

一体化小堆氚源项计算分析

陈志宏

Analysis of tritium source term in an integrated small reactor

Chen Zhihong

引用本文:

陈志宏. 一体化小堆氚源项计算分析[J]. 强激光与粒子束, 2025, 37: 096003. doi: 10.11884/HPLPB202537.250061

Chen Zhihong. Analysis of tritium source term in an integrated small reactor[J]. *High Power Laser and Particle Beams*, 2025, 37: 096003. doi: 10.11884/HPLPB202537.250061

在线阅读 View online: <https://doi.org/10.11884/HPLPB202537.250061>

您可能感兴趣的其他文章

Articles you may be interested in

取消次级中子源对压水堆氚源项的影响分析

Analysis of influence of canceling secondary neutron sources on tritium source terms in pressurized water reactors

强激光与粒子束. 2023, 35: 116004-1-116004-6 <https://doi.org/10.11884/HPLPB202335.230096>

基于运行反馈的压水堆氚排放量研究

Study of annual tritium discharge in pressurized water reactor based on historical data

强激光与粒子束. 2022, 34: 026009-1-026009-7 <https://doi.org/10.11884/HPLPB202234.210399>

一种MV级峰化电容一体化电容分压器的研制

Development of a MV level peaking capacitor integrated capacitor voltage divider

强激光与粒子束. 2024, 36: 095003-1-095003-9 <https://doi.org/10.11884/HPLPB202436.230218>

基于分数阶傅里叶变换的模式测控一体化方法

Integrated mode measurement and control method based on fractional Fourier transform

强激光与粒子束. 2021, 33: 111009-1-111009-6 <https://doi.org/10.11884/HPLPB202133.210489>

多物理一体化临界安全程序INSL-UniFoam的研究

Development of INSL-UniFoam: a multi-physics integrated criticality safety analysis program

强激光与粒子束. 2025, 37: 026001-1-026001-9 <https://doi.org/10.11884/HPLPB202537.240369>

5 kW振荡放大一体化高可靠性光纤激光器

5 kW oscillating-amplifying integrated fiber laser with high reliability

强激光与粒子束. 2021, 33: 071001-1-071001-3 <https://doi.org/10.11884/HPLPB202133.210245>



核科学与工程

一体化小堆氚源项计算分析^{*}

陈志宏

(中广核工程有限公司, 广东 深圳 518124)

摘 要: 基于一体化小堆堆芯设计特点, 分析了氚的产生途径, 建立了主回路冷却剂中氚源项计算模型。计算结果表明, 单台一体化小堆堆芯氚年产量为 1.81 TBq, 其主要贡献来源是二次中子源材料 Sb-Be 和控制棒吸收体材料 B₄C 受中子活化产生, 占比分别达到 46% 和 51%。通过对沸水堆(BWR)运行电厂氚的排放数据进行统计, 证明了理论分析结果的包络性。基于该分析结果, 提出了减小一体化小堆运行期间氚产生量的途径, 为一体化小堆优化设计提供指引。分析表明, 取消二次中子源或中子源棒采用双层包壳结构, 以及控制棒吸收体材料进行更换(如更换为 Ag-In-Cd 或者铪), 将会显著减小一体化小堆的氚产生量。

关键词: 一体化小堆; 氚源项; 控制棒吸收体; 二次中子源; 双层包壳结构

中图分类号: TL751

文献标志码: A

doi: 10.11884/HPLPB202537.250061

Analysis of tritium source term in an integrated small reactor

Chen Zhihong

(China Nuclear Power Engineering Co, Ltd, Shenzhen 518124, China)

Abstract: [Background] Tritium production pathways are well-established for large pressurized water reactors (PWRs). Integrated small reactors (ISRs), however, operate without soluble boron reactivity control and use no chemical additives (e.g., lithium hydroxide) for pH adjustment, necessitating dedicated analysis of their tritium sources. [Purpose] This study aims to identify tritium production pathways in ISRs, establish a computational model for quantifying tritium source terms, and propose design optimizations to minimize tritium generation. [Methods] A theoretical model was established by solving differential equations for tritium production and removal based on identified neutron activation reaction mechanisms. Key parameters included neutron flux and nuclear cross-sections derived from Monte Carlo simulations of the ISR core. Validation was performed against normalized operational tritium release data from boiling water reactors (BWRs) with analogous B₄C control rods and Sb-Be neutron sources, considering thermal power and load factors. [Results] The annual tritium production in ISR primary coolant is 1.81 TBq. The primary contributors are neutron-activated products from Sb-Be and B₄C material, accounting for 46% and 51% of the total production, respectively. Analysis of tritium discharge data from operational BWRs validates the conservatism of the theoretical results. [Conclusions] Optimizing secondary neutron sources (canceling Sb-Be or using double-encapsulated cladding) and replacing B₄C control rods with non-tritium-producing absorbers (e.g., Ag-In-Cd or hafnium) could reduce ISR tritium production significantly. These measures are technically feasible based on PWRs operational experience and are recommended for ISR design enhancements. Future work will refine release fractions of control rods using plant-specific operational data.

Key words: integrated small reactor, tritium source term, control rod absorber, secondary neutron source, double-encapsulated cladding

氚由于半衰期较长(12.3 年), 无法通过常规的三废系统有效去除, 且极易通过吸入、食入或皮肤而进入人体构成危害, 是环境影响评价及环境监测中重点关注的核素^[1-3]。由此, 氚源项成为核电厂址规划机组数量的制约因素之一, 相应地, GB 6249-2025 中对单机组 and 厂址中液态及气态氚的排放总量进行了限定^[4]。当前国内大型压水堆中氚的产生来源已被充分识别^[5-7], 且在氚源项计算中, 已由早期采用一些非常保守的参数假设计算得到与实际运行数据严重背离的氚源项评估方法, 发展到基于国内外大量压水堆核电厂的氚排放运行反馈数据进行系统分析,

* 收稿日期: 2025-04-03; 修订日期: 2025-07-14
联系方式: 陈志宏, 281744819@qq.com。

识别出反应堆中氚源项的主要来源,并对各产生途径的贡献大小和占比做出精准评估,总结出降低压水堆氚排放量的有效措施^[8-10]。大型压水堆中氚主要产生途径是冷却剂中的化学添加剂(可溶中子毒物硼酸中的硼(^{10}B)、氢氧化锂中的锂(^6Li))和二次中子源中的铍(Be)的中子活化。与之不同的是,一体化小堆采用无硼棒控堆芯、不使用氢氧化锂控制冷却剂 pH,针对一体化小堆堆芯设计特点,有必要结合当前国内外氚源项分析的最新研究成果,准确识别一体化小堆氚源项的产生途径,建立分析模型并选择合理的参数,计算出一体化小堆堆芯氚产生量及各产生途径的贡献占比,并基于降低一体化小堆氚排放源项的考虑,给出堆芯设计优化方向。

1 一体化小堆氚产生来源

1.1 一体化小堆堆芯设计特点

一体化小堆是一种采用一体化布置、全功率自然循环、自稳压的壳式轻水堆。一体化小堆的燃料元件包括燃料棒和可燃毒物棒,燃料棒内装不同富集度的烧结陶瓷二氧化铀(UO_2)燃料芯块,可燃毒物棒内既装有含钐可燃毒物芯块(钐芯块),又装有 UO_2 燃料芯块,钐芯块由不同质量分数的三氧化二钐(Gd_2O_3)与 UO_2 混合烧结而成,燃料元件包壳材料是锆合金^[11]。

一体化小堆反应性是由可燃毒物和控制棒共同来控制 and 补偿的,注硼系统仅作为另一种紧急停堆手段。因此,正常运行期间反应堆主回路系统不含硼,也不需要添加氢氧化锂或其他化学物质来调整和保持主回路系统的 pH。含钐可燃毒物棒补偿寿期初的过剩反应性。控制棒承担了堆芯反应性补偿、功率调节、温度调节、冷停堆和热停堆等功能,采用碳化硼(B_4C)作为吸收体材料,在反应堆运行过程中通过控制棒分组补偿燃耗过程中的过剩反应性,从而调节堆芯临界状态。一体化小堆堆芯每四盒燃料组件之间的宽水隙内布置有十字形控制棒,全堆芯共 52 根。十字形控制棒的吸收棒组件由上端塞、包壳管、 B_4C 芯块、下端塞组成, B_4C 芯块置于不锈钢包壳管内,上端塞和下端塞与包壳管焊接密封,包壳管腔内充氦(He),预留热膨胀和逸出气体的空间。吸收棒组件被 U 型包覆板包覆^[11]。

为使反应堆在堆内中子通量低的装料和启动阶段使堆外中子探测器获得足够强的中子信号,实现有效监督反应堆的临界状态,一体化小堆堆芯布置有一次中子源铀(^{252}Cf)源和二次中子源铟-铍(Sb-Be)源,二次中子源布置于堆芯特定位置燃料组件的水棒内。

1.2 产生途径和反应机理

基于一体化小堆堆芯设计特点,堆芯冷却剂中氚的产生途径有:

直接来源,由主回路冷却剂水中所含天然丰度的氘与中子活化反应产生,这部分氚直接进入冷却剂中。

间接来源,燃料芯块中铀核三元裂变产生的氚,二次中子源中 Be 和控制棒吸收体中的 B 经中子活化产生的氚,这部分氚大部分被包容在芯块基体和包壳内,只有其中一部分氚通过包壳扩散或破损泄漏进入冷却剂中。

一体化小堆各产氚途径的反应机理见表 1。

表 1 一体化小堆产氚反应机理

Table 1 Nuclear reactions of tritium production in integrated small reactors

production region		nuclear reactions
direct source	primary coolant	$^2_1\text{H} + ^1_0\text{n} \xrightarrow{(n,\gamma)} ^3_1\text{H}$
	fuel rod	$\text{U/Pu} + ^1_0\text{n} \rightarrow \text{FP1} + \text{FP2} + ^3_1\text{H}$
	secondary source rod	$^9_4\text{Be} + ^1_0\text{n} \xrightarrow{(n,\alpha)} ^4_2\text{He} + ^6_2\text{He} \xrightarrow{\beta} ^6_3\text{Li} \Rightarrow ^6_3\text{Li} + ^1_0\text{n} \xrightarrow{(n,\alpha)} ^4_2\text{He} + ^3_1\text{H}$ $^9_4\text{Be} + ^1_0\text{n} \xrightarrow{(n,T)} ^3_1\text{H} + ^7_3\text{Li} \Rightarrow ^7_3\text{Li} + ^1_0\text{n} \xrightarrow{(n,\alpha)} ^4_2\text{He} + ^3_1\text{H}$
indirect source	control rod	$^{10}_5\text{B} + ^1_0\text{n} \xrightarrow{(n,2\alpha)} 2^4_2\text{He} + ^3_1\text{H}$ $^{10}_5\text{B} + ^1_0\text{n} \xrightarrow{(n,\alpha)} ^4_2\text{He} + ^7_3\text{Li} \Rightarrow ^7_3\text{Li} + ^1_0\text{n} \xrightarrow{(n,\alpha)} ^4_2\text{He} + ^3_1\text{H}$ $^{10}_5\text{B} + ^1_0\text{n} \xrightarrow{(n,\alpha)} ^6_3\text{Li} + ^1_0\text{n} + ^4_2\text{He} \Rightarrow ^6_3\text{Li} + ^1_0\text{n} \xrightarrow{(n,\alpha)} ^4_2\text{He} + ^3_1\text{H}$ $^{11}_5\text{B} + ^1_0\text{n} \xrightarrow{(n,T)} ^9_4\text{Be} + ^3_1\text{H} \Rightarrow ^9_4\text{Be} + ^1_0\text{n} \xrightarrow{(n,\alpha)} ^4_2\text{He} + ^6_2\text{He} \xrightarrow{\beta} ^6_3\text{Li} \Rightarrow ^6_3\text{Li} + ^1_0\text{n} \xrightarrow{(n,\alpha)} ^4_2\text{He} + ^3_1\text{H}$

2 一体化小堆氚源项计算

2.1 氚源项计算模型

基于核反应机理,根据各来源的氚的产生和消失,建立并求解微分方程,得到各途径的氚产生量。冷却剂中氚

的产生量(以原子个数表示)确定表达式为

$$\frac{dN}{dt} = A(t) - B(t)N \quad (1)$$

式中: N 代表冷却剂中氙的原子个数; $A(t)$ 表示单位时间内产生的氙原子个数; $B(t)$ 表示氙的去除率, 本分析中主要考虑由衰变导致的减少。

结合氙的产生途径, 计算模型具体如下。

2.1.1 直接来源

冷却剂中的氙通过 (n, γ) 反应产生的氙原子个数 N_1 可表示为

$$\frac{dN_1}{dt} = N_D \sum_E (\sigma_{n,\gamma}^D(E) \varphi(E)) - \lambda N_1 \quad (2)$$

式中: λ 是氙的衰变常数; $\sigma_{n,\gamma}^D(E)$ 是平均中子能量为 E 的 (n, γ) 反应微观截面; $\varphi(E)$ 是各产氙区域平均中子能量为 E 的注量率; N_D 是冷却剂中氙原子个数。

2.1.2 间接来源

1) 三元裂变产氙

燃料中三元裂变产生的氙原子个数 N_2 可用表示为

$$\frac{dN_2}{dt} = P f_1 - \lambda N_2 \quad (3)$$

式中: P 表示燃料棒中单位时间的氙原子生成个数, 可结合堆芯热功率、平均裂变率、氙产额等参数求得; f_1 表示氙从燃料棒释放到主回路冷却剂的份额。

2) 控制棒产氙

控制棒产氙中, $^{10}\text{B}(n, 2\alpha)\text{T}$ 和 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}(n, n\alpha)\text{T}$ 反应对产氙有显著贡献。其中, 通过 $^{10}\text{B}(n, 2\alpha)\text{T}$ 反应产生的氙原子个数 N_3 可表示为

$$\frac{dN_3}{dt} = N_{^{10}\text{B}}(t) \sum_E (\sigma_{n,2\alpha}^{^{10}\text{B}}(E) \varphi(E)) f_2 - \lambda N_3 \quad (4)$$

式中: $\sigma_{n,2\alpha}^{^{10}\text{B}}(E)$ 为平均中子能量为 E 的 $^{10}\text{B}(n, 2\alpha)\text{T}$ 反应微观截面; f_2 为氙从控制棒释放到主回路冷却剂的份额; $N_{^{10}\text{B}}(t)$ 为控制棒内随时间变化的 ^{10}B 原子个数, 具体可表示为

$$\frac{dN_{^{10}\text{B}}(t)}{dt} = - \left(\sum_E (\sigma_{n,2\alpha}^{^{10}\text{B}}(E) \varphi(E)) + \sum_E (\sigma_{n,\alpha}^{^{10}\text{B}}(E) \varphi(E)) \right) N_{^{10}\text{B}}(t) \quad (5)$$

式中: $\sigma_{n,\alpha}^{^{10}\text{B}}(E)$ 为平均中子能量为 E 的 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反应微观截面。

通过 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}(n, n\alpha)\text{T}$ 反应产生的氙原子个数 N_4 可表示为

$$\frac{dN_4}{dt} = N_{^7\text{Li}}(t) \sum_E (\sigma_{n,n\alpha}^{^7\text{Li}}(E) \varphi(E)) f_3 - \lambda N_4 \quad (6)$$

式中: $\sigma_{n,n\alpha}^{^7\text{Li}}(E)$ 为平均中子能量为 E 的 $^7\text{Li}(n, n\alpha)\text{T}$ 反应微观截面; f_3 为氙从控制棒释放到主回路冷却剂的份额; $N_{^7\text{Li}}(t)$ 为控制棒内随时间变化的 ^7Li 原子个数, 具体可用表示为

$$\frac{dN_{^7\text{Li}}(t)}{dt} = N_{^{10}\text{B}}(t) \sum_E (\sigma_{n,\alpha}^{^{10}\text{B}}(E) \varphi(E)) - \sum_E (\sigma_{n,n\alpha}^{^7\text{Li}}(E) \varphi(E)) N_{^7\text{Li}}(t) \quad (7)$$

3) 二次源棒产氙

与上述反应计算模型类似, 二次源棒内产氙量与中子注量率水平、反应截面、源装载量及使用寿命相关。大型压水堆二次源棒中 Be 与中子活化的产氙量当前已通过运行电厂的测量数据获得, 显示取消次级中子源可以使大型压水堆机组氙排放量降低约 7.5 TBq/a^[10]。在核反应截面相同的情况下, 通过一体化小堆与大型压水堆堆芯中子注量率分布、二次源棒中 Sb-Be 源的装载量、二次源使用寿命等参数, 可折算给出一体化小堆对应的氙年产量。

2.2 重要计算参数取值

2.2.1 注量率和核反应截面

使用蒙特卡罗方法程序建立一体化小堆堆芯模型并开展输运计算, 堆芯模型如图 1 所示。堆芯结构由内向外

依次为燃料组件、径向反射层、吊篮、下降区水、压力容器、空腔、保温层及混凝土主屏蔽墙。

计算得到反应堆内各区域的中子注量率和核反应截面, 见图2, 其中: 图2(a)所示为堆芯活性区、径向反射层、上下反射层及下降区等五个产氚区域的中子注量率; 图2(b)~图2(d)所示为表1所列各核反应的微观截面($1 \text{ barn}=10^{-24} \text{ cm}^2$)。

2.2.2 释放份额

1) 燃料元件中氚释放份额

近些年通过对各种堆型的氚年排放量数据和理论的比较, 综合分析认为氚对压水堆锆合金包壳的渗透比例非常小, 同时运行电厂中燃料棒破损率已很低(达到 $<2 \times 10^{-6}$ 数量级)^[9,12-16], 压水堆中排放氚的主要来源不是燃料元件, 因此工程设计中可以忽略燃料棒中氚通过锆基燃料包壳向冷却剂的释放。一体化小堆燃料元件是锆合金, 因此分析中只考虑燃料元件内由三元裂变产生并经破损燃料棒释放进入冷却剂的氚, 计算中释放份额与燃料包壳破损率设计值取值保持一致。

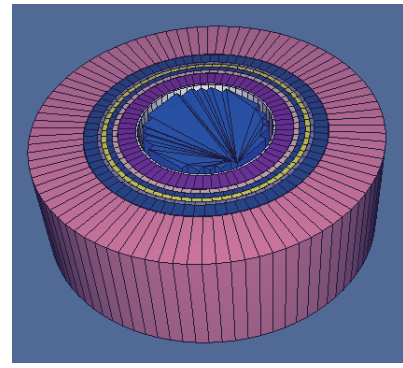
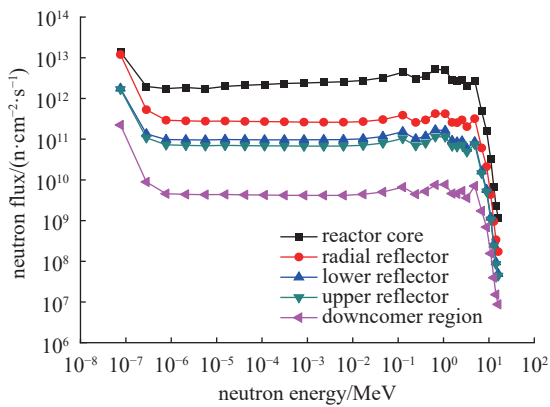
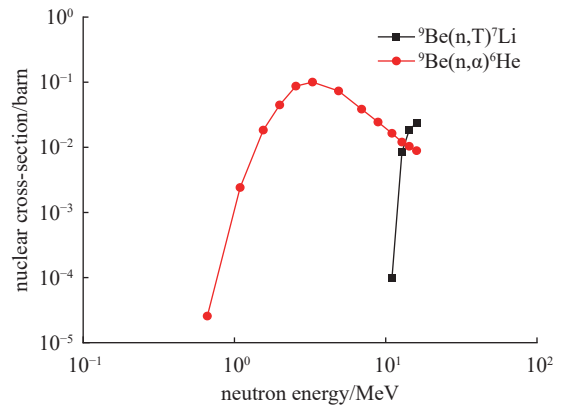


Fig. 1 Core model

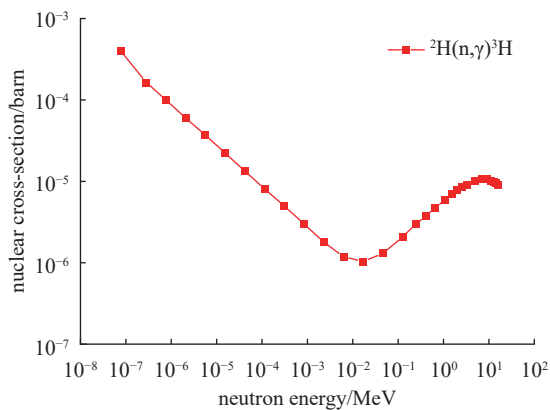
图1 堆芯模型



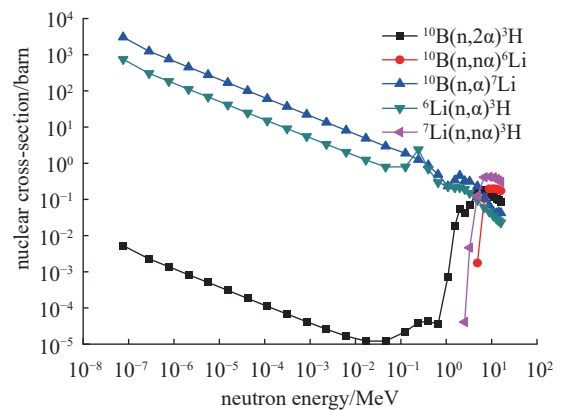
(a) neutron flux in production region



(b) beryllium-9 activation cross-section



(c) deuterium activation cross-section



(d) boron-10 and Lithium activation cross-section

Fig. 2 Neutron flux and nuclear cross-section

图2 中子注量率和核反应截面

2) 二次源棒中氚释放份额

一些研究表明, 氚通过锆的渗透率比不锈钢低几个数量级^[17], 因此二次中子源中的很大一部分氚可以穿透不锈钢包壳进入主回路冷却剂。研究者通过整理国外同类运行机组的氚排放历史数据并进行分类统计分析, 结果表明采用不锈钢包壳的 Sb-Be 二次中子源的氚释放是压水堆机组氚源项的重要来源之一^[10]。结合理论计算, 当前包壳材料发展和运行管理水平下的渗透比例为 10%~20%^[10]。

3) 控制棒中氚释放份额

与其他三个产氚途径的贡献大小已有大量的研究分析不同, 目前国内针对组件间水隙内布置控制棒及由

B₄C 材料作为吸收体的产氚研究成果非常有限。调研基于使用 B₄C 控制棒的轻水堆核电厂运行数据表明, 目前未观测到控制棒释放氚的现象。这是因为氚可能与碳结合生成碳氢化合物, 或与锂结合生成氢化锂, 从而阻止其通过不锈钢包壳扩散。同时, 相较于燃料棒, 布置于燃料间水隙内的控制棒吸收体内部温度较低, 从而抑制了氚的扩散^[18-21]。考虑到可能发生的控制棒包壳破损, 分析中假定控制棒中产生的氚有 1% 会释放到冷却剂中。

2.3 氚源项计算结果

计算得到的满功率年一体化小堆堆芯氚产生量见表 2。由表 2 可知, 一体化小堆的氚产生量为 1.81 TBq/a, 其中绝大部分贡献来自于二次源棒材料中的 Be 和控制棒吸收体材料中的 B 中子活化反应, 占比分别达到了 46% 和 51%。

表 2 冷却剂中氚的年产生量
Table 2 Annual tritium production in coolant

production source	annual tritium production/(TBq·a ⁻¹)	contribution share/%
primary coolant	0.02	1
fuel rod	0.03	2
secondary source rod	0.83	46
control rod	0.93	51
total	1.81	/

为验证计算结果的包络性, 本文对美国核电厂中同样使用 B₄C 芯块为控制棒吸收体材料、堆芯布置有 Sb-Be 二次中子源的 31 座在役 BWR 电厂 2007 年至 2021 年间氚的年排放量^[22]进行了统计, 在考虑堆芯热功率^[23]、电厂负荷因子^[24]后, 分年度按照式(8)进行归一化处理。

$$D_i^{\text{normalized}} = \frac{D_i}{l_i P_i} \quad (8)$$

式中: $D_i^{\text{normalized}}$ 为 i 电厂氚的归一化年排放量; D_i 为统计得到的 i 电厂氚的年排放量; l_i 为 i 电厂年度负荷因子; P_i 为 i 电厂额定热功率。

归一化处理后的氚排放量分布见图 3。

图 3 中所示的红色实心小球数据代表每座 BWR 核电厂在 2007 年至 2021 年连续 15 年的氚排放量平均值, 该

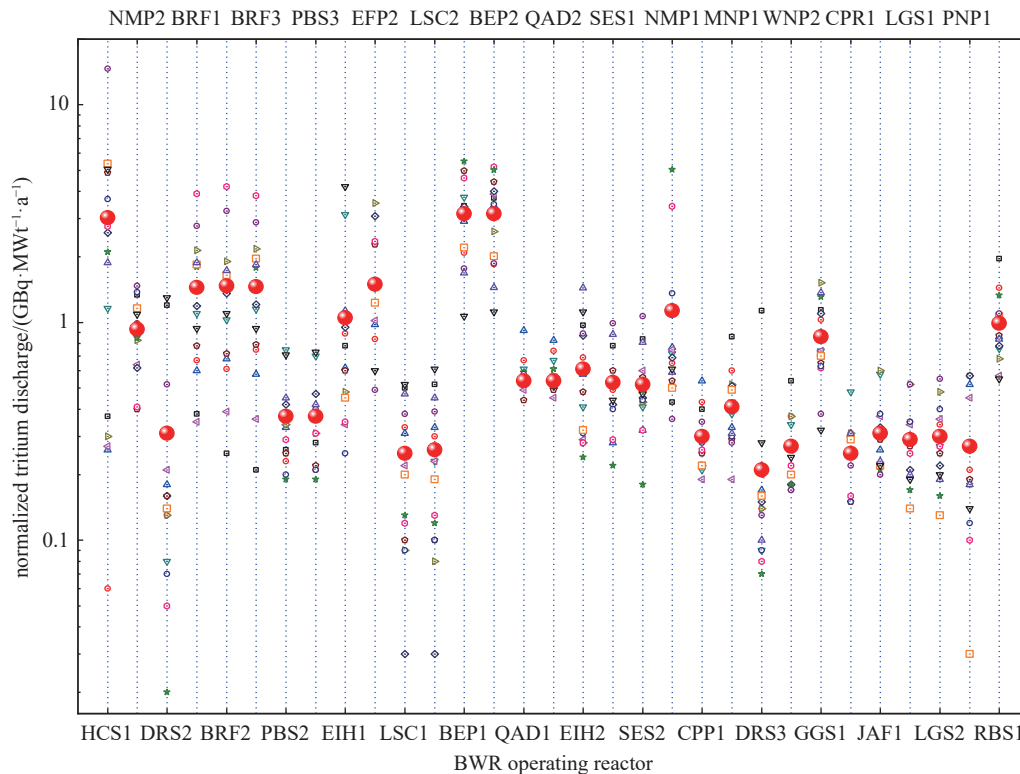


Fig. 3 Distribution of tritium release

图 3 氚排放量的分布

值基本排除了各电厂氚排放管理对年产生量的影响,更能代表氚的年产生量。同样根据功率折算,本分析方法计算得到的一体化小堆氚产生量 9.05 GBq/(MWt·a) 能很好的包络这些数据,反映出该分析结果具有一定的包络性。

3 降低氚源项的优化设计建议

根据一体化小堆主回路氚源项的贡献占比,主要通过二次源和控制棒优化设计来实现降低主回路氚源项。

3.1 二次源设计优化

二次中子源的优化主要有两个方向:

一是后续循环取消次级中子源组件,依靠具有一定燃耗的乏燃料组件中铀系核素(主要是 ^{242}Cm 和 ^{244}Cm)^[25]自身衰变产生的中子使堆外源量程探测器活度有效计数,从而彻底消除该产氚途径,这项改进在国内大堆已有研究和实践^[26-28]。研究表明,采用高效能探测器,如提高探测器量程覆盖范围或探测器热中子灵敏度时,在后续平衡循环堆芯取消次级中子源在理论上是可行的^[25]。

二是使用二次中子源棒的双包壳设计,进一步减少芯块中产生的氚向主回路冷却剂的释放。英国 Sizewell B 机组在 2004 年开始采用双层不锈钢包壳的二次中子源后,机组的氚年排放量明显下降,相比单层不锈钢包壳的二次中子源,氚排放量减少了 40%^[9]。

3.2 控制棒设计优化

控制棒设计优化主要是将吸收体材料 B_4C 替换成不产生活化产物氚的材料,比如银-铟-镉 (Ag-In-Cd) 或者铪。通过此途径,可以消除控制棒产氚途径从而实现一体化小堆氚源项的显著减少,该项技术也已在国外电厂中得以实践。由于吸收体材料 Ag-In-Cd 和 B_4C 的中子吸收截面、机械性能、使用寿命、材料密度(影响落棒时间)、成本等方面存在差异,建议综合考虑吸收体材料替换实施的可行性。

4 结 论

本文基于一体化小堆堆芯设计特点,分析了一体化小堆冷却剂中氚的产生来源,建立理论模型并计算了冷却剂中氚的年产生量。结果表明,一体化小堆冷却剂中氚的年产生量为 1.81 TBq,其中二次源棒中的 Be 和控制棒吸收体材料中的 B 与中子的活化反应是主要贡献者,占比分别达到了 46% 和 51%。通过与堆芯产氚途径相似的美国 BWR 核电厂氚的年排放量数据进行统计和处理,表明使用本文所述方法计算得到的一体化小堆氚的年产生量具有一定包络性。针对分析结果,为进一步降低一体化小堆主回路中的氚源项,通过取消二次中子源棒和替换控制棒吸收体材料(如 Ag-In-Cd 或者铪)的方式,可消除两个重要的堆芯产氚途径,或者通过使用双包壳的二次中子源棒结构,可显著降低主回路氚产生量。

后续将基于运行电厂的氚排放数据对氚源项计算参数进一步优化,以使分析结果更贴近现实。

参考文献:

- [1] IAEA. Management of waste containing tritium and carbon-14[R]. Technical Report Series No. 421, 2004: 28-35.
- [2] Peterson Jr H T, Baker D A. Tritium production, releases and population doses at nuclear power reactors[J]. *Fusion Technology*, 1985, 8(2P2): 2544-2550.
- [3] 杨茂春. 压水堆核电站氚的辐射风险分析[J]. 辐射防护通讯, 2000, 20(3): 1-6. (Yang Maochun. Radiation risk analysis of tritium in PWR nuclear power plants[J]. *Radiation Protection Bulletin*, 2000, 20(3): 1-6)
- [4] GB 6249-2025, 核动力厂环境辐射防护规定[S]. (GB 6249-2025, Regulations for environmental radiation protection of nuclear power plant[S])
- [5] 郭庆洋, 张竞宇, 孙业帅, 等. 压水堆主冷却剂中氚源项计算分析[J]. 原子能科学技术, 2018, 52(12): 2113-2117. (Guo Qingyang, Zhang Jingyu, Sun Yeshuai, et al. Calculation analysis of tritium source term in PWR[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2018, 52(12): 2113-2117)
- [6] 黎辉, 梅其良, 付亚茹. 核电厂氚的产生和排放分析[J]. 原子能科学技术, 2015, 49(4): 739-743. (Li Hui, Mei Qiliang, Fu Yaru. Analyses of generation and release of tritium in nuclear power plant[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2015, 49(4): 739-743)
- [7] 杨昭林, 王亮, 周永海, 等. 压水堆核电厂氚排放源项的计算及验证[J]. 核科学与工程, 2020, 40(3): 359-366. (Yang Zhaolin, Wang Liang, Zhou Yonghai, et al. Calculation and verification of tritium release for PWR nuclear power plants[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2020, 40(3): 359-366)
- [8] 付鹏涛, 蔡德昌, 李志军. 基于 CPR1000 的压水堆氚排放量研究[C]//第十七届反应堆数值计算与粒子输运学术会议 CORPHY 暨 2018 年反应堆物理会议 (CORPHY-2018). 2018. (Fu Pengtao, Cai Dechang, Li Zhijun. Study of tritium production based on CPR1000 discharge[C]//CORPHY-2018.2018)
- [9] 付鹏涛, 代明亮, 祝兆文, 等. 基于运行反馈的压水堆氚排放量研究[J]. *强激光与粒子束*, 2022, 34: 026009. (Fu Pengtao, Dai Mingliang, Zhu Zhaowen, et al. Study of annual tritium discharge in pressurized water reactor based on historical data[J]. *High Power Laser and Particle Beams*, 2022, 34: 026009)
- [10] 王奇. 取消次级中子源对压水堆氚源项的影响分析[J]. *强激光与粒子束*, 2023, 35: 116004. (Wang Qi. Analysis of influence of canceling secondary neutron sources on tritium source terms in pressurized water reactors[J]. *High Power Laser and Particle Beams*, 2023, 35: 116004)
- [11] 张作义, 张亚军, 贾海军. 低温核供热堆关键技术[M]. 上海: 上海交通大学出版社, 2023. (Zhang Zuoyi, Zhang Yajun, Jia Haijun. Key technologies of low-

- temperature nuclear heating reactors[M]. Shanghai: Shanghai Jiao Tong University Press, 2023)
- [12] Chretien V, Le Guen B. Rejets de tritium et impact autour des centrales EDF[C]//Proceedings of Tritium Conference in Paris France. 2009: 23-24.
- [13] Andrieu C, Ravel S, Ducros G, et al. Release of fission tritium through zircaloy-4 fuel cladding tubes[J]. Journal of Nuclear Materials, 2005, 347(1/2): 12-19.
- [14] Ray J W. Tritium in power reactors[J]. Reactor and Fuel Processing Technology, 1968-1969, 12(1): 19-26.
- [15] James M, Smith Jr. The significance of tritium in water reactors, GE, aped, 9/19/67.
- [16] Joseph W, Ray, et al. Investigation pf tritium generation and release in PM nuclear power plants, BMI-1787, 10/31/66.
- [17] Kearns J J. Terminal solubility and partitioning of hydrogen in the alpha phase of zirconium, Zircaloy-2 and Zircaloy-4[J]. Journal of Nuclear Materials, 1967, 22(3): 292-303.
- [18] U. S. NRC. Arkansas nuclear one, unit 2, safety analysis report, amendment 31[R]. ML23324A028, 2023.
- [19] U. S. NRC. Columbia generating station, final safety analysis report amendment 67[R]. ML23346A215, 2024.
- [20] U. S. NRC. Millstone power station, unit 2, revision 41 to updated final safety analysis report, chapter 11, radioactive waste processing and radiation protection systems[R]. ML23193A875, 2023.
- [21] U. S. NRC. Perry nuclear power plant, supplemental information for revision 22 to updated safety analysis report, chapter 11, radioactive waste management[R]. ML21361A199, 2021.
- [22] U. S. NRC. Radioactive effluent and environmental reports[EB/OL]. 2025[2025-03-08]. <https://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/tritium/plant-info>.
- [23] U. S. NRC. List of power reactor units[EB/OL]. 2025[2025-03-08]. <https://www.nrc.gov/reactors/operating/list-power-reactor-units>.
- [24] U. S. NRC. Operating time[EB/OL]. 2025[2025-03-08]. <https://nrcOE.inl.gov/ReactorYears>.
- [25] 陈志宏, 李志勇, 沈季, 等. 某型反应堆启动中子源设计研究[J]. 核科学与工程, 2024, 44(6): 1215-1225. (Chen Zhihong, Li Zhiyong, Shen Ji, et al. Design of the start-up neutron source for a reactor[J]. Nuclear Science and Engineering, 2024, 44(6): 1215-1225)
- [26] 章安龙. 反应堆无二次中子源装料和启动[J]. 核科学与工程, 2019, 39(3): 345-349. (Zhang Anlong. Reactor reloading and startup without secondary neutron source[J]. Nuclear Science and Engineering, 2019, 39(3): 345-349)
- [27] 杨嗣, 沈亚杰, 高永恒, 等. CNP600 机组替代二次中子源装料及无源临界[J]. 中国核电, 2021, 14(1): 123-128. (Yang Si, Shen Yajie, Gao Yongheng, et al. Reactor reloading with replacement of secondary neutron source and criticality without neutron source in CNP600 nuclear power plant[J]. China Nuclear Power, 2021, 14(1): 123-128)
- [28] 肖会文, 李想, 刘国明, 等. “华龙一号”取消二次中子源研究[J]. 现代应用物理, 2023, 14: 040401. (Xiao Huiwen, Li Xiang, Liu Guoming, et al. The removal of secondary neutron source in HPR1000[J]. Modern Applie Physics, 2023, 14: 040401)