

基于动态差分法的压水堆一回路 放射性核素浓度分析

常建¹, 蔡杰进^{2,*}, 董梦锦³, 唐智洪¹

(1. 中山大学 物理学院, 广东 广州 510275; 2. 华南理工大学 电力学院, 广东 广州 510640;
3. 宾夕法尼亚大学 工程与应用科学学院, 宾夕法尼亚 19104)

摘要: 本文通过分析一回路冷却剂在堆芯辐照区、非辐照区、稳压器及化容控制系统中的流动特性, 建立核素浓度的动态差分数学模型, 模型特征参数可根据实际操作情况进行调整, 将每次取水测量值对数学模型计算初始值进行修正, 以准确地反映核素浓度变化情况。应用所建立的动态差分数学模型针对某一典型压水堆的实际运行工况进行计算, 并将计算结果与 Profip5 程序计算值进行对比, 验证了所建立的数学模型的准确性。然后, 对压水堆一回路放射性核素浓度进行计算分析, 得到一回路冷却剂核素浓度和辅助系统中核素平衡浓度, 以及各系统核素浓度随时间的变化规律和停堆时一回路核素的浓度变化规律。结果表明, 所建立的动态差分数学模型冷却剂核素计算值与 Profip5 计算值相差不大, 化容控制系统对一回路放射性核素的净化率与国家标准中提供的净化率相吻合, 方程组可用于压水堆不同工况下冷却剂核素浓度计算, 在燃料破损监测时, 对分析破损发生的时间、预估破损后冷却剂核素浓度峰值、计算破口所在燃耗区域及大小均有重要意义。

关键词: 压水堆; 冷却剂; 放射性核素; 浓度

中图分类号: TL353

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2017)07-1260-08

doi: 10. 7538/yzk. 2017. 51. 07. 1260

Analysis of Radionuclide Concentration in Primary Loop of PWR Based on Dynamic Differential Equation

CHANG Jian¹, CAI Jie-jin^{2,*}, DONG Meng-jin³, TANG Zhi-hong¹

(1. School of Physics, Sun Yat-sen University, Guangzhou 510275, China;

2. School of Electric Power, South China University of Technology, Guangzhou 510640, China;

3. School of Engineering and Applied Science, University of Pennsylvania, Pennsylvania 19104, America)

Abstract: The method to construct the dynamic differential equations of radionuclide concentration in primary loop was introduced in the paper. The data detected from coolant in primary loop were assigned to the equations' initial value and the parameters of the equation could be adjusted by actual operation to reflect the real change of the concentration. The equations whose parameters were based on the actual operation situ-

收稿日期: 2016-10-12; 修回日期: 2016-12-05

基金项目: 广东省科技计划资助项目(2014A010106012); 中央高校基本科研业务费专项资金资助项目(2017ZD100)

作者简介: 常建(1990—), 男, 湖北襄阳人, 硕士研究生, 核科学与技术专业

* 通信作者: 蔡杰进, E-mail: epjjcai@scut.edu.cn

ation from typical PWR were proved applicable compared with the results calculated by the current existing algorithm Profip5. Through analysis of the concentration of radionuclides calculated by the equations, the equilibrium value and the trend of concentration in primary loop and auxiliary systems were shown. The regular pattern of change for radionuclide concentration in primary loop under the cold down condition was also revealed in this paper. The results show that the calculated values of dynamic differential equations agree well with the results from Profip5, and the purification rate of radionuclides in primary loop by the chemical and volume control system conforms to the national standards. That means the equations can be used to calculate the concentration of radionuclides in the coolant. When detecting the fuel element failure, calculated concentrations have important significance to ascertain the time when failure happens and deduct the maximal value of actual concentration, the burnup area and size of the break.

Key words: PWR; coolant; radionuclide; concentration

反应堆运行时芯块内的裂变产物通过包壳的缺陷或破口释放到一回路冷却剂中。在核电站运行期间通常采用一回路冷却剂取样分析来检测其中各类核素的浓度并对包壳的完整性作出判断。由于取水的间隔长,该方法不能及时准确地反映核素浓度的变化情况^[1]。王苏等^[2]给出了建立一回路裂变产物分布动态方程的一般方法,但由于该方法所用的模型过于简化,需对各系统进行更细致的划分,才能用于实际计算。由法国原子能委员会开发的一回路源项计算程序 Profip5,在计算特定工况下一回路核素浓度时符合较好,却不能根据实际运行状态对一回路核素浓度计算进行调整^[3]。

本文通过分析一回路冷却剂在堆芯辐照区、非辐照区、稳压器及化容控制系统中的流动特性,建立核素浓度的动态差分数学模型,模型特征参数可根据实际操作情况进行调整,将每次取水测量值代入模型初始值进行计算,以准确地反映核素浓度变化情况。

1 一回路核素浓度变化计算模型

冷却剂在一回路各系统中循环流动,流经的主要区域有堆芯辐照区、非辐照区管道、稳压器系统、化学和容积控制系统。冷却剂中的核素根据其自身的物质特性分为气态和固态核素,反应堆正常运行时,不可溶的核素相对于冷却剂只是很微量的,且冷却剂流速快,本文以悬浊态进行分析计算,不考虑在一回路的沉积^[4]。

1.1 堆芯辐照区及管道冷却剂内的核素浓度变化微分方程

堆芯辐照区及管道冷却剂内的核素的来源主要有:1) 芯块内的裂变产物通过包壳缺陷或破损处进入冷却剂;2) 先驱核衰变或中子俘获生成可溶核素;3) 稳压器波动管及化容控制系统的流入。

堆芯及管道内的核素的消失项主要有:1) 经衰变或在辐照区吸收中子消失;2) 随下泄流进入化容控制系统;3) 喷淋进入稳压器。

根据以上产生消失项,建立冷却剂中裂变产物浓度的微分方程:

$$\frac{dC_{i1}}{dt} = R + \frac{V_p \rho}{M_2} C_{i2} + \frac{Q_c \rho}{M_3} C_{i5} - SC_{i1} \quad (1)$$

其中:

$$R = R_i + \sum \gamma_j \lambda_j C_{j1} + \alpha \Gamma_j \sigma_j \Phi C_{j1}$$

$$S = \lambda_i + \omega \sigma_i \Phi + \frac{Q_{p1} + V_1 \rho + Q_d}{M}$$

式中: C_{i1} 为一回路中堆芯辐照区及管道冷却剂内的核素浓度; C_{i2} 为稳压器中核素浓度; C_{i5} 为容控箱中核素浓度; t 为反应堆运行时间; R_i 为包壳缺损导致裂变产物泄漏到冷却剂的量; γ_j 为核素 j 衰变产生核素 i 的比例; λ_j 为核素 j 的衰变常量; α 为中子辐照区冷却剂与冷却剂总量之比; Γ_j 为核素 j 吸收中子产生核素 i 的比例; σ_j 为核素 j 的中子吸收截面; Φ 为堆芯等效热中子通量; V_p 为电加热器产生的稳压器体积增量使波动管返回的冷却剂体积; M_2 为稳压器中冷却剂质量; ρ 为一回路内冷却剂密度;

Q_c 为化容控制系统上充时质量流量; M_3 为化容控制系统的冷却剂质量; Q_{pl} 为喷淋管喷淋质量流量; V_1 为喷淋致稳压器体积减少量; Q_d 为下泄质量流量; M 为一回路冷却剂总质量。

1.2 稳压器内核素浓度变化微分方程

在额定功率下, 稳压器内下部是饱和温度水, 上部是饱和水蒸气, 稳压器通过波动管与冷却剂系统 1 条环路的热管段相连。当稳压器内加热水产生水蒸气则压力增加, 水由波动管返回一回路, 反之, 冷管段的喷淋使蒸汽冷凝, 则压力减小, 一回路水从波动管进入稳压器。稳压器内核素主要来自于喷淋水和波动管流进的冷却剂, 同时稳压器内核素自身的衰变, 也导致其浓度变化^[5]。与 Profip5 中稳压器部分只计算喷淋带来的核素不同, 本文稳压器部分核素浓度方程根据实际的运行情况, 分别建立喷淋及电加热时的微分方程, 可根据不同的稳压器操作选用公式进行准确的计算。

喷淋时稳压器内核素浓度平衡微分方程为:

$$\frac{dC_{i2}}{dt} = \frac{Q_{pl} + V_1 \rho_1}{M} C_{i1} + \sum \gamma_j \lambda_j C_{j2} - \lambda C_{i2} \quad (2)$$

其中:

$$V_1 = \frac{(T_2 - T_1)(Q_{pl} - Q_p)}{\Delta H \rho_1}$$

式中: T_2 为稳压器气体温度; T_1 为喷淋水温度; Q_p 为连续喷淋流量; ΔH 为水的汽化潜热; ρ_1 为水蒸气密度。

电加热时稳压器内的核素浓度平衡微分方程为:

$$\frac{dC_{i2}}{dt} = \sum \gamma_j \lambda_j C_{j2} - \lambda C_{i2} - \frac{V_p \rho}{M_2} C_{i2} \quad (3)$$

其中:

$$V_p = nP / \Delta H \rho_1$$

式中: n 为参与电加热的加热器组数; P 为电加热器功率。

1.3 化容控制系统内核素浓度变化微分方程

冷却剂流经化容控制系统时, 主要经过过滤器、离子树脂系统和容控箱。悬浊的核素主要通过过滤器去除(假设全部去除), 可溶核素主要通过离子树脂吸附, 然后冷却剂流经容控箱, 放射性气体在这里通过定期除气排出至废气处理系统, 最后上充至一回路中。反应堆准备停堆换料时, 化容控制系统正常运行, 容控箱进行氮气吹扫除气。由此得到化容控制系统内

核素浓度的微分方程^[6]。本文对化容控制系统的模型进行更细致的划分, 考虑过滤器中核素的衰变产物二次溶解带来的源项, 因除气操作非连续性, 引入控制变量 T 以符合实际的操作情况。

流经过滤器后的过滤器中不可溶核素含量变化微分方程为:

$$\frac{dC_{i3}}{dt} = \frac{Q_d}{M} C_{i1} + \sum \gamma_j \lambda_j C_{j3} - \lambda C_{i3} - Q_d C_{i4} \quad (4)$$

其中: C_{i3} 为过滤器中不可溶核素含量。

流经过滤器的冷却剂中可溶核素浓度变化微分方程为:

$$\frac{dC_{i4}}{dt} = \left[\frac{Q_d}{M} C_{i1} + (1 - \kappa_j) \cdot \right.$$

$$\left. \sum \gamma_j \lambda_j C_{j3} + \kappa_j \sum \gamma_j \lambda_j C_{j4} - \lambda C_{i4} \right] \kappa_i \quad (5)$$

其中: C_{i4} 为流经过滤器后可溶核素浓度; κ 为该核素在冷却剂中的溶解率。

容控箱内的核素浓度变化微分方程为:

$$\frac{dC_{i5}}{dt} = (1 - \beta_i) Q_d C_{i4} + \sum \gamma_j \lambda_j C_{j5} - \lambda C_{i5} - \frac{Q_c}{M_2} C_{i5} - T \frac{Q_{out}}{V_2} v_i \quad (6)$$

式中: β_i 为离子树脂对核素的净化率; T 为控制除气塔使用的时间常数, 除气时其值为 1, 不使用时为 0; Q_{out} 为除气塔排气体积流量; V_2 为容控箱气体体积; v_i 为容控箱中气体所含核素的总浓度。

2 一回路核素浓度变化动态差分数学模型建立

尽管以上微分方程组是可解的, 但其解析解形式较为复杂, 且考虑到在反应堆设计中可能要求解数十种裂变产物核素的分布情况, 则需要求解的变量将达到数百个^[7], 因而按照通常思路考虑可将其改写为矩阵形式的差分方程组, 之后由计算机程序进行求解^[8]。

由此将式(1)~(6)改写为差分方程^[9]的形式:

$$\alpha_{11} C_{i1} + \alpha_{12} C_{i2} + \alpha_{15} C_{i5} = \beta_i \quad (7)$$

其中: $\alpha_{11} = 1$; $\alpha_{12} = -\frac{V_p \rho \Delta t}{(1 + S \Delta t) M_2}$; $\alpha_{15} = -\frac{Q_c \rho \Delta t}{(1 + S \Delta t) M_3}$; $\beta_i = \frac{C_i(t_0) + R \Delta t}{1 + S \Delta t}$ 。

$$\alpha_{21} C_{i1} + \alpha_{22} C_{i2} = \beta_2 \quad (8)$$

喷淋时: $\alpha_{21} = \frac{(Q_p + V_1 \rho) \Delta t}{M(1 + \lambda \Delta t)}$; $\alpha_{22} = 1$; $\beta_2 =$

$$\frac{C_2(t_0) + \sum \gamma_j \lambda_j C_{j2} \Delta t}{1 + \lambda \Delta t}.$$

电加热时: $\alpha_{21} = 0$; $\alpha_{22} = 1$; $\beta_2 =$

$$\frac{\sum \gamma_j \lambda_j C_{j2} + C_2(t_0)}{1 + \left(\lambda + \frac{V_p \rho}{M_2}\right) \Delta t}.$$

$$\alpha_{31} C_{i1} + \alpha_{33} C_{i3} + \alpha_{34} C_{i4} = \beta_3 \quad (9)$$

其中: $\alpha_{31} = \frac{Q_d \Delta t}{M(1 + \lambda \Delta t)}$; $\alpha_{33} = 1$; $\alpha_{34} = \frac{Q_d \Delta t}{1 + \lambda \Delta t}$;

$$\beta_3 = \frac{\sum \gamma_j \lambda_j C_{j3} \Delta t}{1 + \lambda \Delta t}.$$

$$\alpha_{41} C_{i1} + \alpha_{44} C_{i4} = \beta_4 \quad (10)$$

其中: $\alpha_{41} = \frac{Q_d \kappa_i \Delta t}{M(1 + \lambda \kappa_i \Delta t)}$; $\alpha_{44} = 1$; $\beta_4 =$

$$\frac{[(1 - \kappa_j) \sum \gamma_j \lambda_j C_{j3} + \kappa_j \sum \gamma_j \lambda_j C_{j4}] \kappa_i \Delta t}{1 + \lambda \kappa_i \Delta t}.$$

$$\alpha_{54} C_{i4} + \alpha_{55} C_{i5} = \beta_5 \quad (11)$$

其中: $\alpha_{54} = \frac{M_2(1 - \beta_i) Q_d \Delta t}{M_2 - Q_c \lambda \Delta t}$; $\alpha_{55} = 1$; $\beta_5 =$

$$\frac{\left(\sum \gamma_j \lambda_j C_{j5} - T \frac{Q_{out}}{V_1}\right) \Delta t}{1 + \lambda \Delta t}.$$

将式(7)~(11)联立可得矩阵形式的一回路核素分布动态差分方程组:

$$\mathbf{A}\mathbf{X} = \mathbf{B} \quad (12)$$

其中:

$$\mathbf{A} = \begin{bmatrix} \alpha_{11} & \alpha_{12} & 0 & 0 & \alpha_{15} \\ \alpha_{21} & \alpha_{22} & 0 & 0 & 0 \\ \alpha_{31} & 0 & \alpha_{33} & \alpha_{34} & 0 \\ \alpha_{41} & 0 & \alpha_{43} & \alpha_{44} & 0 \\ 0 & 0 & 0 & \alpha_{54} & \alpha_{55} \end{bmatrix}$$

$$\mathbf{X} = [C_{i1} \ C_{i2} \ C_{i3} \ C_{i4} \ C_{i5}]^T$$

$$\mathbf{B} = [\beta_1 \ \beta_2 \ \beta_3 \ \beta_4 \ \beta_5]^T$$

3 计算结果与分析

本文以某一典型压水堆为例,对矩阵形式的一回路核素分布动态差分方程组进行求解计算。包壳间隙内的核素浓度通过法国 Profip5 程序计算得出,计算时考虑的堆芯参数为:²³⁵U 初始富集度,4.45%;铀装量,72 t;燃料棒根数,44 118;燃料批数,3;堆芯功率,3 156 MW。

计算时假定包壳破损率为 0.25%,采用的裂变产物逃脱率系数详见《NB/T 20194—2012 压水堆核电站辐射屏蔽设计准则》^[10]。计算采用的参数列于表 1。

表 1 计算参数

Table 1 Calculation parameter

参数	数值	参数	数值
周期天数, d	500	稳压器气相体积, m ³	16
一回路冷却剂总质量, t	202	稳压器液相体积, m ³	24
等效热中子注量率, cm ⁻² · s ⁻¹	2.44 × 10 ¹⁴	连续喷淋流量, L/h	230
平均线功率密度, W/cm	186	稳压器电加热功率, kW	6 × 240
破口大小, μm	35	稳压器温度, °C	345
辐照区冷却剂质量, t	96	汽化潜热, kJ/kg	350
过滤器 Cs/Ru 核素净化率	0.5	容控箱冷却剂体积, m ³	43
过滤器固态核素净化率	0.99	容控箱气体体积, m ³	15
离子树脂 Cs 净化率	0.9	上充流量, m ³ /h	13.6
容控箱定期除气率, m ³ /h	3.5	正常下泄流量, m ³ /h	13.6
吹扫除气率, m ³ /h	15	流经离子树脂流量, m ³ /h	1.36

3.1 一回路冷却剂核素浓度计算

根据 Profip5 计算得到的包壳间隙核素积

存量,一回路各部分初始值均为 0,通过计算得到一回路中的核素浓度,并与 Profip5 一回路

计算结果进行对比^[3],结果列于表2。

由表2可看出,核素分布动态差分方程组一回路计算值与 Profip5 一回路计算值误差并不大。气体组的计算值误差较小,因为反应堆在停堆换料时才有大量放射性气体排出,正常运行时排放少,主要是核素的衰变以及与

中子反应,故结果差异不大;固体核素差异在30%左右,因为在化容控制系统中固体核素经过过滤器及离子树脂去除,同时,附着在其上的核素衰变产物可能再次进入冷却剂中,计算时考虑过滤器及离子树脂的更换,故固态核素值偏小。

表2 一回路冷却剂核素浓度计算值

Table 2 Calculation radionuclide concentration in primary loop coolant

核素	单个壳壳间隙活度/Bq	一回路浓度计算值/(Bq·t ⁻¹)	Profip5 一回路浓度计算值/(Bq·t ⁻¹)	误差/%
⁸⁵ Kr ^m	1.18×10 ¹⁷	1.10×10 ¹⁰	1.02×10 ¹⁰	7.27
⁸⁵ Kr	3.72×10 ¹⁶	1.26×10 ⁹	1.38×10 ⁹	9.96
¹³¹ Te	2.67×10 ¹⁸	1.08×10 ⁷	1.26×10 ⁷	17.5
¹³¹ I	3.16×10 ¹⁸	5.43×10 ¹⁰	7.69×10 ¹⁰	29.4
¹³⁵ I	6.13×10 ¹⁸	6.58×10 ¹⁰	8.74×10 ¹⁰	34.1
¹³⁵ Xe	2.04×10 ¹⁸	1.92×10 ¹¹	2.13×10 ¹¹	13.7
¹³⁴ Cs	7.40×10 ¹⁷	2.16×10 ⁹	2.46×10 ⁹	16.0

3.2 辅助系统中核素平衡浓度

稳压器在反应堆运行时,为了维持稳压器内冷却剂特性与一回路一致,保持有连续的喷淋,加热器保持以低功率运行维持稳压器的压力与温度。本文计算时主要考虑连续的喷淋带来的核素,以反映其内部核素的浓度变化^[11],考虑过滤器及离子树脂寿期,每周期结束进行更换。计算得到一回路各辅助系统中核素的平衡浓度,结果列于表3。

表3 各辅助系统中核素浓度计算值

Table 3 Calculation radionuclide concentration in auxiliary system

核素	稳压器浓度/(Bq·t ⁻¹)	化容控制系统浓度/(Bq·t ⁻¹)	过滤器活度最大值/Bq
⁸⁵ Kr ^m	9.90×10 ⁸	2.31×10 ⁸	0
⁸⁵ Kr	3.71×10 ⁸	7.90×10 ⁸	0
¹³¹ Te	8.56×10 ⁶	5.47×10 ⁴	2.13×10 ¹⁰
¹³¹ I	5.37×10 ¹⁰	2.16×10 ⁹	2.84×10 ¹¹
¹³⁵ I	7.90×10 ⁹	2.87×10 ⁹	1.17×10 ¹¹
¹³⁵ Xe	3.67×10 ¹⁰	4.54×10 ¹⁰	0
¹³⁴ Cs	2.09×10 ⁹	1.05×10 ⁸	0

辅助系统中的核素浓度均小于一回路的值,过滤器中的不溶核素浓度远高于一回路,有

效去除了一回路中的悬浊固态核素,同时经过除气,对半衰期长的惰性气体也有很好的去除效果。经计算得,对一回路惰性气体的净化率约为0.11%/h,对卤素的去除率约为5.56%/h,对Cs的去除率约为2.9%/h,与《GB/T 13976—2008 压水堆核电站运行状态下的放射性源项》中提供的净化率标准吻合。

3.3 各系统核素浓度随时间的变化

一回路中¹³¹I浓度随时间的变化如图1所示。

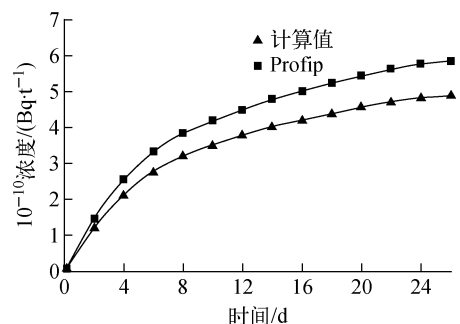


图1 一回路¹³¹I浓度随时间的变化

Fig. 1 Concentration of ¹³¹I in primary loop vs. time

由图1可见,本文所建立的动态差分数学模型对¹³¹I浓度的计算结果与 Profip5 的计算

值较为吻合,进一步验证了所建立的动态差分数学模型的计算准确性。

由图 1 还可看出,开始时 ^{131}I 浓度增加很快,浓度增加后,衰变、与中子反应份额及净化掉的 ^{131}I 随之增大,最后达到平衡浓度。 ^{131}I 半衰期短,只有 8 d,在反应堆启动后,一回路中 ^{131}I 也很快达到平衡浓度,对于长半衰期的元素,则随着反应堆运行浓度一直在不断增加。

稳压器中连续喷淋时 ^{131}I 与 ^{135}Xe 浓度随时间的变化如图 2 所示。

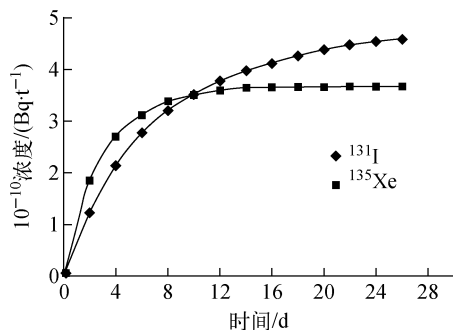


图 2 稳压器中 ^{131}I 与 ^{135}Xe 浓度随时间的变化

Fig. 2 Concentrations of ^{131}I and ^{135}Xe in pressurizer vs. time

连续喷淋时稳压器内核素来源于一回路的喷淋水,由图 2 可看出,短半衰期核素 ^{135}Xe 浓度快速达到平衡,长半衰期核素 ^{131}I 浓度变化相对缓慢,变化趋势与一回路中的相吻合。

化容控制系统的主要功能之一是一回路冷却剂核素的净化。一回路核素浓度达到平衡时,化容控制系统下泄流依次经过热交换器、过滤器、离子树脂、容控箱除气^[12]。其中核素浓度变化情况如图 3 所示。

由图 3 可看出,短半衰期气体核素浓度在化容控制系统中减少更快。其中 ^{135}Xe 在过滤器及离子树脂中浓度下降速度减慢是由于 ^{135}I 在过滤器中被大量滤出,遗留在过滤器中,其衰变生成的 ^{135}Xe 与衰变消失率大致相等。 ^{85}Kr 则主要通过排气去除。

3.4 停堆时一回路核素的浓度变化

停堆换料时,使用氮气对化容控制系统内的气腔进行吹扫,除去放射性气体,同时核素不断进行衰变,一回路核素将快速消失^[13]。假设吹扫过程中完全去除气腔部分核素,则

停堆时,一回路部分气体核素的浓度变化如图 4 所示。

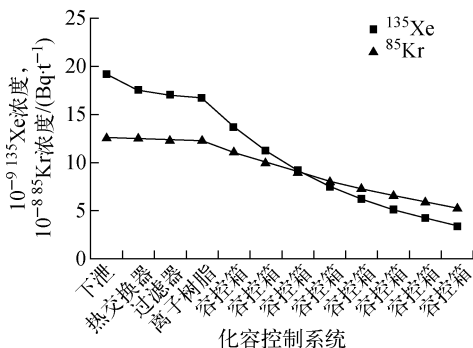


图 3 化容控制系统中 ^{135}Xe 与 ^{85}Kr 浓度的变化

Fig. 3 Concentrations of ^{135}Xe and ^{85}Kr in chemical and volume control system

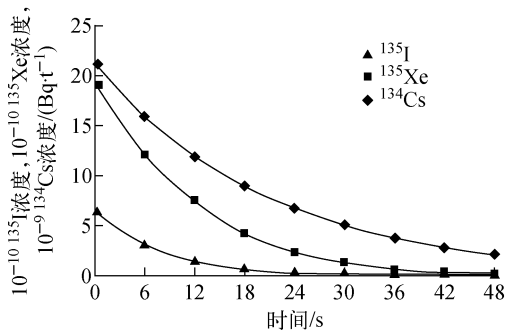


图 4 一回路气体核素的浓度变化

Fig. 4 Change of gaseous nuclides concentration in primary loop

由图 4 可知,短半衰期核素在停堆后很快衰变减少,长半衰期核素 ^{134}Cs 主要靠氮气吹扫去除。达到开盖换料的放射性浓度标准时间与实际情况一致。由于一回路中 ^{135}Xe 、 ^{135}I 浓度远小于芯块内的浓度,而且不同的逃逸系数下使一回路中 ^{135}Xe 浓度大于 ^{135}I 浓度,因而图中无 ^{135}Xe 浓度在停堆初期上升的现象。

4 核素浓度分析在燃料破损监测中的应用

反应堆运行时,通常采用一回路取水的方式,检测其中的放射性核素含量,以此推测包壳破损的情况。一回路中核素的含量随反应堆功率的变化、周期的始末、下泄流量、除气速率改变等工况均有较大的波动。因此,压水堆破损

燃料组件的诊断分析具有很大的难度和不确定性。本文分析模型可根据反应堆实际运行工况调节运行参数,计算该工况下的核素浓度理论值,以此作为参考,对比实际的浓度变化情况,估算破损发生的时间、所在燃耗区域以及破口的大小。

基于在美国和欧洲的反应堆实验基础上建立的经验分析方法,结合本文的核素浓度变化情况,可得到如下分析应用。

1) 破损发生的时间预计

假定在取水测量期间,破损情况未发生较大变化,已知取水间隔,通过核素3次测量值的变化情况,与已知的该核素浓度变化曲线进行趋势比对,得出破损发生的时间,进而判断在此情况下,预计核素浓度达到平衡时一回路中的核素浓度,从而采取加大下泄流、增加除气等方式控制核素浓度,或判断出核素浓度即将超标,马上开始停堆监测,减小反应堆系统内的放射剂量,去除破损的燃料棒。

2) 破损所在燃耗区域判断

研究表明 ^{134}Cs 与 ^{137}Cs 具有相同的泄漏率系数,即在破损时从同一燃耗区域内破口处释放的 $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 与燃料棒内的 $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 相同,同时二者具有一致的衰变常量,因此从一回路中测得的 $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 可推测破口所在燃料棒内 $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$,进而得到破口所在的燃耗区域。图5示出了Cs同位素活度比与燃耗关系的计算结果。当1个燃料组件或几个燃耗相同的燃料棒出现破损时,这种方法能给出较好的结果。

3) 破口大小估算

法国EDF在换料停堆后的啜吸实验基础

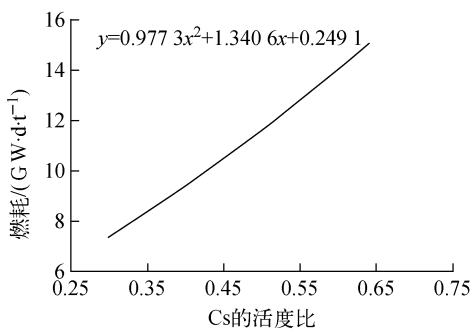


图5 Cs同位素活度比与燃耗之间的关系

Fig. 5 Relationship between Cs isotope activity ratio and burnup

上,给出了 ^{131}I 和 ^{133}Xe 释放份额比与破损尺寸 u 之间的经验关系^[14]:

$$u = \frac{h^{131}\text{I}}{0.015h^{133}\text{Xe}} \quad (13)$$

式中, h 为核素的释放率。通过估算破损发生的时间、该工况下的反应堆的净化率,得到 ^{131}I 和 ^{133}Xe 在破口处的释放量,与其包壳间隙的积存量之比得到释放率。

5 结论

通过分析一回路冷却剂在堆芯辐照区、非辐照区、稳压器及化容控制系统中的流动特性,建立核素浓度的动态差分数学模型,针对实际运行工况进行计算,并将计算结果与Profip5程序计算值进行对比,验证了所建立的数学模型的准确性。因此,该方法可用于燃料包壳的破损监测,对分析破损发生的时间、所在燃耗区域及破口大小有重要意义。通过分析,可得出以下结论。

1) 所建立的动态差分数学模型冷却剂核素计算值与Profip5计算值误差不大,气体组的计算值误差在15%左右,固体核素误差在30%左右。一回路中 ^{131}I 浓度随时间的变化曲线与Profip5计算所得 ^{131}I 曲线变化趋势吻合,表明动态差分方程组可用于压水堆一回路冷却剂核素浓度计算。

2) 过滤器及离子树脂有效去除了一回路中的固态核素,容控箱除气对半衰期长的惰性气体也有很好的去除效果。经计算,化容控制系统对一回路惰性气体的净化率约为0.11%/h,对卤素的去除率约为5.56%/h,对Cs的去除率约为2.9%/h,与国家标准中提供的净化率相吻合。

3) 稳压器内核素来源于一回路的喷淋水,连续喷淋时,短半衰期核素浓度快速达到平衡,长半衰期核素浓度变化相对缓慢,其浓度变化趋势与一回路中的相似。

4) 停堆时,气腔内氮气吹扫对气体核素有很好的去除效果,对于长半衰期的气体核素,吹扫48h后,气体减少到10%以下。

5) 用于监测燃料包壳破损情况时,可估算破损发生的时间,预计将要达到的核素浓度,从而提前采取必要措施,防范风险,同时破损燃耗

区域及破口大小的估算,对于停堆检测破损燃料棒具有重大的指导意义。

感谢中广核研究院有限公司堆工中心厉井钢高级工程师和软件所管宇工程师在论文研究期间给予的指导和帮助。

参考文献:

- [1] 王建民,李经纬. 秦山核电二期工程反应堆水力设计[J]. 核动力工程,2003,24(增刊):24-27. WANG Jianmin, LI Jingwei. Reactor hydraulics design for Qinshan phase II NPP project[J]. Nuclear Power Engineering, 2003, 24(Suppl.): 24-27(in Chinese).
- [2] 王苏,徐治龙,沈峰,等. 压水堆一回路裂变产物分布动态差分方程[C]//反应堆数值计算与粒子输运学术会议论文集. 西安:[出版者不详], 2010.
- [3] GEMIN J B, LEUTHORT C. Profip version 5.0: Calculates the activity of fission products and actinides in the primary circuits of pressurized water reactors; Physical presentation document[R]. [S. l.]: [s. n.], 1999.
- [4] 周静,宫权,邱海峰. 压水堆核电厂裂变产物源项计算方法研究[J]. 核科学与工程,2014, 34(4):469-474. ZHOU Jing, GONG Quan, QIU Haifeng. Study on the calculation method of source term from fission product[J]. Nuclear Science and Engineering, 2014, 34(4): 469-474(in Chinese).
- [5] 苏森林,杨辉玉,王复生,等. 900 MW 压水堆核电站系统与设备[M]. 北京:原子能出版社, 2005:114-128.
- [6] 吕炜枫,熊军,唐邵华,等. 压水堆核电站运行状态下气液态放射性流出物源项计算研究[J]. 原子能科学技术,2013,47(增刊):197-201. LV Weifeng, XIONG Jun, TANG Shaohua, et al. Research on calculation of gaseous and liquid radioactive release during normal operation for pressurized water reactor plant[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2013, 47(Suppl.): 197-201(in Chinese).
- [7] GENIN J B, LEUTHROT C, PARRA T, et al. Diademe: A computer code to assess in operation defective fuel characteristics and primary circuit contamination, BAS-INRNE[R]. [S. l.]: [s. n.], 1999.
- [8] 杨清霞. 一阶线性差分方程组的解[J]. 中央民族大学学报,2005(4):360-364. YANG Qingxia. Solutions of linear first-order difference equation system[J]. Journal of the Central University for Nationalities, 2005(4): 360-364(in Chinese).
- [9] COURANT R, JOHN F, SOLOMON A, et al. Introduction to calculus and analysis[M]. 北京:世界图书出版公司,2008:27-39.
- [10] NB/T 20194—2012 压水堆核电厂辐射屏蔽设计准则[S]. 北京:核工业标准化研究所,2012.
- [11] 胡平,赵福宇,权燕,等. 核电站稳压器水位控制系统模块偶发故障原因分析及改进建议[J]. 核动力工程,2011,32(2):11-15. HU Ping, ZHAO Fuyu, QUAN Yan, et al. Analysis and improvements of module incidental interference faults of water level control system pressurize NPP[J]. Nuclear Power Engineering, 2011, 32(2): 11-15(in Chinese).
- [12] 李海颖,苏荣福. 秦山核电二期工程反应堆冷却剂系统设计[J]. 核动力工程,2003,24(增刊): 17-20. LI Haiying, SU Rongfu. Design of reactor coolant system for Qinshan phase II NPP project [J]. Nuclear Power Engineering, 2003, 24(Suppl.): 17-20(in Chinese).
- [13] 傅鹏轩. 大亚湾、岭澳核电站一回路辐射源项调查及控制技术的研究[D]. 上海:上海交通大学, 2009.
- [14] 李兰,杨洪润. 压水堆核电厂燃料元件破损诊断方法[J]. 核动力工程,2008,29(4):135-139. LI Lan, YANG Hongrun. Diagnosis method for fuel failures in pressurized water reactor nuclear power plant[J]. Nuclear Power Engineering, 2008, 29(4): 135-139(in Chinese).