

# 中国散裂中子源二期靶站关键部件 辐照损伤模拟计算\*

曹嵩<sup>1)2)</sup> 殷雯<sup>1)2)3)</sup> 周斌<sup>1)</sup> 胡志良<sup>1)</sup> 沈飞<sup>1)</sup>  
易天成<sup>1)</sup> 王松林<sup>1)†</sup> 梁天骄<sup>1)2)3)‡</sup>

1) (中国科学院高能物理研究所, 北京 100049)

2) (中国科学院大学核科学与技术学院, 北京 100049)

3) (粤港澳中子散射科学技术联合实验室, 东莞 523800)

(2024年1月13日收到; 2024年2月16日收到修改稿)

中国散裂中子源一期工程于2018年通过国家验收, 当前束流功率已经达到140 kW. 为进一步提高靶站慢化器输出中子强度, 已经提出中国散裂中子源二期500 kW功率升级计划. 靶站关键部件长期受到高通量、高能量的粒子辐照, 会产生较强的辐照损伤, 影响着这些部件的使用寿命. 本文首先使用PHITS3.33程序计算了钨、SS316不锈钢、6061铝合金3种材料的质子和中子原子离位截面以及氢、氦的产生截面, 并分析了NRT (Norgett-Robinson-Torrens) 模型和热平衡前原子复位修正 (athermal recombination corrected, ARC) 模型对材料离位损伤的影响. 在此基础上结合中国散裂中子源二期靶站基线模型计算了靶站关键部件在500 kW的束流功率下运行5000 h产生的原子离位次数 (displacement per atom, DPA) 以及氢、氦的产额. 计算结果表明, 钨靶受辐照后产生的NRT-dpa, ARC-dpa, H和He产额最大值分别为8.01 dpa/y ( $1\text{ y} = 2500\text{ MW}\cdot\text{h}$ ), 2.39 dpa/y, 5110 appm/y (atom parts per million, appm, 每百万原子中产生该原子的个数) 和884 appm/y. 同样也计算了靶容器、慢化器反射体容器和质子束窗的辐照损伤值, 根据这些部件的辐照损伤值预估了各自的使用寿命. 这些结果对分析中国散裂中子源二期靶站关键部件的辐照损伤情况, 构建合理的维护方案有着十分重要的意义.

**关键词:** 中国散裂中子源二期靶站, 辐照损伤, ARC-dpa, PHITS 模拟

**PACS:** 25.40.Sc, 61.80.-x, 02.70.Uu

**DOI:** 10.7498/aps.73.20240088

## 1 引言

中国散裂中子源<sup>[1]</sup>(China Spallation Neutron Source, CSNS) 是一个多学科研究装置, 为中子散射及其他相关研究提供实验平台. 靶站作为CSNS的主要组成部分, 其核心物理功能由1个钨包钨靶、3个慢化器和铍-铁反射体构成的靶-慢化

器-反射体 (target-moderator-reflector, TMR) 系统实现, 其结构如图1所示. 散裂中子源运行时, 加速器提供1.6 GeV的质子与靶发生散裂反应产生大量中子, 再经由慢化器慢化后成为可供中子散射实验用的热中子和冷中子. 目前, CSNS二期工程即将进入建设阶段, 届时入射质子束功率将提升至500 kW. 功率的提升会使得靶站关键部件的辐照损伤<sup>[2,3]</sup>更加严重.

\* 国家自然科学基金联合基金 (批准号: U1932219)、广东省引进创新创业团队项目 (批准号: 2017ZT07S225) 和中德科学基金研究交流中心资助的中德合作交流项目 (批准号: M-0728) 资助的课题.

† 通信作者. E-mail: wangsl@ihep.ac.cn

‡ 通信作者. E-mail: liangtj@ihep.ac.cn

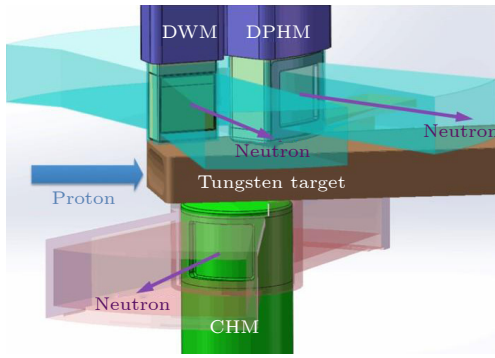


图 1 CSNS 靶站的 TMR 结构示意图

Fig. 1. Structural diagram of TMR of CSNS target station.

20 世纪 60 年代, Simon 等<sup>[4]</sup>就计算了 Si 在质子辐照下由库仑散射引起的离位损伤. 随着对辐照损伤模型研究的深入, Norgett 等<sup>[5]</sup>提出了 NRT 模型, 该模型在后续的辐照损伤研究中被广泛应用. Broeders 等<sup>[6,7]</sup>基于 NRT (Norgett-Robinson-Torrens) 模型计算了能量在 1 GeV 之内的质子和中子的钽和钨的离位损伤截面. 在之后的研究中, Konobeyev 等<sup>[8,9]</sup>将质子能量范围扩大到 100 GeV, 并且比较了 NRT 模型和二元碰撞近似-分子动力学 (BCA-MD) 方法计算的截面, 结果表明, NRT 模型计算的截面数据在高端段与 BCA-MD 和实验测量的结果有较大的差别. 2015 年, Nordlund 等<sup>[10]</sup>在 NRT 模型的基础上提出了热平衡前原子复位修正 (athermal recombination corrected, ARC) 模型, 随后 Konobeyev 等<sup>[11,12]</sup>研究了 Fe, Cu, Al, W 等常用核材料基于 ARC 模型的质子和中子离位损伤截面, 结果表明 ARC 模型的结果与实验测量的截面数据吻合得更好. 对于高能粒子的辐照, 除需要考虑离位损伤外, 还需要考虑由入射粒子与材料发生核反应产生 H, He 等气体造成材料的肿胀和脆化<sup>[13]</sup>.

2001 年, Banrnett 等<sup>[14]</sup>使用 MCNPX 计算了 SNS 靶容器的辐照损伤. 2003 年, Lu 等<sup>[15]</sup>计算了 SINQ 铝窗的原子离位次数 (displacement per atom, DPA) 以及 H, He 气体产额. 2010 年, Meigo 等<sup>[16]</sup>使用 PHITS 计算了 JSNS 质子束窗的 DPA 和 He 产额, 并以此为基础预测了质子束窗的使用寿命. 这些计算均是基于 NRT 模型进行, 目前缺乏基于 ARC 模型对散裂中子源关键部件辐照损伤的研究. 本文将分别基于 NRT 模型和 ARC 模型, 使

用 TENDL2019<sup>[17]</sup>评价核数据库和 PHITS3.33<sup>[18]</sup>程序计算了 CSNS 靶站中 W, SS316 不锈钢和 6061 铝合金 3 种材料的质子和中子的离位损伤截面以及它们的 H, He 产生截面, 并且结合 CSNS 二期的靶站基线模型, 计算了靶体、靶容器、慢化器反射体容器的 DPA 分布和 H, He 产额, 根据计算结果对靶站关键部件的寿命进行了分析和评估. 这些计算与分析对 CSNS 二期功率升级后的运行和维护有重要的意义.

## 2 辐照损伤计算方法

辐照损伤是由于入射粒子与材料的晶格原子发生一系列的相互作用, 引起材料内部在原子尺度上产生大量的缺陷的过程. 具体过程为: 辐照粒子与被辐照材料原子发生散射使得该原子获得反冲能, 反冲能高于离位阈能时该原子会离开晶格位置成为初级离位原子 (primary knock-on atom, PKA), PKA 会继续与其他晶格原子相互作用, 形成一系列级联碰撞, 导致材料产生晶格错位或缺陷. 当入射粒子能量较高时, 还会与材料发生嬗变反应产生 H, He 等气体造成材料的肿胀和脆化. 以下是离位损伤截面、H 和 He 产生截面、DPA 以及气体产额的计算方法.

### 2.1 级联损伤模型

当入射粒子能量较高时, 其散射产生的 PKA 具有相当大的能量, 它会作为入射粒子继续与晶格上的其他原子发生散射, 从而产生新的缺陷, 这一过程会持续发生直至被散射原子的反冲能低于离位阈能. 级联损伤过程是十分复杂, 因此需要合理的模型去描述这一过程. 如前所述, 目前常用的两个模型为 NRT 模型和 ARC 模型. NRT 模型的损伤函数为

$$v_{\text{NRT}}(T_d) = \begin{cases} 0, & T_d < E_d, \\ 1, & E_d \leq T_d < \frac{2E_d}{0.8}, \\ \frac{0.8T_d}{2E_d}, & \frac{2E_d}{0.8} \leq T_d < \infty, \end{cases} \quad (1)$$

式中  $v$  表示损伤数,  $E_d$  是离位阈能,  $T_d$  为损伤能量. 从 (1) 式可以看出, 损伤函数与损伤能量整体上呈线性关系.

ARC 模型的损伤函数为

$$v_{\text{ARC}}(T_d) = \begin{cases} 0, & T_d < E_d, \\ 1, & E_d \leq T_d < \frac{2E_d}{0.8}, \\ \frac{0.8T_d}{2E_d} \xi_{\text{ARC}}(T_d), & \frac{2E_d}{0.8} \leq T_d < \infty, \end{cases} \quad (2)$$

$$\xi_{\text{ARC}}(T_d) = \frac{1 - c_{\text{arc}}}{(2E_d/0.8)^{b_{\text{arc}}}} T_d^{b_{\text{arc}}} + c_{\text{arc}}, \quad (3)$$

其中  $\xi_{\text{arc}}$  是损伤能量  $T_d$  的函数,  $b_{\text{arc}}$  和  $c_{\text{arc}}$  是与材料相关的参数. 它们的数值由分子动力学模拟来确定. 除了 W 外, SS316 不锈钢和 6061 铝合金均由多种元素组成, SS316 不锈钢和 6061 铝合金的元素组成见表 1. 表 2 列出了 W, SS316, Al-6061 三种材料部分元素的相关参数. 表 2 中 Fe, Ni 使用 Nordlund 等<sup>[10]</sup> 的参数值, Mg, Al, Cr, Mn 使用 Konobeyev 等<sup>[19]</sup> 计算得到的参数值, W 使用 Yin 等<sup>[20]</sup> 基于实验结果计算的参数值.

表 1 SS316 不锈钢、6061 铝合金的核素组成

Table 1. Nuclide composition of SS316 stainless steel and 6061 aluminum alloy.

材料	核素原子数百分比
SS316	Fe (65.4%), Cr (17.0%), Ni (12.0%), Mo (2.5%), Mn (2%), Si (1%), P (0.045%), C (0.03%)
Al-6061	Al (98.2%), Mg (1.1%), Si (0.0057%)

表 2 部分元素的  $E_d$ ,  $b_{\text{arc}}$ ,  $c_{\text{arc}}$  参数值

Table 2. The  $E_d$ ,  $b_{\text{arc}}$ ,  $c_{\text{arc}}$  values of some elements.

元素	$E_d/\text{eV}$	$b_{\text{arc}}$	$c_{\text{arc}}$
Mg	20	-1.00	0.45
Al	27	-0.82	0.44
Cr	40	-1.01	0.37
Fe	40	-0.57	0.29
Ni	39	-1.01	0.23
Mn	32.5	-1.00	0.33
W	70	-0.55	-0.25

## 2.2 离位损伤截面计算

离位损伤截面的计算公式为

$$\sigma_{\text{dis}} = \sum_i \int_{E_d}^{T_i^{\text{max}}} \frac{d\sigma(E, T_i)}{dT_i} v(T_i) dT_i, \quad (4)$$

其中  $E$  为入射粒子的能量,  $d\sigma(E, T_i)/dT_i$  是第  $i$  种核素的能量微分截面,  $T_i^{\text{max}}$  是第  $i$  种核素的最大

能量,  $E_d$  为被辐照材料的离位阈能,  $v(T_i)$  为 PKA 产生的缺陷数. 对于铝合金和不锈钢这类多原子材料, 则先计算各材料组分的离位损伤截面, 再根据表 1 中的各组分的原子数百分比进行加权计算. 需要注意的是, 该方法未考虑多原子材料结构对离位阈能的影响, 仅适用于材料内各原子离位阈能差别较小的情况下, 对于材料内各原子离位阈能差别较大的情况, 需要通过分子动力学模拟的方法计算材料内各原子的离位阈能. SS316 不锈钢主要核素为 Fe, Cr, Ni, 这 3 种元素的离位阈能均为 40 eV 左右, 6061 铝合金主要的核素为铝, 其离位阈能为 27 eV, 对于这两种材料, 该方法是可行的.

质子离位损伤截面有弹性散射和非弹性散射两部分的贡献. 弹性散射是库仑散射和核散射两部分共同作用的结果. 在计算库仑散射对离位损伤的贡献时, 需要考虑核外电子库仑屏蔽的影响. 本文中, 当质子能量  $E_p < 100$  MeV 时, 使用 Linhard-Nielsen-Scharff (LNS) 公式<sup>[21]</sup> 计算库仑散射对离位损伤截面的贡献, 其形式为

$$d\sigma(E, T) = \pi a_{ij}^2 \frac{f(t^{1/2})}{2t^{3/2}} dt, \quad (5)$$

式中  $a_{ij}$  是屏蔽长度, 核外电子的屏蔽效应会随入射粒子与原子核之间距离的减小而衰减, 屏蔽长度的物理意义是库仑屏蔽势的特征衰减长度;  $E$  是入射质子的能量;  $T$  为反冲核的能量;  $f(t^{1/2})$  是屏蔽函数;  $t$  是无量纲量. 这些参数的具体形式由下式给出:

$$a_{ij} = \frac{0.8853a_0}{(z_i^{2/3} + z_j^{2/3})^{1/2}}, \quad (6)$$

其中  $a_0$  为玻尔半径,  $z_i$  和  $z_j$  分别表示入射粒子和反冲核的原子序数.

$$f(t^{1/2}) = \lambda t^{1/2-m} [1 + (2\lambda t^{1-m})^q]^{-1/q}, \quad (7)$$

式中常数使用 Thomas-Fermi 版本<sup>[21]</sup> 的值, 其中  $\lambda = 1.309$ ,  $m = 1/3$ ,  $q = 2/3$ .

$$t = \frac{TEM_j}{M_i} \left( \frac{a_{ij}}{2z_i z_j e^2} \right)^2. \quad (8)$$

其中  $M_i$ ,  $M_j$  分别为入射粒子和靶原子的原子序数.

当质子能量  $E_p > 100$  MeV 时, 使用相对论公式<sup>[22,23]</sup> 计算弹性散射的贡献:

$$d\sigma(E, T) = \frac{\pi b^2 T_{\text{max}}}{4\gamma^2} \left[ 1 - \beta^2 \frac{T}{T_{\text{max}}} + \pi\alpha\beta \left( \frac{T}{T_{\text{max}}} \right)^{1/2} - \frac{T}{T_{\text{max}}} \right] \frac{dT}{T^2}, \quad (9)$$

式中  $b = \frac{2z_1z_2e^2}{mc^2\beta^2}$ ,  $\beta = \frac{v}{c} = \sqrt{1 - \left(\frac{mc^2}{mc^2 + E}\right)^2}$ ,  $\gamma = \frac{1}{\sqrt{1 - \beta^2}}$ ,  $\alpha = \frac{Ze^2}{hc} = \frac{1}{137}$ , 其中  $\hbar$ ,  $c$ ,  $e$  分别为普朗克常量、光速和电子电荷;  $v$ ,  $m$ ,  $E$  表示质子的速度、质量和能量,  $M$  和  $z$  是被辐照材料的质量和原子序数.

随着质子能量的提高, 非弹性散射的贡献逐渐增大. 本文使用 PHITS 计算非弹性散射的能量微分截面. PHITS 是由日本 RIST, JAEA 和 KEK 等机构共同开发的粒子输运程序. 程序内包含多种核反应模型, 本文使用 INCL4.6<sup>[24]</sup> 模型处理核子(质子和中子)、介子、氘、氚等粒子的输运, 使用 JQMD<sup>[25]</sup> 模型处理重离子的输运, 结合广义蒸发模型<sup>[26]</sup> (GEM) 计算非弹性散射的贡献. W 基于 NRT 模型的质子离位损伤截面中弹性散射与非弹性散射两部分的贡献与质子能量的关系如图 2 所示. 从图 2 可以看出, 质子能量  $E_p < 10$  MeV 时, 弹性散射的贡献占主导地位, 随着质子能量的提高, 弹性散射的贡献逐渐减小, 在  $E_p > 50$  MeV 时, 非弹性散射的贡献高于弹性散射的贡献.

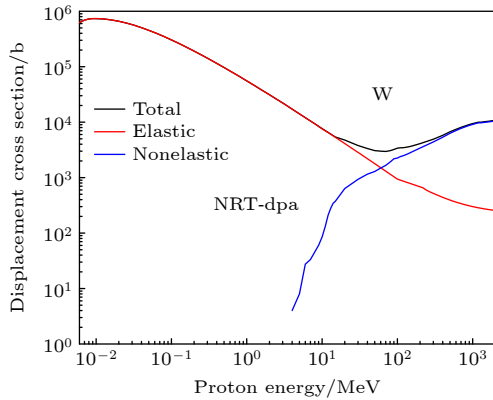


图 2 弹性散射和非弹性散射对 W 的质子离位损伤截面的贡献

Fig. 2. Contribution of elastic scattering and inelastic scattering to the proton displacement cross section of W.

中子离位损伤截面的计算分为两个能量区间进行, 当中子能量  $E_n < 20$  MeV 时, 使用 TENDL2019 评价核数据库反应类型编号 MT = 444 提供的损伤能量截面, 并结合 (10) 式可得到对应材料的离位损伤截面:

$$\sigma_{\text{dis}} = \frac{2E_d}{0.8} \sigma_{\text{damage}}, \quad (10)$$

式中  $\sigma_{\text{damage}}$  表示该材料的损伤能量截面. 对于能量高于 20 MeV 的部分, 同样使用 PHITS 计算材料

的中子离位损伤截面. W, SS316 不锈钢和 6061 铝合金分别基于 NRT 模型和 ARC 模型计算得到的质子和中子离位损伤截面如图 3 所示. 从图 3 可以看出, 基于 NRT 模型计算的截面整体要高于基于 ARC 模型计算得到的结果, 并且随着入射粒子能量的增大, 两者的差距也逐渐增大并趋于稳定. 这是由于 NRT 模型是通过两体碰撞近似模拟结果归纳出来的, 因此离位原子在达到热力学平衡前再复位的现象未考虑在内, 这导致其结果偏高, ARC 模型是基于分子动力学模拟的结果提出的模型, 其结果更接近于真实的物理情况. 图 3(a) 中包含了 W 的离位损伤截面实验测量数据, 其中质子能量小于 20 MeV 部分的数据来源于 Jung<sup>[27]</sup> 的研究工作, 质子能量为 389 MeV 的数据来源于 Iwamoto 等<sup>[28,29]</sup> 的实验, Greene 等<sup>[30]</sup> 的研究则提供了质子能量为 1.1 GeV 和 1.94 GeV 的数据. 图 3(a) 中实验数据与计算数据的对比可以看出, 相较于 NRT 模型的计算结果, ARC 模型的计算结果与实验数据符合得更好.

### 2.3 H, He 产生截面计算

H, He 产生截面计算同样使用 TENDL2019 数据库和 PHITS 程序. 当中子能量  $E_n < 20$  MeV 时, 使用数据库中  $^1\text{H}$  (MT = 203),  $^2\text{H}$  (MT = 204),  $^3\text{H}$  (MT = 205),  $^3\text{He}$  (MT = 206),  $^4\text{He}$  (MT = 207) 的数据可得到对应材料的 H, He 产生截面. 对于质子的 H, He 产生截面和高于 20 MeV 部分中子的 H, He 产生截面使用 PHITS 程序进行计算. W, SS316 不锈钢和 6061 铝合金这 3 种材料的截面计算结果如图 4 所示. 从图 4 可以看出, 当入射粒子能量低于 10 MeV 时, 这 3 种材料的 H, He 产生截面都较小, 随后在  $E > 10$  MeV 能区内, H, He 产生截面逐渐增大, 这也表明气体产额主要源自高能质子和高能中子的作用. 另外从中子截面和质子截面对比可以看出, 在大部分能量下, 质子辐照下的 H, He 产生截面大于中子辐照下的截面值. 与 DPA 不同, H, He 产额是可以进行实验测量. Dai 等<sup>[31]</sup> 在进行 SINQ 辐照实验时就测量了 570 MeV 质子辐照下铝安全壳的气体产额, 结果表明, 在能量为 570 MeV, 注量率为  $3.2 \times 10^{21} \text{ cm}^{-2}$  条件下, 测量得到的 He 产额为 1125 appm (atom parts per million, 每百万原子中产生该原子的个数). 相同的辐照条件下根据图 4 中 6061 铝合金的 He 产生截面计算得到的气体产额为 1088 appm.

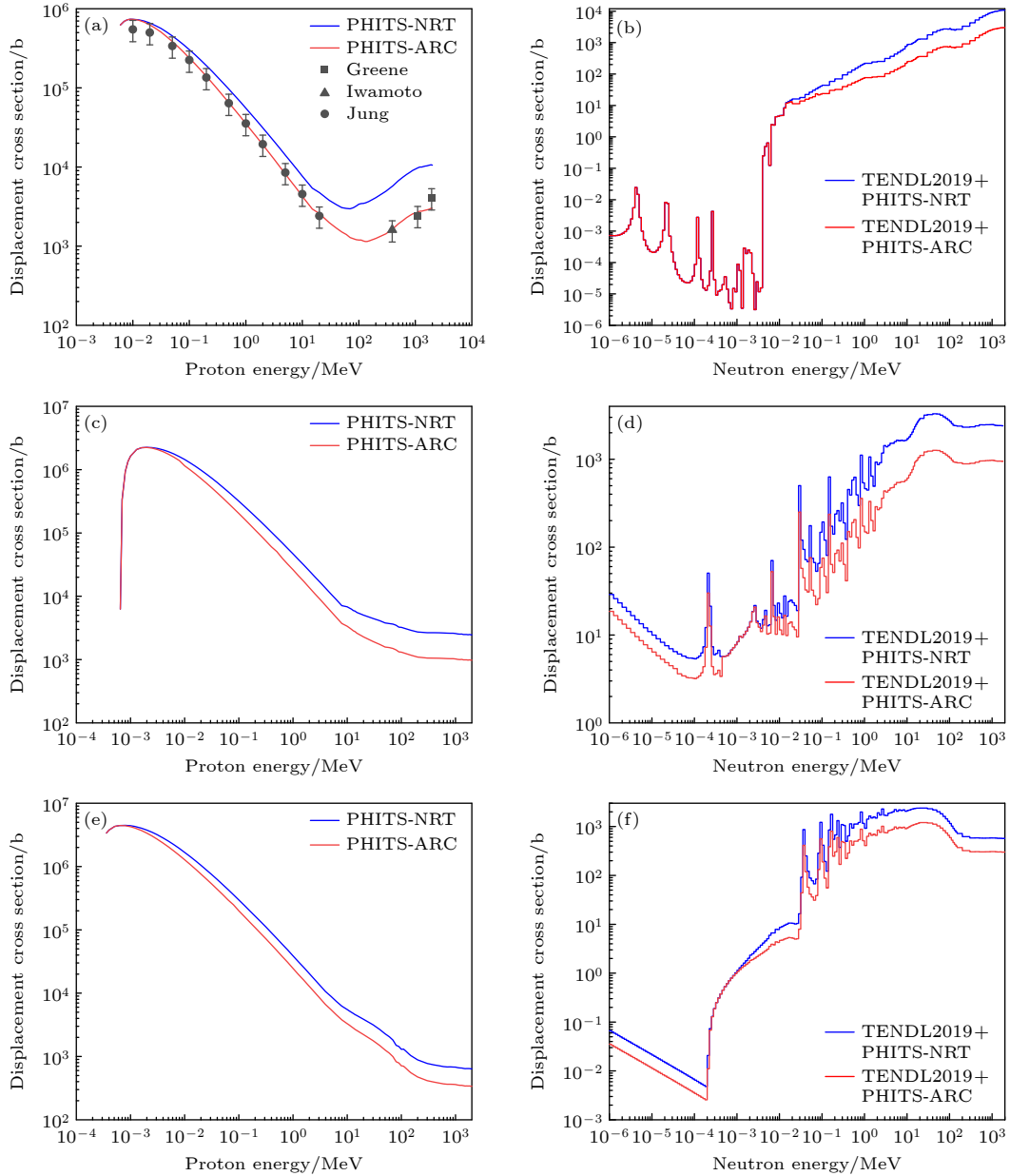


图 3 W, SS316, Al-6061 的离位损伤截面 (a) p+W; (b) n+W; (c) p+SS316; (d) n+SS316; (e) p+Al-6061; (f) n+Al-6061

Fig. 3. Displacement cross section of W, SS316, Al-6061: (a) p+W; (b) n+W; (c) p+SS316; (d) n+SS316; (e) p+Al-6061; (f) n+Al-6061.

## 2.4 DPA 和 H, He 产额计算

材料在粒子辐照下产生的 DPA 计算方法由下式给出:

$$\text{DPA} = \left[ \int \sigma_{\text{dis}}(E) \phi(E) dE \right] \times t, \quad (11)$$

式中  $\sigma_{\text{dis}}$  是材料的离位损伤截面,  $\phi(E)$  表示入射粒子的通量,  $t$  为辐照时间.

H, He 气体产额的计算方法与 DPA 计算类似:

$$G = \left[ \int \sigma_{\text{gas}}(E) \phi(E) dE \right] \times t \times 1 \times 10^6, \quad (12)$$

式中,  $G$  表示气体产额,  $\sigma_{\text{gas}}$  表示 H, He 气体产生截面.

总体来说, DPA 与 H, He 产额的计算均是由粒子能谱和截面卷积来实现的. 一般情况下, 计算粒子能谱会使用 mesh tally 方法将所计算区域划分为数个网格, 得到网格内的质子和中子能谱, 结合对应的截面即可得到该计算区域内 DPA 与 H, He 产额的空间分布. 材料总的辐照损伤是由质子和中子共同辐照造成的, 因此只需将两部分结果相加即可得到总的辐照损伤.

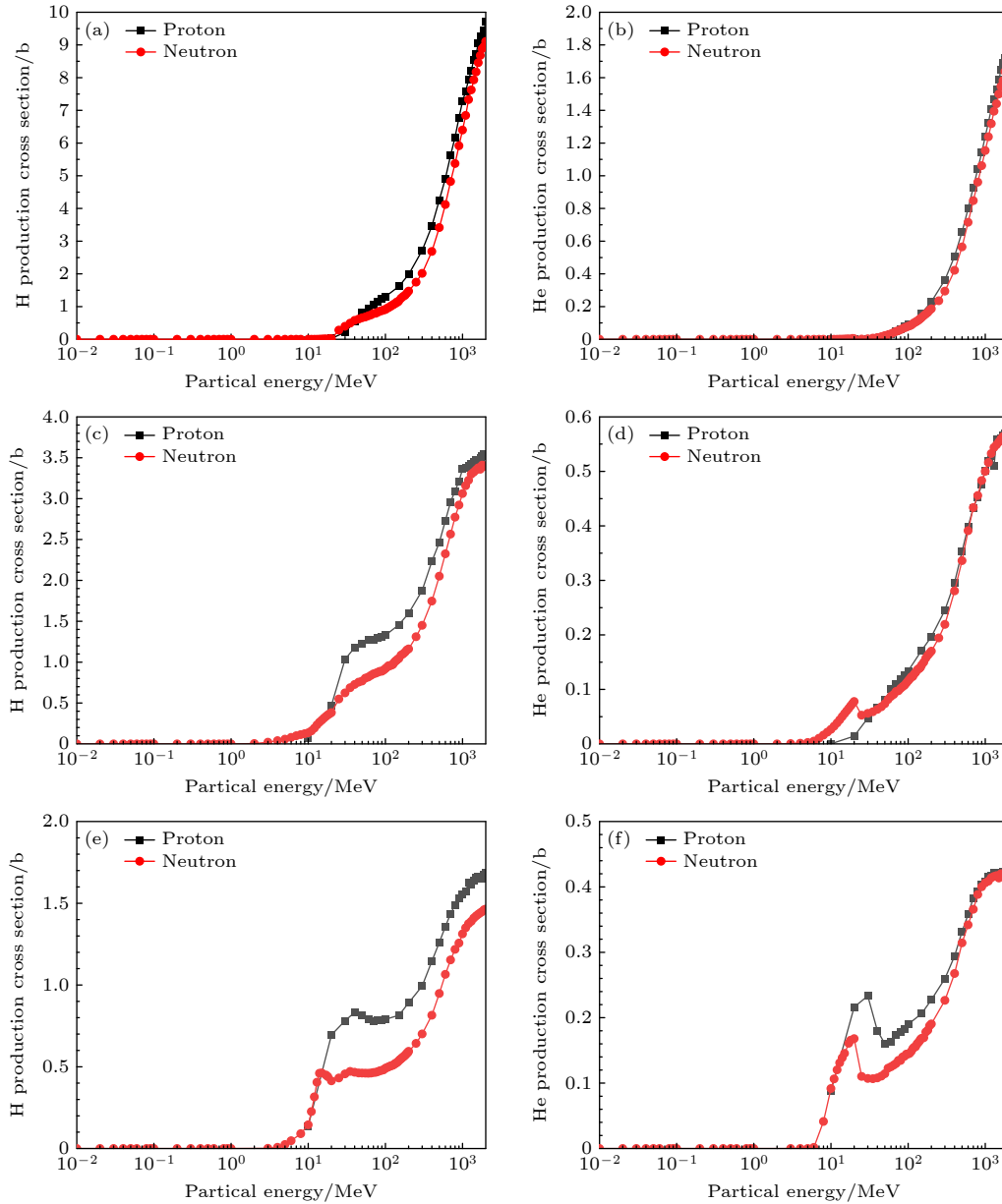


图 4 W, SS316, Al-6061 的 H, He 产生截面 (a) W-H; (b) W-He; (c) SS316-H; (d) SS316-He; (e) Al-6061-H; (f) Al-6061-He

Fig. 4. H, He production cross section of W, SS316, Al-6061: (a) W-H; (b) W-He; (c) SS316-H; (d) SS316-He; (e) Al-6061-H; (f) Al-6061-He.

### 3 计算模型和参数

CSNS 二期靶站的靶体采用钨包钨靶, 受质子辐照的横截面为  $20\text{ cm} \times 7\text{ cm}$ , 靶体厚度约为  $60\text{ cm}$ , 靶容器的材料为 SS316 不锈钢. 所使用的 3 个慢化器分别为退耦合窄化液氢慢化器 (DPHM)、耦合液氢慢化器 (CHM) 和退耦合水慢化器 (DWM), 慢化器容器的材料均使用 6061 铝合金. 慢化器外围为半径为  $27\text{ cm}$  的铍反射体, 铍反射体外围还有半径为  $57.5\text{ cm}$  的铁反射体, 反射体容器材料也

是 6061 铝合金. 质子束窗位于质子孔道距离靶前窗  $200\text{ cm}$  位置, 它由两层 6061 铝合金和中间的冷却水组成. 本文所用的靶站模型如图 5 所示. 结合散裂中子源的经验, 靶站辐照损伤严重的部件为靶体、靶容器、慢化器反射体容器和质子束窗. 另外, 计算过程中需要选择合适的计算区域来提高计算效率, 靶体前端受辐照损伤严重, 因此计算区域选择靶体前半部分以方便分析靶体辐照损伤的空间分布. 靶容器的计算区域选择位于靶体前端的靶窗. 慢化器反射体容器则、选择靠近靶体的位置高通量空间作为计算区域. 计算所使用的质子束流功

率为 500 kW, 辐照时间为 5000 h, 质子束斑形状如图 6 所示. 整体上质子束斑呈平面矩形分布, 相较于高斯分布, 平面源在相同功率下靶体中心位置入射质子通量低.

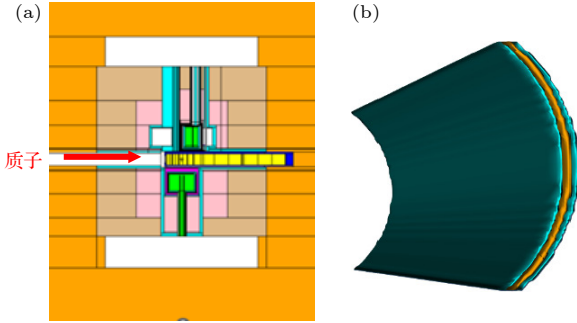


图 5 靶站几何模型 (a) TMR 系统  $y-z$  轴截面图, 其中  $+y$  为质子入射方向; (b) 质子束窗

Fig. 5. Geometric model of target station: (a) Plane diagram of the  $y-z$  axis of the TMR system, where  $+y$  is the proton incident direction; (b) proton beam window.

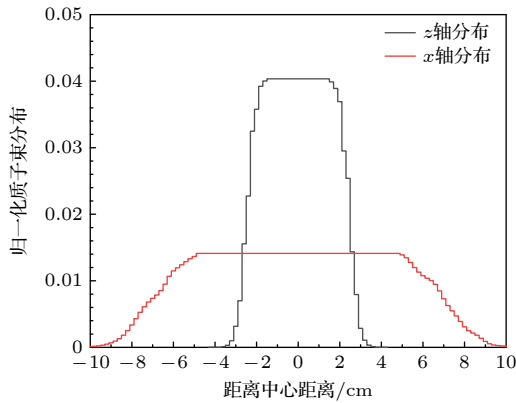


图 6 靶站入射质子束斑形状

Fig. 6. Shape of the incident proton beam at the target station.

基于图 5 给出的 TMR 系统几何模型和图 6 给出的质子强度的空间分布, 可以计算得到靶体、靶容器、慢化体反射体容器和质子束窗的质子和中子通量, 其结果如图 7 所示. 图中靶体的计算区域为第 2 片靶, 靶容器的计算区域为靶前窗位置, 慢化器反射体容器的计算区域为 CHM 容器靠近靶体的位置, 质子束窗则是第 1 片铝合金的位置. 从图 7 可以看出, 除了在 1.6 GeV 能段周围, 靶和靶容器的中子通量均大于质子通量. 另外, 靶和靶容器的中子主要集中在 0.1—10 MeV 能段内, 占总中子通量的 80%. 慢化器反射体容器位置的质子通量远小于中子通量, 相较于靶和靶容器, 慢化器反射体容器的中子在低能区的占比更大, 1 MeV 以

上的中子通量要远低于靶和靶容器, 质子束窗的辐照粒子主要为质子, 中子的占比很小. 结合第 2 节计算得到的截面数据即可得到相关部件的辐照损伤值.

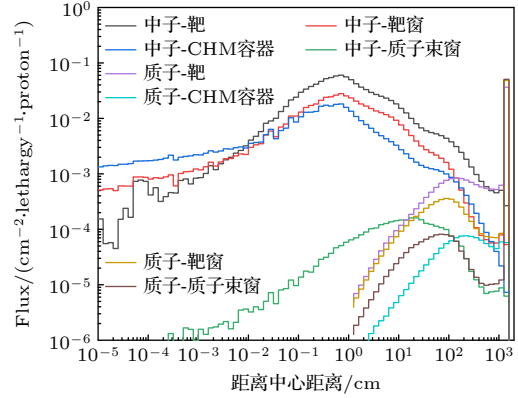


图 7 靶、靶容器和慢化器反射体容器的质子和中子通量

Fig. 7. Proton and neutron fluxes of targets, target containers, and moderator reflector containers.

## 4 计算结果与分析

### 4.1 靶站关键部件辐照损伤计算结果

#### 4.1.1 靶体

靶体会发生大量的散裂反应, 从图 7 可以看出靶体内质子和中子的通量都较大且集中在中高能区域. 从图 3(a), (b) 可以看出, 该能区质子和中子的离位损伤截面也较大. 因此靶体内由高能质子和中子辐照贡献的 DPA 也较大. 图 8 展示了  $x-y$  平面上靶体 ARC-dpa 的空间分布, 图中使用  $0.5\text{ cm} \times 0.5\text{ cm} \times 0.5\text{ cm}$  的网格作为计数单元. 从 DPA 的空间分布可以看出, 由质子引起的 DPA 峰值位于靶体的最前端, 而由中子引起的 DPA 峰值则位于在距离前端一段距离处. 产生这种差别的原因主要是质子和中子的通量空间分布不同. 图 9 给出了由质子和中子引起的靶体 NRT-dpa 与 ARC-dpa 在质子入射方向 ( $y$  方向) 的分布. 图中基于 NRT 模型计算得到的质子、中子和总的 DPA 最大值分别为  $5.43\text{ dpa/y}$  ( $1\text{ y} = 2500\text{ MW}\cdot\text{h}$ ),  $3.56\text{ dpa/y}$  和  $8.01\text{ dpa/y}$ , 基于 ARC 模型的计算结果分别为  $1.55\text{ dpa/y}$ ,  $1.12\text{ dpa/y}$  和  $2.40\text{ dpa/y}$ . 质子引起的 DPA 最大值出现的位置为靶的最前端, 中子和总 DPA 最大值的位置为距离靶前端 4.5 cm 和 2 cm.

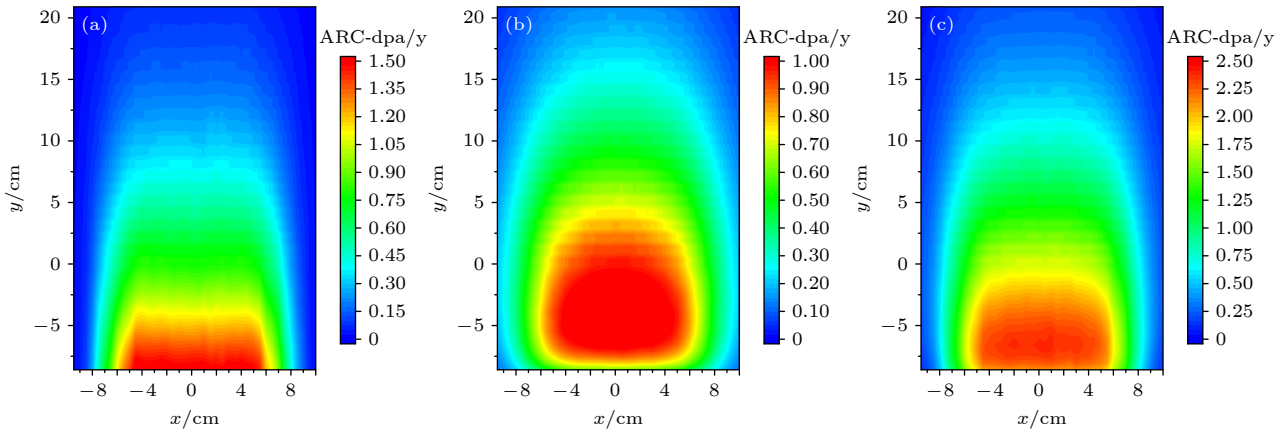


图 8 靶体 ARC-dpa 的空间分布 ( $x$ - $y$  平面) (a) p+ARC-dpa; (b) n+ARC-dpa; (c) total+ARC-dpa

Fig. 8. ARC-dpa spatial distribution of target ( $x$ - $y$  plane): (a) p+ARC-dpa; (b) n+ARC-dpa; (c) total+ARC-dpa.

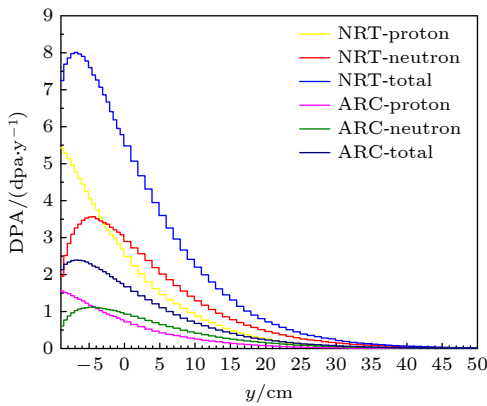


图 9 靶体 DPA 在  $y$  (质子入射) 方向的分布

Fig. 9. DPA distribution of target in the  $y$  (proton incidence) direction.

靶体的 H, He 产额在空间分布上也与 DPA 分布类似. 数值上, 靶体内由质子引起的 H, He 气体产额分别为 4900 appm/y 和 870 appm/y, 由中子引起的 H, He 气体产额最大值分别为 700 appm/y 和 83.7 appm/y, 综合质子和中子的影响, 总的 H, He 产额最大值为 5110 appm/y 和 884 appm/y. 从数据来看, 质子的占比要远高于中子占比. 原因在于, 靶体内中子主要集中在 0.1—10 MeV 这个能区内, 该能区内 H, He 产生截面较小.

#### 4.1.2 靶窗

靶窗位置的质子来源于加速器加速过的 1.6 GeV 的高能质子, 中子的来源主要是靶体散裂反应产生的反冲中子, 这一点从图 7 可以看出, 第 2 片靶与靶窗的中子能谱的谱形相似, 但靶窗位置的中子通量低于靶体的通量. 在计算中, 以中心位置的厚度为标准, 靶窗以 0.2 cm×0.2 cm×0.2 cm 的网格作为计算单元. 靶窗位置的 ARC-dpa 空间分布如图 10

所示. 从分布图可以看出, 由质子和中子引起的 DPA 最严重的区域均位于靶窗的中心且中子占比更大, 质子引起的 ARC-dpa 的分布与图 6 的质子束斑形状一致. 数值上, 靶窗位置由质子和中子引起的 NRT-dpa 的最大值分别为 1.51 dpa/y 和 3.88 dpa/y, ARC-dpa 的最大值分别为 0.61 dpa/y 和 1.33 dpa/y. 靶窗位置由质子引起的 H, He 产额的最大值分别为 1920 appm/y 和 279 appm/y, 由中子引起的 H, He 产额最大值分别为 301 appm/y 和 35 appm/y.

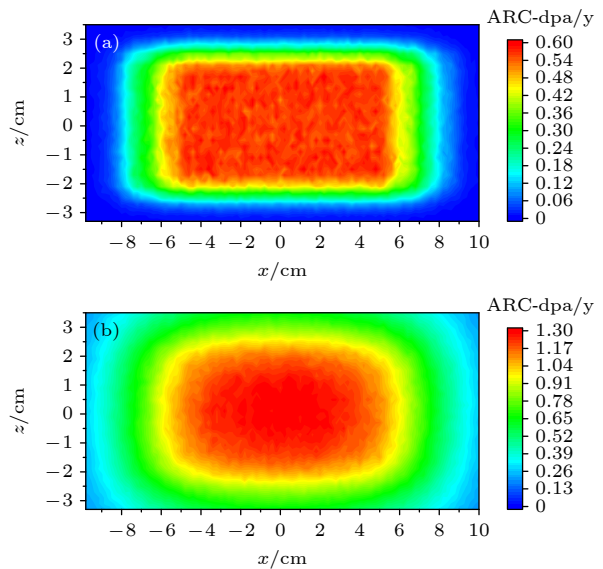


图 10 靶窗 ARC-dpa 的空间分布 ( $x$ - $z$  平面) (a) p+ARC-dpa; (b) n+ARC-dpa

Fig. 10. ARC-dpa spatial distribution of target window ( $x$ - $z$  plane): (a) p+ARC-dpa; (b) n+ARC-dpa.

#### 4.1.3 慢化器与反射体容器和质子束窗

靶站所使用的慢化器分别位于靶体的上下



两侧,慢化器和反射体容器辐照损伤严重的位置是靠近靶体的位置. 相较而言,靠近靶体下侧的容器辐照损伤程度要比上侧更高,原因在于相较于DPHM与DWM,CHM并没有退耦合层,导致该位置的中子通量更高,因此以位置的辐照损伤值作为容器辐照损伤值的参考. 图11给出了CHM铝容器靠近靶体位置的DPA空间分布. 从图11可以看出,在此区域无论是峰值的强度还是中子的占比都远高于质子. 这是由于离开靶体一段距离后,质子的能量和通量都迅速衰减. 该位置的由质子辐照产生的NRT-dpa, ARC-dpa, H和He产额最大值分别为0.02 dpa/y, 0.01 dpa/y, 20 appm/y和3.83 appm/y, 中子辐照产生的相应值则为3.76 dpa/y, 1.76 dpa/y, 111 appm/y和35 appm/y.

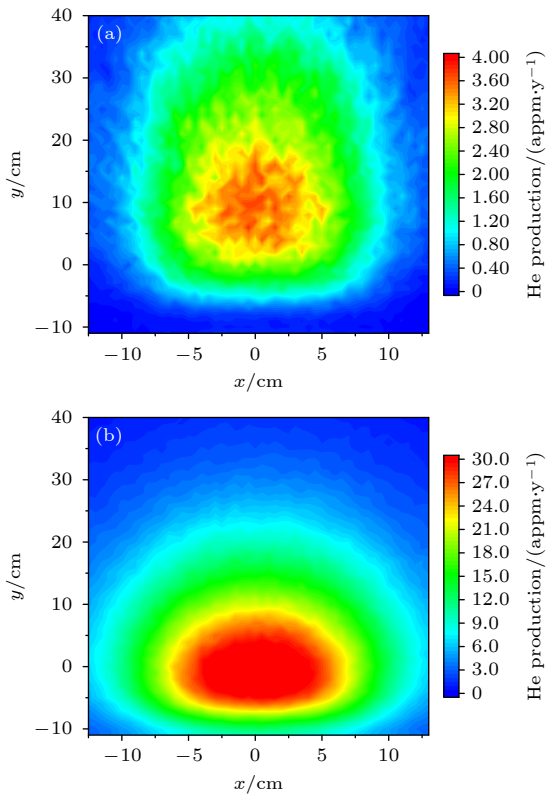


图11 CHM容器靠近靶体位置He产额分布(x-y平面)  
(a)质子; (b)中子  
Fig. 11. He production spatial distribution of CHM vessel:  
(a) Proton; (b) neutron.

质子束窗的辐照损伤情况与慢化器反射体容器不同,它是隔绝加速器高真空环境与靶站氦气环境的部件,其位置在质子孔道上并且离靶体较远,因此该位置的反冲中子较少,在分析辐照损伤时主要考虑质子的影响. 在计算中取束窗铝合金部分

中心位置10 cm×1 cm×0.2 cm区域,将其划分为0.5 cm×0.2 cm×0.2 cm的网格进行辐照损伤值计算. 计算结果如表3所列.

表3 质子束窗辐照损伤最大值  
Table 3. Maximum radiation damage value of proton beam window.

	Proton	Neutron	Total
NRT-dpa/(dpa·y <sup>-1</sup> )	0.34	0.0069	0.35
ARC-dpa/(dpa·y <sup>-1</sup> )	0.18	0.0044	0.19
比值/(NRT/ARC)	1.87	1.57	1.86
H产额/(appm·y <sup>-1</sup> )	961	0.61	962
He产额/(appm·y <sup>-1</sup> )	216	0.19	216

## 4.2 靶站关键部件的使用寿命分析

在粒子辐照环境下,材料的辐照损伤会使得材料的力学、热学性能发生退化,导致材料肿胀、脆化等. 不同材料的寿命需要通过不同的辐照损伤限值进行判断. W, SS316 不锈钢和 6061 铝合金这3种材料的辐照损伤限值如表4所列. 其中W的NRT-dpa 限值是根据 ISIS<sup>[32]</sup> 的运行经验确定的. SS316 和 Al-6061 的 NRT-dpa 限值以及 Al-6061 的 He 产额的限值则来源于 SNS 第 2 靶站的设计报告<sup>[33]</sup>. 目前,并没有文献给出 W, SS316 不锈钢和 6061 铝合金的 ARC-dpa 的限值. 但是, Iwamoto 等<sup>[34]</sup> 研究了不同辐照环境下 Al, Fe, W 等材料的 NRT-dpa 与 ARC-dpa 的比值,该研究表明,当损伤能量在 1 keV 以上时,两者的比值会趋于一个固定值,该值与辐照环境无关,仅与材料有关. 本文 4.1 节计算了靶体(W)、靶容器(SS316 不锈钢)、慢化器反射体容器(Al-6061)的 NRT-dpa 与 ARC-dpa,这3种材料的比值(NRT-dpa/ARC-dpa)分别为3.35, 2.78 和 2.14. 结合表4中的这3种材料的 NRT-dpa 限值,可以得到该材料的 ARC-dpa 限值.

表4 W, SS316, Al-6061 的辐照损伤限值  
Table 4. Radiation damage limit of W, SS316, Al-6061.

材料	NRT-dpa 限值/dpa	ARC-dpa 限值/dpa	He产额 限值/appm
W	10	3.0	
SS316	12	4.3	
Al-6061	40	18.7	2000

结合表4各种材料的辐照损伤限值与4.1节计算的各部件的辐照损伤值,可以分析得到靶站各

表 5 靶站关键部件的辐照损伤值和预期寿命  
Table 5. Radiation damage value and lifetime of key components of target station.

部件	材料	NRT-dpa/(dpa·y <sup>-1</sup> )	ARC-dpa/(dpa·y <sup>-1</sup> )	H <sup>+</sup> 产额/(appm·y <sup>-1</sup> )	He <sup>+</sup> 产额/(appm·y <sup>-1</sup> )	寿命/year
靶体	W	8.01	2.39	5110	884	1.25
靶容器	SS316	5.34	1.92	2180	334	2.25
慢化器容器	Al-6061	3.78	1.77	124	36.7	10.5
质子束窗	Al-6061	0.348	0.187	962	216	9.26

部件的寿命, 其结果如表 5 所列. 表中靶体、靶容器和慢化器容器的寿命以 DPA 限值为判断标准, 质子束窗则以 He 产额为判断标准. 需要明确的是, NRT-dpa 与 ARC-dpa 的不同之处在于所使用的级联损伤模型, 在材料与辐照条件相同的情况下, 两者所描述的辐照损伤情况是相同的, 只是 ARC-dpa 的限值要低于 NRT-dpa 的限值. 以 W 为例, 本文计算得到的靶体 NRT-dpa 与 ARC-dpa 最大值分别为 8.01 dpa/y 和 2.39 dpa/y, 结合表 4 中各自的限值, 均可得到钨靶使用寿命为 1.25 年左右.

## 5 结 论

本文使用 TENDL2019 数据库与 PHITS 程序计算了 W, SS316 不锈钢和 6061 铝合金这 3 种材料的 NRT-dpa 截面、ARC-dpa 截面、H 产生截面和 He 产生截面. 并比较了 NRT-dpa 与 ARC-dpa 两种描述辐照损伤的物理量的不同之处. 从结果来看, 基于 ARC 模型计算的离位损伤截面要比基于 NRT 模型的结果更低, 原因在于, NRT 模型并未将离位原子在达到热力学平衡前的复位现象考虑在内.

基于相关截面的计算, 结合中国散裂中子源二期靶站基线模型, 本文计算并分析了 CSNS 二期靶体、靶容器、慢化器反射体容器以及质子束窗辐照损伤情况, 明确了各部件辐照损伤的来源、空间分布和最大值. 以此为基础给出了 500 kW 功率下各部件的预期寿命. 从结果来看, 靶站的关键部件中, 靶体与靶容器收到的辐照损伤较为严重, 其预期寿命分别为 1.25 年和 2.25 年, 慢化器反射体容器与质子束窗的预期寿命则较长些, 分别为 10.5 年和 9.26 年. 另外, 慢化器反射体容器与质子束窗材料虽都为 6061 铝合金, 但其受到的粒子辐照情况并不相同, 慢化器反射体容器的辐照粒子主要为能量在 MeV 左右的中子, 质子束窗位置的辐照粒子主要是 1.6 GeV 的质子, 这导致了慢化器反射体容器

收到离位损伤更为严重, 质子束窗的 He 产额则更高. 另外需要注意, 本文计算材料辐照损伤时考虑的影响因素包括材料的辐照损伤截面、辐照粒子的能量和通量, 无法对辐照温度的影响进行分析. 在后续的研究中, 可结合相应的辐照效应实验研究 DPA 与 H, He 的高温耦合对材料寿命的影响. 基于这些关键部件材料辐照损伤的研究, 可以构建更合理的运行维护方案来保证装置的正常运行.

## 参考文献

- [1] Wei J, Fu S N, Tang J Y, Tao J Z, Wang D S, Wang F W, Wang S 2009 *Chin. Phys. C* **33** 1033
- [2] Yu Q Z, Yin W, Liang T J 2011 *Acta Phys. Sin.* **60** 052501 (in Chinese) [于全芝, 殷雯, 梁天骄 2011 *物理学报* **60** 052501]
- [3] Yin W, Yu Q Z, Lu Y L, Wang S L, Tong J F, Liang T J 2012 *J. Nucl. Mater.* **431** 39
- [4] Simon G W, Denney J M, Downing R G 1963 *Phys. Rev.* **129** 2454
- [5] Norgett M J, Robinson M T, Torrens I M 1975 *Nucl. Eng. Des.* **33** 50
- [6] Broeders C H M, Konobeyev A Yu 2005 *J. Nucl. Mater.* **336** 201
- [7] Broeders C H M, Konobeyev A Yu, Villagrasa C 2005 *J. Nucl. Mater.* **342** 68
- [8] Konobeyev A Yu, Broeders C H M, Fischer U 2007 *Proceedings of the 8th International Topical Meeting on the Nuclear Applications of Accelerator Technology (AccApp'07)* Pocatello, Idaho, July 29–August 2, 2007 p241
- [9] Konobeyev A Yu, Fischer U 2014 *Proceedings of the HB 2014 East-Lansing, MI, USA, November 10–14, 2014 pTHO4AB02*
- [10] Nordlund K, Zinkle S J, Sand A E, Granberg F, Averback R S, Stoller R, Suzudo T, Malerba L, Banhart F, Weber W J, Willaime F, Dudarev S L, Simeone D 2018 *Nat. Commun.* **9** 1084
- [11] Konobeyev A Yu, Fischer U, Simakov S P 2018 *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. B* **431** 55
- [12] Konobeyev A Yu, Fischer U, Simakov S P 2019 *Nucl. Eng. Technol.* **51** 170
- [13] Herbach C M, Hilscher D, Jahnke U, Tishchenko V G, Galin J, Letourneau A, Péghaire A, Filges D, Goldenbaum F, Pienkowski L, Schröder W U, Töke J 2006 *Nucl. Phys. A* **765** 426
- [14] Barnett M H, Wechsler M S, Dudziak D J, Mansur L K, Murphy B D 2001 *J. Nucl. Mater.* **296** 54
- [15] Lu W, Wechsler M S, Dai Y 2003 *J. Nucl. Mater.* **318** 176
- [16] Meigo S, Ooi M, Harada M, Kinoshita H, Akutsu A 2014 *J. Nucl. Mater.* **450** 141

- [17] Koning A J, Rochman D, Sublet J C, Dzysiuk N, Fleming M, Marck S 2019 *Nucl. Data Sheets* **155** 1
- [18] Sato T, Iwamoto Y, Hashimoto S, Ogawa T, Furuta T, Abe S, Kai T, Tsai P, Matsuda N, Iwase H, Shigyo N, Silver L, Niita K 2018 *J. Nucl. Sci. Technol.* **55** 684
- [19] Konobeyev A Yu, Fischer U, Korovin Y A 2017 *Nucl. Eng. Technol.* **3** 169
- [20] Yin W, Konobeyev A Yu, Leichtle D, Cao L Z 2023 *J. Nucl. Mater.* **573** 154143
- [21] Lindhard J, Nielsen V, Scharff M 1968 *Mat. Fys. Medd. Dan. Vid. Selsk.* **36** 3
- [22] Jun I 2001 *IEEE T. Nucl. Sci.* **48** 162
- [23] Burke E A 1986 *IEEE T. Nucl. Sci.* **33** 1276
- [24] Boudard A, Cugnon J, David J C, Leray S, Mancusi D 2013 *Phys. Rev. C* **87** 014606
- [25] Niita K 1995 *Phys. Rev. C* **52** 2620
- [26] Furihata S 2000 *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. B* **171** 251
- [27] Jung P 1983 *J. Nucl. Mater.* **117** 70
- [28] Iwamoto Y, Yoshida M, Matsuda H, Meigo S, Satoh D, Yashima H, Yabuuchi A, Shima T 2021 *Mater. Sci. Forum.* **1024** 95
- [29] Iwamoto Y, Yoshida M, Matsuda H, Meigo S, Satoh D, Yashima H, Yabuuchi A, Shima T 2020 *JPS Conf. Proc.* **28** 061003
- [30] Greene G A, Snead C L, Finfrook C C, Hanson A L, James M R, Sommer W F, Pitcher E J, Waters L S 2003 *Proceedings of the 6th International Meeting on Nuclear Applications of Accelerator Technology (AccApp'03)* San Diego, USA, June 1–5, 2003 pp881–892
- [31] Dai Y, Foucher Y, James M R, Oliver B M 2003 *J. Nucl. Mater.* **318** 167
- [32] Chen J, Ullmaier H, Floßdorf T, Kuhnlein W, Duwe R, Carsughi F, Broome T 2001 *J. Nucl. Mater.* **298** 248
- [33] Oak Ridge National Laboratory 2020 *Spallation neutron Source Second Target Station Conceptual Design Report Volume 1: Overview, Technical experimental system* S010 10000-TR0001, R00
- [34] Iwamoto Y, Meigo S, Hashimoto S 2020 *J. Nucl. Mater.* **538** 1522

# Calculation of radiation damage of key components of China Spallation Neutron Source II target station\*

Cao Song<sup>1)2)</sup> Yin Wen<sup>1)2)3)</sup> Zhou Bin<sup>1)</sup> Hu Zhi-Liang<sup>1)</sup> Shen Fei<sup>1)</sup>Yi Tian-Cheng<sup>1)</sup> Wang Song-Lin<sup>1)†</sup> Liang Tian-Jiao<sup>1)2)3)‡</sup>1) (*Institute of High Energy Physics, Chinese Academy of Sciences, Beijing 100049, China*)2) (*School of Nuclear Science and Technology, University of Chinese Academy of Sciences, Beijing 100049, China*)3) (*Guangdong-Hong Kong-Macao Joint Laboratory of Neutron Scattering Science and Technology, Dongguan 523800, China*)

( Received 13 January 2024; revised manuscript received 16 February 2024 )

## Abstract

China Spallation Neutron Source (CSNS) I project passed the national acceptance in 2018, and current beam power has reached 140 kW. In order to further improve the output neutron strength of the target station moderator, a 500 kW power upgrade plan has been proposed for CSNS II. The target station is an important part of the spallation neutron source. In the target station, a large number of neutrons are produced by the spallation reaction between high energy protons and the target, these neutrons are moderated by the moderator and become neutrons for neutron scattering experiments. During operation, the target and other key components such as the target container, the moderator reflector container, and the proton beam window are irradiated by high-flux and high-energy particles for a long time, which will result in serious radiation damage. It is important to assess the accumulated radiation damage during operation to determine the service life of each component. At present, the physical quantities used to evaluate the radiation damage degree of materials include displacement per atom (DPA), H and He production. In this work, the displacement damage cross sections of protons and neutrons and the H, He production cross sections for W, SS316 and Al-6061 materials are obtained by using PHITS. The effects of the Norgett-Robinson-Torrens (NRT) model and athermal recombination corrected (ARC) model on the calculation of displacement damage are analyzed. The results show that the cross section calculated based on ARC model is lower than that based on NRT model, because the NRT model does not take into account the resetting of the atoms before reaching thermodynamic equilibrium. On this basis, DPA, H and He production of the key components of the target station operating for 5000 h at a power of 500 kW are calculated by combining the baseline model of the second phase target station of the spallation neutron source in China. The results show that the yields of NRT-dpa, ARC-dpa, H and He produced by irradiation are 8.01 dpa/y (in this paper, 1 y = 2500 MW·h), 2.39 dpa/y, 5110 appm/y and 884 appm/y, respectively. The radiation damage values of the target vessel are 5.34 dpa/y, 1.92 dpa/y, 2180 appm/y and 334 appm/y, respectively. The radiation damage values of the moderators and reflectors are 3.78 dpa/y, 1.77 dpa/y, 124 appm/y, and 36.7 appm/y. The radiation damage values of the proton beam window are 0.35 dpa/y, 0.19 dpa/y, 962 appm/y, and 216 appm/y. Subsequently, the life of each component is estimated by analyzing the radiation damage. These results are very important for analyzing the radiation damage of these parts, and constructing reasonable maintenance programs.

**Keywords:** target station of China Spallation Neutron Source II, radiation damage, ARC-dpa, PHITS simulation

**PACS:** 25.40.Sc, 61.80.-x, 02.70.Uu

**DOI:** 10.7498/aps.73.20240088

\* Project supported by the Joint Funds of the National Natural Science Foundation of China (Grant No. U1932219), the Program for Guangdong Introducing Innovative and Entrepreneurial Teams, China (Grant No. 2017ZT07S225), and the Mobility Programme endorsed by the Joint Committee of the Sino-German Center, China (Grant No. M-0728).

† Corresponding author. E-mail: wangsl@ihep.ac.cn

‡ Corresponding author. E-mail: liangtj@ihep.ac.cn



中国散裂中子源二期靶站关键部件辐照损伤模拟计算

曹嵩 殷雯 周斌 胡志良 沈飞 易天成 王松林 梁天骄

Calculation of radiation damage of key components of China Spallation Neutron Source II target station

Cao Song Yin Wen Zhou Bin Hu Zhi-Liang Shen Fei Yi Tian-Cheng Wang Song-Lin Liang Tian-Jiao

引用信息 Citation: *Acta Physica Sinica*, 73, 092501 (2024) DOI: 10.7498/aps.73.20240088

在线阅读 View online: <https://doi.org/10.7498/aps.73.20240088>

当期内容 View table of contents: <http://wulixb.iphy.ac.cn>

---

您可能感兴趣的其他文章

Articles you may be interested in