

基于NRSTAP-PWR程序的压水堆 放射性源项计算研究

雷星*, 张竞宇#, 郑浩, 杨晨, 由立松

华北电力大学核科学与工程学院, 北京

收稿日期: 2024年10月30日; 录用日期: 2024年11月11日; 发布日期: 2025年1月6日

摘要

放射性源项是用于评价核电厂正常运行期间放射性释放对环境影响的基础数据。本文研究了压水堆中放射性核素的迁移、吸附、滞留、衰变规律, 根据放射性核素在系统中的产生和消失机理, 建立了计算放射性核素活度的数学模型, 开发了相应的计算程序NRSTAP-PWR并进行了测试。核素的核反应数据是从评价核数据库ENDF/B-VII.1中提取的。程序的测试采用与国际同类程序BETA程序比较的方法, 结果表明: NRSTAP-PWR程序计算的核素活度与BETA程序的计算结果吻合较好, 可用于压水堆核电厂的辐射屏蔽、事故预防、环境评价和核设施退役。

关键词

压水堆, 源项, 放射性核素, NRSTAP-PWR程序

Research on Radioactive Source Term Calculation of Pressurized Water Reactor with NRSTAP-PWR Program

Xing Lei*, Jingyu Zhang#, Hao Zheng, Chen Yang, Lisong You

School of Nuclear Science and Engineering, North China Electric Power University, Beijing

Received: Oct. 30th, 2024; accepted: Nov. 11th, 2024; published: Jan. 6th, 2025

Abstract

The radioactive source term is the basic data used to evaluate the environmental impact of

*第一作者。

#通讯作者。

文章引用: 雷星, 张竞宇, 郑浩, 杨晨, 由立松. 基于 NRSTAP-PWR 程序的压水堆放射性源项计算研究[J]. 核科学与技术, 2025, 13(1): 1-10. DOI: 10.12677/nst.2025.131001

radioactive release during the normal operation of nuclear power plants. In this paper, the migration, adsorption, retention and decay of radionuclides in PWR are studied. According to the generation and disappearance mechanism of radionuclides in the system, a mathematical model for calculating radionuclide activity is established, and the corresponding calculation program NRSTAP-PWR is developed and tested. The nuclear reaction data of nuclides were extracted from the evaluation nuclear database ENDF/B-VII.1. The program is tested by comparing with the international similar program BETA program. The results show that the nuclide activity calculated by the NRSTAP-PWR program is in good agreement with the calculation results of the BETA program, which can be used for radiation shielding, accident prevention, environmental assessment and nuclear facility decommissioning of PWR nuclear power plants.

Keywords

PWR, Source Term, Radionuclide, NRSTAP-PWR Program

Copyright © 2025 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 引言

压水堆核电站运行过程中，燃料芯块会产生大量放射性核素并积存在燃料包壳的间隙中。由于异物磨蚀、燃料加工精度、化学腐蚀等原因，燃料包壳不可避免地会发生破损及裂纹[1]，裂变产物从这些微小缺陷进入一回路冷却剂中，导致一回路冷却剂放射性水平升高，对工作人员产生辐射风险。同时，一回路冷却剂中的固有核素及杂质元素和结构材料的腐蚀产物也会被中子活化产生活化产物[2]，使一回路冷却剂放射性增强。蒸汽发生器传热管在应力腐蚀作用下会发生破损，导致一回路冷却剂泄漏到二回路，使二回路系统和设备受到放射性污染[3]。同时，由于泄漏等原因，具有放射性的冷却剂也会进入辅助系统，使得辅助系统设备表面和核电站排放物具有放射性。放射性核素在压水堆核电站中的迁移途径如图1所示[4]。核电厂源项是进行辐射屏蔽及放射性后果分析的基础，对其进行研究，分析放射性核素的

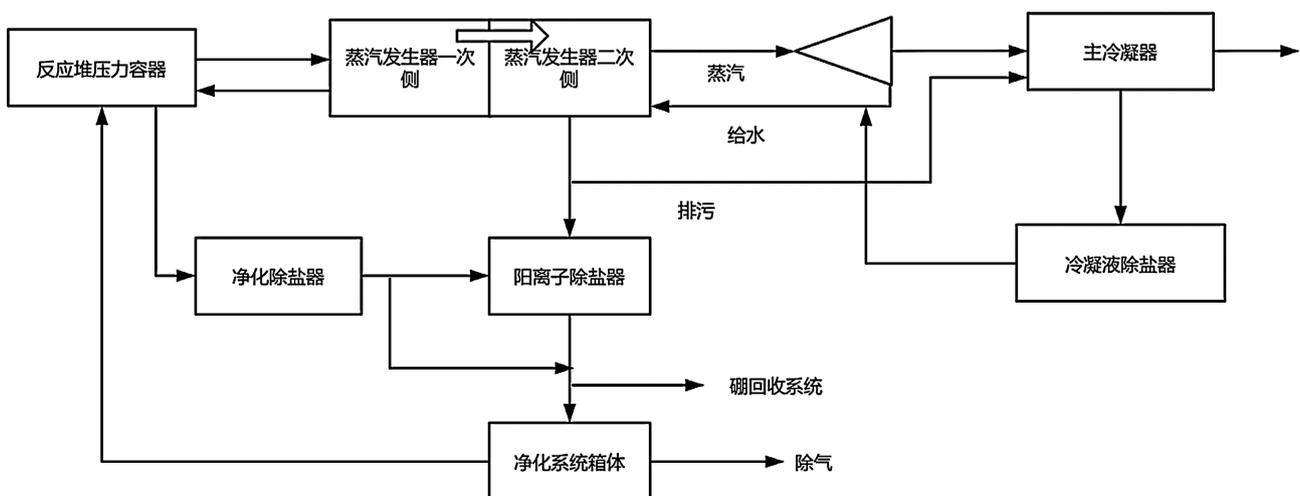


Figure 1. Removal path of radionuclide for reference PWR

图 1. 压水堆核电站放射性核素迁移途径

迁移分布规律，能够为核电厂辐射屏蔽提供源强并指导核设施的退役[5]，同时也可以为维持主回路放射性保持较低水平提供依据，对核电厂安全经济运行具有重要意义。

本文通过研究放射性核素在压水堆核电厂主回路、二回路及一些辅助系统中的迁移规律，建立计算放射性活度的通用数学模型，并开发了相应的计算程序 NRSTAP-PWR。并将 NRSTAP-PWR 程序的计算结果与国际上同类的 BETA 程序进行比较，验证了 NRSTAP-PWR 程序计算结果的准确性。该程序数据库中核素的基本信息来源于 ENDF/B-VII.1 数据库。与 BETA 程序相比，NRSTAP-PWR 程序使用了更新的数据库、模型更加完善，且程序使用更加方便。计算裂变产物在一回路冷却剂中的积累时，BETA 程序中，对于输入文件中没有出现的核素都不考虑表面沾染项，也不考虑衰变产生的核素沾染到包壳表面的情况，而 NRSTAP-PWR 程序会考虑计算衰变链上所有参与核素的以上两项。另外，BETA 程序无法自动补充核素并按照衰变链的顺序为核素排序，需要在输入文件中将计算涉及的核素全部按照衰变链的顺序给出，而 NRSTAP-PWR 程序可以自动填充核素并为其排序。

2. 计算模型

2.1. 一回路源项计算模型

一回路冷却剂中放射性物质主要由堆芯燃料元件破损而泄露出来的裂变产物、燃料包壳表面和结构材料中的天然铀产生的裂变产物、冷却剂和腐蚀产物通过堆芯时产生的活化产物三部分组成[6]。

对于一回路裂变产物，来源主要包括堆芯燃料元件破损泄漏到冷却剂中的裂变产物以及中子辐照燃料表面和结构材料中的天然铀产生的裂变产物。计算一回路裂变产物活度，考虑以下几个过程：

- (1) 裂变产物从燃料元件包壳到冷却剂的持续泄露；
- (2) 燃料元件的外表面被燃料污染，导致裂变产物生成；
- (3) 冷却剂中的天然核素衰变；
- (4) 裂变碎片衰变产生的产物从冷却剂净化系统的过滤器排入主回路。

对过程(2)，设 S 为堆芯内燃料元件的包壳面积(m^2)； x_m^{m+1} 为产生核素 m 的裂变分支比； M 为运行过程中堆芯内 U-235 的平均质量(g)； r_s 为包壳表面污染(g/m^2)； r 为结构材料的密度(g/m^3)； q_m 为单位质量的结构材料中天然铀的质量(kg/kg 材料)； $\rho(A_m)$ 为材料中裂变产物的穿行距离(μm)； W 为反应堆热功率(MW)。中子辐照燃料表面和结构材料中的天然铀产生的裂变产物进入冷却剂的量 R'_m 为：

$$R'_m = 3.29 \times 10^{10} \times 10^6 W \cdot \frac{C \cdot S}{2M} [r_s + 0.0035 \cdot q_m \cdot r \cdot \rho(A_m)] \quad (1)$$

基于以上过程，建立核电厂长期运行稳态状况下的活度计算方程，对核素 i 有：

$$N_m^T = \frac{1}{\lambda_m + \beta_m} \left[(R_m + R'_m) + \sum_{k=1,2} \chi_{m-k}^m a_{m-k}^T + \sum_{i=1}^n (1 - \varepsilon_m^i) \frac{D_i}{V} \sum_{k=1,2} \chi_{m-k}^m B_{m-k}^i \right] \quad (2)$$

式中， R_m 为核素从燃料元件泄露到冷却剂中的释放速率(Ci/s)； R'_m 为中子辐照燃料表面和结构材料中的天然铀产生的裂变产物进入冷却剂的速率(Ci/s)； λ_m 为核素 m 的衰变常数($1/\text{s}$)； χ_{m-k}^m 为核素 $m-k$ 的衰变分支比； a_{m-k}^T 为核素 $m-k$ 的活度(Ci)； ε_m^i 为核素的沉积效率； D_i 为进入系统的流量(m^3/s)； V 为一回路冷却剂体积(m^3)； β_m 表示一回路冷却剂中核素 m 的净化效率($1/\text{s}$)； B_{m-k}^i 为从净化过滤器进入冷却剂中的核素数量。对 β_m 及 B_{m-k}^i 有，

$$\beta_m = \sum_{i=1}^n \frac{D_i}{M} \left[1 - e^{-\lambda_m^i} (1 - \varepsilon_m^i) \right] \quad (3)$$

$$B_i^i = \varepsilon_i^i N_i^T \left(1 - e^{-\lambda_m t_2}\right) \quad (4)$$

一回路冷却剂中活化产物主要来源于一回路冷却剂固有元素(H、O)和杂质元素(Li、Na、K 等)的活化, 以及腐蚀产物流经堆芯时发生中子俘获反应生成的活化腐蚀产物。考虑净化、衰变等影响, 各种因素达到平衡时, 一回路中活化产物的计算方程为:

$$a_m = N_m' \bar{\sigma} \bar{\Phi}_1 \rho \frac{1 - e^{-\lambda_m t_1}}{1 - e^{-(\lambda_m + \beta_m) t_2}} \left(1 - e^{-(\lambda_m + \beta_m) T}\right) e^{-\lambda_m t_3} \quad (5)$$

式中, N_m' 为 m 核素原子核密度(N/kg); $\bar{\Phi}_1$ 为堆芯内平均热中子通量密度(n/(cm²·s)); $\bar{\sigma}$ 为微观吸收截面(barn); λ_m 为衰变常数(1/s); ρ 为冷却剂密度(kg/m³); β_m 为净化效率(1/s); t_1 为冷却剂流过堆芯时间(s), t_2 为流过整个回路的时间(s); t_3 为冷却剂从出口流向计算点所需的时间(s); T 为功率运行时间(s)。

2.2. 二回路源项计算模型

放射性核素在二回路系统中存在液相和气相两种状态。蒸汽发生器在长期运行过程中, 部分管子可能失效发生破损, 放射性核素将从一回路泄漏到二回路。假设在运行期间, 冷却剂从一回路到二回路的泄漏率恒定, 且均匀分布在蒸汽发生器水相, 核电厂运行工况下蒸汽发生器内排污水及冷凝器过滤器的流速恒定[7]。蒸汽发生器液相和气相中放射性核素浓度需要考虑衰变、排污、泄漏、冷凝器抽气和除盐净化等因素的综合作用, 由此建立二回路放射性活度的计算方程:

$$A_m^L = \frac{1}{\lambda_m + \frac{G\varepsilon_m S + F\varepsilon_m'}{M}} \left(g a_m^I + \sum_{k=1,2} \chi_{m-k}^m \lambda_m A_{m-k}^L \right) \quad (6)$$

式中, g 为一回路向二回路的泄漏率(kg/s); a_m^I 为一回路向二回路泄漏的核素比活度(Ci/kg); χ_{m-k}^m 为核素 $m-k$ 的衰变分支比; λ_m 为衰变常数(1/s); G 为冷凝净化过滤器流量(kg/s); S 为汽水分配系数; ε_m 为 m 核素在冷凝净化过滤器中沉积的比率; F 为排污流量(kg/s); ε_m' 为 m 核素在排污净化过滤器中沉积的比率; M 为蒸汽发生器水质量(kg)。

蒸汽中放射性核素活度 $A_m^r = S_e A_m^L$ 。

对于惰性气体, 考虑惰性气体从水中迅速挥发, 因此水中的含量忽略不计, 全部分配在蒸汽中。由此计算得到蒸汽内惰性气体比活度如下:

$$A_m^r = Q/T \quad (7)$$

式中, Q 为一次侧向二次侧的惰性气体泄露率(Ci/s), T 为蒸汽产生率(kg/s)。

2.3. 辅助系统及厂房等系统计算模型

核电站中大部分系统在正常运行工况下放射性核素以恒定速度进入。综合考虑放射性核素在系统内的流入、流出、净化和衰变等因素, 核电站系统中放射性核素以恒定速度进入系统, 可由下述方程计算:

$$A_m = \frac{1}{\lambda_m + \frac{G\varepsilon_m + F}{V}} \left(g f_m^{(1)} a_m^I + \sum_{k=1,2} \lambda_m f_m^{(2)} \chi_{m-k}^m A_{m-k} \right) \quad (8)$$

式中, A_m 为系统内 i 核素的活度(Ci); a_m^I 为进入系统的介质中 i 核素比活度(Ci/m³); g 为进入系统的介质流速(m³/s); G 为系统内介质进入再循环净化装置的流速(m³/s); F 为系统内介质释放流速(m³/s); $f_m^{(1)}$ 为进入系统的放射性核素进入考虑空间的比例; $f_m^{(2)}$ 为系统内放射性核素沉积在所考虑空间的比例; λ_m 为

衰变常数(1/s); V 为系统内介质的体积(m^3)。

该模型适用于计算箱体、气体容器、液体净化过滤装置、通风冷却系统内放射性液体以恒定流速进入的工况。

3. 程序开发

FORTRAN 语言是世界上首个被正式推广使用的计算机高级语言,具有强大的数值计算能力。目前最通用的 FORTRAN 语言版本为 FORTRAN 90。FORTRAN 90 是具有强大数值计算能力的现代化高级语言,程序的书写更趋结构化、模块化,并能广泛地应用于并行计算和高性能计算领域,完全能够满足科学计算速度,以及现代程序开发理念的要求。本论文开发的 NRSTAP-PWR 程序使用 FORTRAN 90 语言编写。

3.1. 程序结构

NRSTAP-PWR 程序可对压水堆核电站正常运行状态下设计基准源项(包括一回路源项、二回路源项、辅助系统源项)进行计算,能够满足典型二代及三代压水堆的计算需求。程序采用模块化开发的理念,将不同功能进行分类,然后按照模块化方式进行开发。在程序中,将要实现的功能分为前处理、求解器、后处理三个部分。前处理负责信息读取,求解器部分进行数值计算,后处理则负责输出结果。在每一个部分,又将其进行细分,按照不同功能分解为更小的子模块,每一个子模块负责实现具体需求。

前处理部分负责读取输入信息,进行变量定义、函数定义、常数值约定等初始化操作;求解器部分可根据输入文件中给出的信息(如核素名称及活度、计算模型信息等)选择相应的功能模块进行活度计算,这种方式的优点是功能清晰明确,可以进行复杂条件下的耦合计算,将不同的系统或设备串联起来,将前一个模块的计算结果作为下一个模块的输入信息。后处理部分生成输出文件,实现将计算结果输出和报错提示等功能。程序的输出结果包括 β 活度及 γ 活度,并按照核素类型进行了分类。程序的结构如图 2 所示。

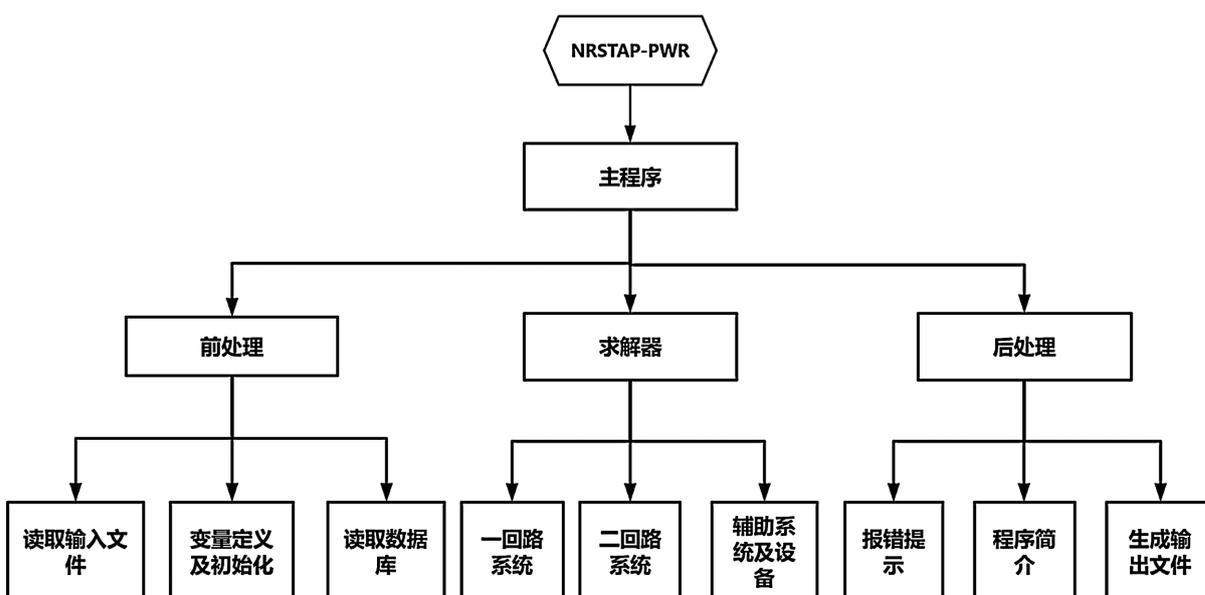


Figure 2. NRSTAP-PWR program structure diagram

图 2. NRSTAP-PWR 程序结构图

3.2. 数据库设计

程序基于评价核数据库 ENDF/B-VII.1 制作了专用数据库。在开发过程中, 根据核素的物理和化学性质, 将核素分为不同的六类并把核素的基本物理、化学特性常数储存在数据库中, 核素的分类情况见表 1。数据库中共包含 155 种核素, 包括 137 种裂变产物核素和 18 种活化产物核素。数据库中包含核素的裂变截面和活化截面, 对大部分核素, 给出了中子速度为 2200 米/秒时靶核各核素反应(n, y)的活化截面。但对个别核素活化反应(例如 $^{16}\text{O}(n, p)^{16}\text{N}$, $^{11}\text{O}(n, p)^{11}\text{N}$, $^{17}\text{O}(n, \alpha)^{14}\text{C}$), 采用的是裂变谱平均的靶核活化截面。

从放射性活度累积或减少的角度计算某些裂变产物时, 也需要知道核素衰变链的方案。在本论文的工作中, NRSTAP-PWR 程序算法的主要近似是考虑到两个先驱核的贡献。图 3 给出了衰变链分支的一般类型, 即可计算图中 a 所示的单调衰变链, 也可计算图中 b 所示复杂衰变链, 全面考虑了核素的产生[8]。其中, χ_i^{i+1} 表示原始核素 i 衰变导致 $i+1$ 子核素生成的概率。

Table 1. Description of the element classification used in this work

表 1. 放射性核素分类说明

类别	核素	示例
1	惰性气体	Kr-85, Kr-87, Xe-133
2	卤素	Br-85, I-132
3	钠、铷	Na-24, Rb-86
4	铯	Cs-134, Cs-137
5	钡, 锶	Ba-140, Sr-90
6	其他核素	Cr-51, Co-58, Co-60

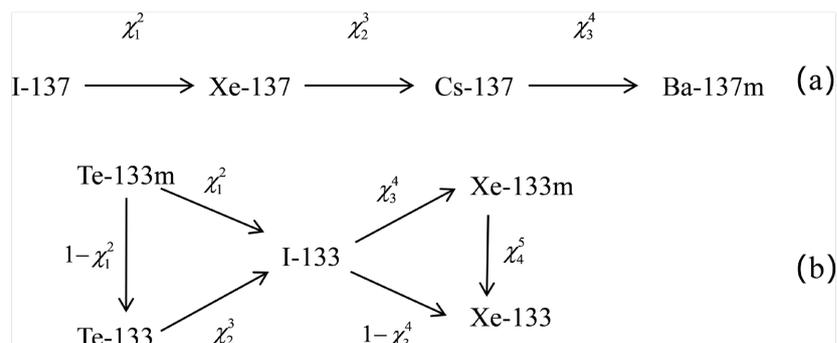


Figure 3. A general type of decay chain branching

图 3. 衰变链分支示意图

4. 计算结果及分析

4.1. 核素选取

按照相似的物理和化学性质(吸附特性、过程中的行为等), 将核素分成了 6 类[9]。算例选取了 27 种核素进行验证计算, 这些核素包含了 1~6 类核素。

4.2. 验证计算及结果分析

在本论文的工作中, 使用典型基准题, 将 NRSTAP-PWR 程序的计算结果与俄罗斯圣彼得堡研究院

开发的 BETA 程序[10]计算结果进行对比, 验证程序的正确性。参数信息来自 BETA 程序附带基准题。

(1) 一回路系统源项

一回路系统源项包括裂变产物源项和活化产物源项。使用 NRSTAP-PWR 程序与 BETA 程序分别进行计算, 对比结果如表 2 所示。

Table 2. Comparison of specific activity of nuclides in primary coolant
表 2. 一回路主冷却剂中核素比活度对比

核素	半衰期(h)	BETA (Ci/L)	NRSTAP-PWR(Ci/L)	偏差(%)
裂变产物				
Br-83	2.40E+00	1.13E-06	1.1278E-06	0.19
Br-85	5.00E-02	2.26E-06	2.2605E-06	-0.02
Kr-85	9.30E+04	1.47E-10	1.4703E-10	-0.02
Rb-86	4.50E+02	4.07E-11	4.0657E-11	0.11
Kr-87	1.30E+00	5.33E-06	5.3264E-06	0.07
Kr-88	2.80E+00	6.81E-06	6.8124E-06	-0.04
Rb-88	2.97E-01	6.98E-06	6.9831E-06	-0.04
Sr-90	2.46E+05	5.62E-08	5.6181E-08	0.03
I-131	1.92E+02	4.93E-06	4.9287E-06	0.03
I-132	2.30E+00	7.17E-06	7.1734E-06	-0.05
I-133	2.08E+01	1.42E-05	1.4190E-05	0.07
Xe-133	1.28E+02	2.49E-06	2.4866E-06	0.14
Cs-134	1.94E+04	1.74E-07	1.7406E-07	-0.03
Xe-135	9.22E+00	9.60E-06	9.6019E-06	-0.02
Cs-137	2.33E+05	2.94E-07	2.9411E-07	-0.04
Xe-137	6.50E-02	1.31E-05	1.3124E-05	-0.18
Ba-140	3.08E+02	9.91E-06	9.9071E-06	0.03
活化产物				
Cr-51	6.65E+02	4.21E-33	4.2084E-33	0.04
Co-58	1.71E+03	3.52E-34	3.5169E-34	0.09
Fe-59	1.09E+03	2.16E-34	2.1627E-34	-0.13
Co-60	4.65E+04	1.82E-32	1.8199E-32	0.01

由于计算精度不同, 计算值与参考值有一定偏差是合理的。从表 2 中可以看出, BETA 程序计算的参考值保留小数点后一位, 为了减小截断误差, NRSTAP-PWR 计算值保留小数点后两位。计算的核素中, 裂变产物核素包括 Br-83、Br-85、Kr-85 等, 活化产物核素包括 Cr-51、Co-58、Fe-59、Co-60。NRST 程序的计算结果与 BETA 程序的计算结果吻合较好, 相对偏差在 1%以内, 说明 NRST 程序的计算结果是准确可靠的。

(2) 二回路系统源项

二回路系统源项分为水源项和蒸汽源项。程序的计算结果对比见表 3, 由于惰性气体很快从水中析

出,二回路液相中惰性气体比活度为 0,蒸汽中惰性气体比活度最大偏差为-0.28%。对于其他核素,比活度偏差也在 1%以内,NRSTAP-PWR 程序的计算结果与 BETA 程序的计算结果也是吻合较好,验证了 NRSTAP-PWR 程序计算的可靠性。

Table 3. Comparison of specific activity of nuclides in secondary loop coolants

表 3. 二回路冷却剂中核素比活度对比

核素	二回路冷却剂					
	水中			蒸汽中		
	BETA (Ci/kg)	NRSTAP-PWR (Ci/kg)	偏差(%)	BETA (Ci/kg)	NRSTAP-PWR (Ci/kg)	偏差(%)
Kr-85	0.00E+00	0.0000E+00	0.00	4.39E-14	4.3902E-14	0.00
Kr-87	0.00E+00	0.0000E+00	0.00	4.20E-11	4.1993E-11	0.02
Kr-88	0.00E+00	0.0000E+00	0.00	9.66E-11	9.6632E-11	-0.03
I-131	1.81E-13	1.8102E-13	-0.01	1.12E-11	1.1169E-11	0.28
I-132	6.37E-12	6.3693E-12	0.01	3.50E-11	3.5027E-11	-0.08
I-133	4.49E-12	4.4896E-12	0.01	3.35E-11	3.3513E-11	-0.04
Xe-133	0.00E+00	0.0000E+00	0.00	3.03E-10	3.0302E-10	-0.01
Xe-135	0.00E+00	0.0000E+00	0.00	2.15E-10	2.1474E-10	0.12
Xe-137	0.00E+00	0.0000E+00	0.00	1.23E-11	1.2335E-11	-0.28

(3) 辅助系统等源项

此部分以水质处理模块中的过滤器为研究对象,计算过滤器中的核素比活度,并将 NRSTAP-PWR 的计算结果与 BETA 的计算结果进行对比,对比结果见表 4。

Table 4. Comparison of nuclide activity in water treatment module filters

表 4. 水处理模块过滤器中核素活度对比

核素	半衰期(h)	BETA (Ci)	NRSTAP-PWR (Ci)	偏差(%)
Br-83	2.40E+00	0.00E+00	0.0000E+00	0.00
Kr-85	9.30E+04	0.00E+00	0.0000E+00	0.00
Kr-87	1.30E+00	0.00E+00	0.0000E+00	0.00
Kr-88	2.80E+00	0.00E+00	0.0000E+00	0.00
Rb-88	2.97E-01	1.28E-02	1.2842E-02	-0.33
I-131	1.92E+02	0.00E+00	0.0000E+00	0.00
Te-131m	3.00E+01	1.30E+00	1.3016E+00	-0.12
Te-131	4.00E-01	2.92E-01	2.9161E-01	0.13
Cs-136	3.15E+02	1.36E+01	1.3636E+01	-0.26
Xe-137	6.50E-02	0.00E+00	0.0000E+00	0.00
Cs-137	2.33E+05	2.08E+02	2.0782E+02	0.09

由表可知,计算结果中,Rb-88 核素的活度偏差最大,为-0.33%。偏差出现的原因可能是由于精度误

差导致的误差累计, Rb-88 是短寿命核素, 半衰期较短, NRSTAP-PWR 程序使用的精度为双精度, BETA 程序使用的精度为单精度, 单精度变量无法处理 $10E-38\sim 10E+38$ 以外的数据, 对于一些较小的数据, 计算可能存在偏差。总体来说, NRSTAP-PWR 程序与 BETA 程序的计算结果符合较好, 证明 NRSTAP-PWR 程序的计算结果是正确的, 能够满足工程设计需要。

为了使验证结果可信度强, 更具有说服力, 本论文还选用工程数据对 NRSTAP-PWR 程序的功能模块进行验证。在一回路裂变产物计算模块中, 采用的参数信息见表 5, 计算结果见表 6。

Table 5. Model parameter information

表 5. 模型参数信息

参数名称	单位	参数取值
冷却剂在循环回路中的容积	m ³	0.281e+03
冷却剂去旁通净化的流量	M ³ /h	0.420e+02
冷却剂去除气系统的漏量	M ³ /h	0.735e+01
冷却剂的非计划漏量	M ³ /h	0.175
经过旁通净化系统的滞留时间	h	0.54e-01
经过除气净化系统的滞留时间	h	0.415e+01
净化系统过滤器中的活度积累时间	h	0.700e+04
Kr, Xe 沉积系数		0.0
卤素 I, Br 沉积系数		0.99
Na, Rb 沉积系数		0.9
Cs 沉积系数		0.4e-02
Ba, Sr 沉积系数		0.99
其余元素沉积系数		0.75
反应堆热功率	MW	0.300e+04
活性区中元件包壳表面积	m ²	0.546e+04
活性区中, 平衡状态下 U ²³⁵ 的数量	g	0.126e+07
U ²³⁵ 的表面沾污	g/m ²	0.100e-04
结构材料的密度	g/m ³	0.655e+07
结构材料的天然铀污染	kg/g 材料	0.500e-05

Table 6. Comparison of calculation results

表 6. 计算结果对比

核素	半衰期(h)	BETA (Ci/L)	NRSTAP-PWR(Ci/L)	偏差(%)
Sn-131	5.66E-02	2.36E-06	2.3622E-06	-0.09
Sb-131	3.83E-01	5.71E-06	5.7057E-06	0.08
Te-131m	3.00E+01	2.35E-07	2.3509E-07	-0.04
Te-131	4.00E-01	4.93E-06	4.9314E-06	-0.03
I-131	1.92E+02	6.82E-05	6.8222E-05	-0.03
Xe-131m	2.88E+02	4.62E-06	4.6214E-06	-0.03

通过对比发现,两种程序的计算结果偏差较小,NRSTAP-PWR程序的计算结果与BETA程序的计算结果吻合较好。通过工程数据验证,说明NRSTAP-PWR程序较为可靠,也可用于工程计算。算例采用的工程数据参数来自某核电厂的设计值或经验值。

5. 总结

本文研究了压水堆核电厂放射性核素在一回路、二回路及辅助系统等系统或设备内的迁移扩散规律,建立了相关问题的分析方法和计算模型,并开发了相应的计算程序NRSTAP-PWR,程序使用的反应截面、衰变常数等信息基于评价数据库ENDF/B-VII.1。并将程序的计算结果与成熟的工程程序BETA计算结果进行对比,结果表明,两者的计算结果吻合较好,说明NRSTAP-PWR程序的数学模型是可靠的,能够满足压水堆核电厂正常运行状态下放射性源项分析的需要,对辐射屏蔽、设备维护、核设施退役等具有指导意义。

基金项目

国家磁约束核聚变能发展研究专项(2019YFE03110000、2019YFE03110003),中央高校基本科研业务费专项(2024MS050)。

参考文献

- [1] Lewis, B.J., Chan, P.K., El-Jaby, A., Iglesias, F.C. and Fitchett, A. (2017) Fission Product Release Modelling for Application of Fuel-Failure Monitoring and Detection—An Overview. *Journal of Nuclear Materials*, **489**, 64-83. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2017.03.037>
- [2] 刘原中. 轻水堆一回路中放射性核素浓度的计算方法及计算机程序[J]. 辐射防护, 1986(6): 409-424.
- [3] 刘杰, 唐邵华, 吕炜枫. 压水堆核电厂二回路放射性污染控制要求研究[J]. 核动力工程, 2017, 38(2): 56-59.
- [4] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. GB/T13976-2008 压水堆核电厂运行状态下的放射性源项[S]. 北京: 中国标准出版社, 2008.
- [5] 孙业帅. 压水堆核电厂放射性源项程序开发与验证[D]: [硕士学位论文]. 北京: 华北电力大学, 2012.
- [6] 刘兆欢, 陈义学, 李璐, 等. DORAST程序在AP1000一回路和二回路系统中的源项分析[C]//第六届反应堆物理与核材料学术研讨会第三届核能软件自主化研讨会会议摘要集. 威海: 原子能科学技术, 2013: 60.
- [7] 丁四中, 上官志洪, 陶云良. CPR1000核电机组二回路系统稳态运行期间的放射性源项计算[J]. 辐射防护, 2009, 29(3): 135-138, 153.
- [8] 付亚茹, 何忠良. 反应堆主冷却剂裂变产物源项计算研究[J]. 核电工程与技术, 2008, 21(1): 44-49.
- [9] Liu, Z., Chen, Y., Li, L., Song, W. and Sun, Y. (2014) Evaluation of Radioactivity and Gamma Spectra in the Secondary Coolant System of PWR. *Nuclear Engineering and Design*, **277**, 198-202. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.06.031>
- [10] Saint Petersburg Research and Design Institute (1999) Program BETA-GAMMA PROJECT "Calculation of Activity Accumulation in Process Circuits of the NPP with WWER".