 中核素碘环境释放

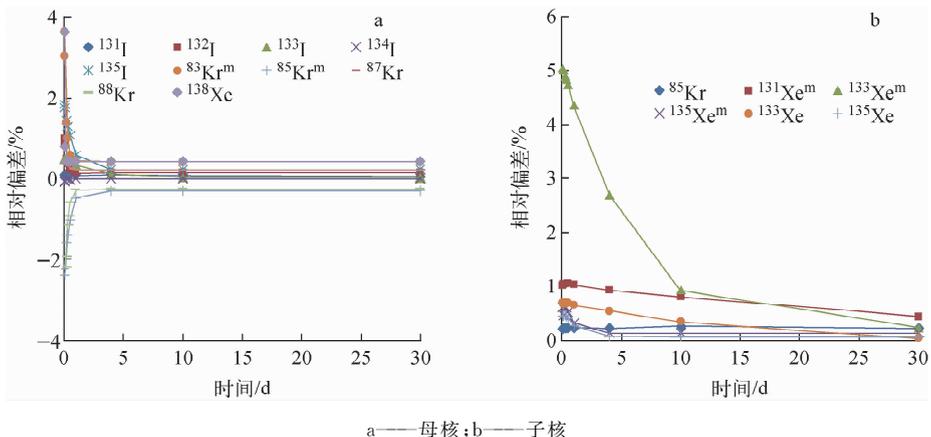


图 1 本文模型与 TACTⅢ 程序计算结果对比

Fig. 1 Comparison of calculation result between present model and TACTⅢ

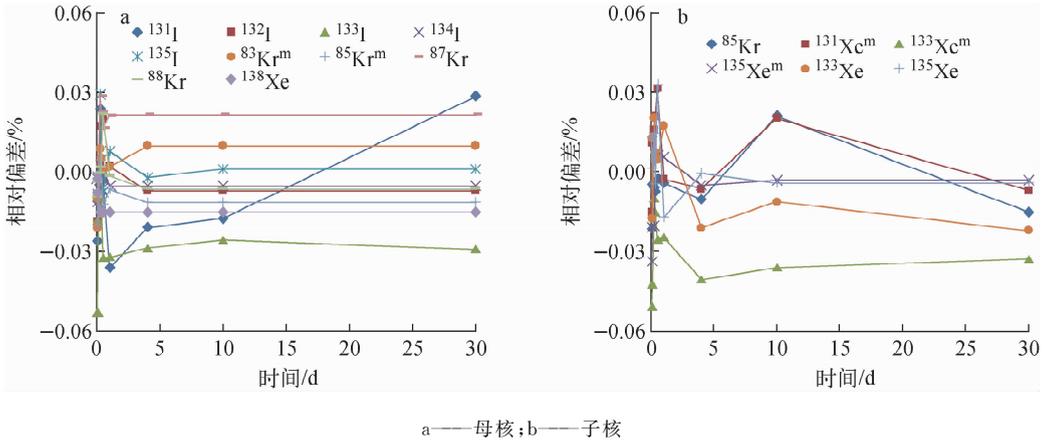


图 2 本文模型与更新核素衰变数据后的 TACT III 程序计算结果对比
 Fig. 2 Comparison of calculation result between present model and TACT III with updating nuclide decay data

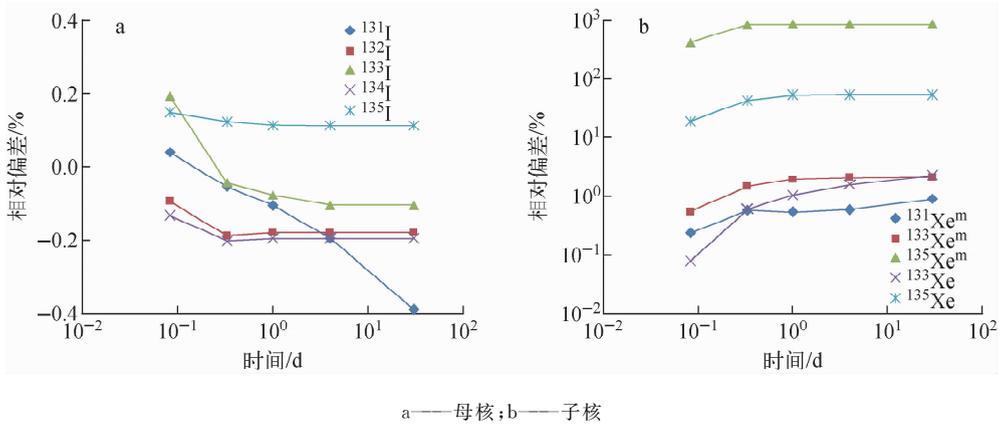


图 3 本文模型与 TITAN5 计算结果对比
 Fig. 3 Comparison of calculation result between present model and TITAN5

活度计算结果基本相同,相对偏差在±0.5%以内,验证了碘去除时间模型的正确性。

子核核素计算结果差异较大(图 3b),尤其是¹³⁵Xe^m,最大相对偏差为 840.77%,原因是本文模型考虑了衰变链中母核对子核的衰变贡献,即模型计算结果包括堆芯的释放和母核的衰变两部分,而 TITAN5 的物理模型未考虑衰变链中母核的衰变,对于短半衰期核素,如¹³⁵Xe^m,半衰期 $T_{1/2} = 15.36 \text{ min}$,自身衰变很快,导致母核的衰变贡献更为显著。因此,计算事故源项时,母核衰变对子核源项的贡献是不可忽略的,需考虑完整的核素衰变链,以保证计算结果的合理性和保守性。

3.3 核电厂 LOCA 源项分析

图 4 示出 LOCA 下释放到环境中的惰性气

体活度的变化。惰性气体性质稳定,释放到环境中的放射性活度不受安全壳内喷淋、自然去

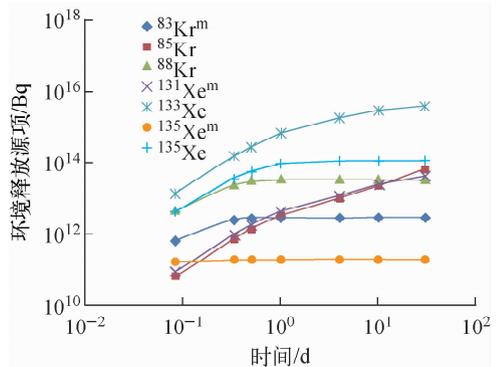


图 4 LOCA 下释放到环境中的惰性气体
 Fig. 4 Inert gas released to environment during LOCA

除机制等的影响,因此对于压水堆各核电机型,LOCA 释放到环境中的惰性气体放射性活度变化趋势是一致的。环境中的惰性气体累积放射性活度达到平衡的时间与其半衰期成正比,半衰期越长,释放到环境中的核素活度达到平衡时所需的时间也越长,如 ^{85}Kr 、 $^{131}\text{Xe}^m$ 、 ^{133}Xe ,半衰期长于其他惰性气体核素,释放到环境中的累积活度呈现不断增大的趋势,事故后30 d仍未达到平衡。

图5示出LOCA下释放到环境中的碘和铯活度的变化。对于压水堆各种核电机型(如AP1000、ACP1000等),安全壳内核素的去除机制及去除速率不同,导致释放到环境中的活度变化也不同。如AP1000,核素去除机制包

括重力沉降、扩散电泳和热扩散等自然去除作用,而该核电厂考虑的核素去除机制主要为安全壳内的喷淋及环形空间的通风过滤作用。对于碘,除 ^{131}I 外,释放到环境中的其他I核素在事故后0~4 d即达到平衡,而 ^{131}I 的半衰期较长,事故后30 d内释放到环境中的累积活度逐渐增大。与AP1000核电厂相比,LOCA中核素Cs的变化趋势差异较大,考虑到Cs的去除作用主要为环形空间的通风过滤,且Cs半衰期长,导致释放到环境中的累积活度逐渐增大,而AP1000在自然去除机制下几小时后,安全壳内的Cs逐渐被去除,释放到环境中的累积活度增长非常缓慢^[15]。

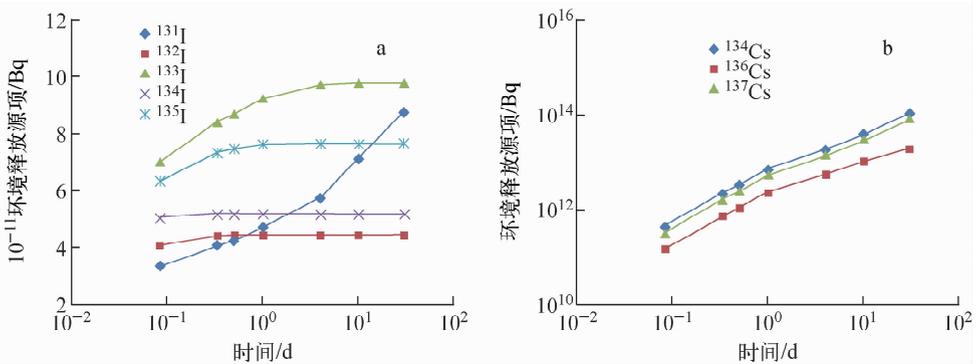


图5 LOCA下释放到环境中的碘(a)和铯(b)

Fig. 5 Iodine (a) and cesium (b) released to environment during LOCA

4 结论

本文根据LOCA核素迁移过程中的产生和消减机理,建立了LOCA源项计算分析模型,并与TACTⅢ和TITAN5计算结果进行了对比验证,将模型应用于第3代压水堆核电厂LOCA源项分析中,得出以下结论。

1) 本文模型基于完整的核素衰变链,考虑了母核衰变对子核源项的贡献,以及喷淋或自然去除等作用对元素碘的有效去除过程,通用性强。

2) 本文模型与TACTⅢ计算结果相对偏差在±0.05%以内,整个衰变链模型计算准确、可靠;本文模型与TITAN5的碘计算结果相对偏差在±0.5%以内,碘去除时间模型准确,由于TITAN5未考虑衰变链中母核的衰变,导致Xe等核素计算结果差异较大,尤其

是 $^{135}\text{Xe}^m$,相差1个数量级,因此对于短半衰期核素,需考虑完整的核素衰变链,以保证计算结果的合理性。

3) 对于压水堆各种核电机型,安全壳内核素的去除机制及去除速率不同,导致释放到环境中的I和Cs活度变化曲线也不同,核素 ^{131}I 、 ^{134}Cs 、 ^{136}Cs 、 ^{137}Cs 在事故后30 d内释放到环境中的累积活度逐渐增大。

参考文献:

- [1] LI J X, CAO X W, TONG L L, et al. Radiological consequence evaluation of DBAs with alternative source term method for a Chinese PWR[J]. Nuclear Engineering and Design, 2012, 250: 260-266.
- [2] 陈海英,张春明,韩静茹,等. LOCA源项与放射

- 性后果计算影响因素分析[J]. 原子能科学技术, 2016, 54(4): 678-683.
- CHEN Haiying, ZHANG Chunming, HAN Jingru, et al. Analysis of influence factor on calculation of source term and radiological consequence in LOCA[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2016, 54(4): 678-683(in Chinese).
- [3] 田侑成, 郭江华, 龙林鑫, 等. 核电站 LOCA 释放源项的模拟计算[J]. 核科学与工程, 2019, 39(1): 83-87.
- TIAN Youcheng, GUO Jianghua, LONG Linxin, et al. Simulation calculation of source term released during LOCA[J]. Nuclear Science and Engineering, 2019, 39(1): 83-87(in Chinese).
- [4] 陶俊, 宿健, 谢小飞, 等. “华龙一号”SGTR 事故源项分析方法研究[J]. 核科学与工程, 2019, 39(2): 267-273.
- TAO Jun, SU Jian, XIE Xiaofei, et al. SGTR accident source term analysis methodology for HPR1000[J]. Nuclear Science and Engineering, 2019, 39(2): 267-273(in Chinese).
- [5] 国家电投研发的大型非能动核电站 CAP1400 达到世界领先水平 [EB/OL]. (2020-01-08). [2016-7-12]. <http://www.sasac.gov.cn/n2588030/n2588934/c4525990/content.html>.
- [6] 严锦泉, 史国宝, 林诚格, 等. CAP1400 安全设计与实际消除大量放射性释放[J]. 核安全, 2016, 15(1): 76-83.
- YAN Jinqun, SHI Guobao, LIN Chengge, et al. CAP1400 design for the requirements of “practically eliminated”[J]. Nuclear Safety, 2016, 15(1): 76-83(in Chinese).
- [7] 汪映荣. CAP1400 核电技术特点和工程进展[J]. 中国核电, 2018, 11(1): 35-40.
- WANG Yingrong. Technical characteristics and engineering progress of CAP1400[J]. China Nuclear Power, 2018, 11(1): 35-40(in Chinese).
- [8] 郑明光. 从 AP1000 到 CAP1400 我国先进三代非能动核电技术自主化历程[J]. 中国核电, 2018, 11(1): 41-45.
- ZHENG Mingguang. From AP1000 to CAP1400 self-reliant process of China’s third generation nuclear power[J]. China Nuclear Power, 2018, 11(1): 41-45(in Chinese).
- [9] 华龙一号有八大技术基因 [EB/OL]. (2020-01-08). [2015-12-30]. http://blog.sina.com.cn/s/blog_e9aba56d0102whhg.html.
- [10] 魏国强, 李璐, 郑伟. 华龙一号安全壳厂房排放源项估算模式的构建思考[J]. 辐射防护, 2019, 39(3): 184-191.
- WEI Guoqiang, LI Lu, ZHENG Wei. Consideration on constructing mathematic models about release source terms from containment building of HPR1000[J]. Radiation Protection, 2019, 39(3): 184-191(in Chinese).
- [11] NRC. Regulatory Guide 1.183 Alternative radiological source terms for evaluating design basis accidents at nuclear power reactors [S]. USA: NRC, 2000.
- [12] 杨洪润, 李兰, 沈瑾. 秦山核电二期工程事故源项分析[J]. 核动力工程, 2003, 24(增刊 2): 69-72.
- YANG Hongrun, LI Lan, SHEN Jin. Accident source term analysis for Qinshan phase II NPP project[J]. Nuclear Power Engineering, 2003, 24(Suppl. 2): 69-72(in Chinese).
- [13] NRC. SRP6. 5. 2 Containment spray as a fission product cleanup system [S]. USA: NRC, 2007.
- [14] 孙树正. 放射性同位素手册 [M]. 北京: 原子能出版传媒有限公司, 2011.
- [15] 陈海英, 王韶伟, 兰兵, 等. 基于 AST 方法的核电厂 LOCA 释放源项计算分析[J]. 原子能科学技术, 2017, 51(7): 1 268-1 272.
- CHEN Haiying, WANG Shaowei, LAN Bing, et al. Analysis of release source term in LOCA for NPP based on AST method[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2017, 51(7): 1 268-1 272(in Chinese).