



## 加速器驱动嬗变研究装置顶盖漏束的热中子等效注量率评估

郭圣淼 张璐 李金阳 姜韦 戴勇 顾龙

### Estimation of Equivalent Thermal Neutron Fluence Rate in the Leakage Beam of China Initiative Accelerator Driven System

GUO Shengmiao, ZHANG Lu, LI Jinyang, JIANG Wei, DAI Yong, GU Long

在线阅读 View online: <https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.40.2022093>

#### 引用格式:

郭圣淼, 张璐, 李金阳, 姜韦, 戴勇, 顾龙. 加速器驱动嬗变研究装置顶盖漏束的热中子等效注量率评估[J]. *原子核物理评论*, 2023, 40(3):478–484. doi: 10.11804/NuclPhysRev.40.2022093

GUO Shengmiao, ZHANG Lu, LI Jinyang, JIANG Wei, DAI Yong, GU Long. Estimation of Equivalent Thermal Neutron Fluence Rate in the Leakage Beam of China Initiative Accelerator Driven System[J]. *Nuclear Physics Review*, 2023, 40(3):478–484. doi: 10.11804/NuclPhysRev.40.2022093

## 您可能感兴趣的其他文章

### Articles you may be interested in

#### 加速器驱动次临界系统中堆外中子注量率监测方法 (英文)

Excore Neutron Flux Monitoring Method for an Accelerator Driven Sub-critical System

原子核物理评论. 2017, 34(2): 263–269 <https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.34.02.263>

#### 加速器驱动嬗变研究装置中关键材料的辐照损伤分析

Analysis of Irradiation Damage of Key Materials in China Initiative Accelerator Driven System

原子核物理评论. 2019, 36(4): 484–491 <https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.36.04.484>

#### 启明星 II 次临界非稳态热中子注量率测量

Measurement of Thermal Neutron Flux in Unsteady State for ADS Venus II

原子核物理评论. 2018, 35(2): 210–215 <https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.35.02.210>

#### 应用于热中子的nTHGEM探测器性能研究

Performance Study of nTHGEM Detector for Thermal Neutron

原子核物理评论. 2018, 35(2): 172–178 <https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.35.02.172>

#### HIAF及CiADS项目进展与展望

HIAF and CiADS National Research Facilities: Progress and Prospect

原子核物理评论. 2017, 34(3): 275–283 <https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.34.03.275>

#### 基于加速器的多终端硼中子俘获治疗装置的束流整形组件设计

Design of Beam Shaping Assembly for an Accelerator-based Multi-terminal BNCT Facility

原子核物理评论. 2021, 38(1): 80–88 <https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.38.2020051>

文章编号: 1007-4627(2023)03-0478-07

## 加速器驱动嬗变研究装置顶盖漏束的热中子等效注量率评估

郭圣淼<sup>1,2</sup>, 张璐<sup>1</sup>, 李金阳<sup>1</sup>, 姜韦<sup>1</sup>, 戴勇<sup>1,4</sup>, 顾龙<sup>1,2,3,†</sup>

1. 中国科学院近代物理研究所, 兰州 730000;
2. 中国科学院大学核科学与技术学院, 北京 100049;
3. 兰州大学核科学与技术学院, 兰州 730000;
4. 保罗谢尔研究所, 瑞士菲利普根 5232)

**摘要:** 加速器驱动次临界系统(ADS)利用质子轰击散裂靶产生的中子驱动次临界堆稳定、持续运行, 有望实现长寿命次锕系核素嬗变, 并进行洁净能源生产。在加速器与反应堆耦合过程中, 束流管道贯穿反应堆的顶盖, 堆芯中的散裂中子和裂变中子会通过束流管道大量泄漏, 需开展相关屏蔽设计, 以减小顶盖外的设备活化, 进而减小停堆后堆顶设备维修人员所受辐射剂量。传统热堆的堆外辐射屏蔽设计中, 常将热中子注量率限制在  $10^5 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ , 以减小设备活化, 提高可维护性。对于加速器驱动次临界系统而言, 顶盖漏束具有快中子谱、注量率高等特点, 需以热中子等效注量率为限值, 开展相关屏蔽设计分析。本工作以加速器驱动嬗变研究装置(CiADS)为例, 分析了顶盖漏束后产生的活化核素的预期辐射释能, 并通过与热中子的预期辐射释能进行等效, 得到了束管漏束屏蔽设计所需的漏束中子注量率, 并对其适用性进行了评估。研究表明, 平均注量率为  $9.292 \times 10^5 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$  的漏束中子在预期辐射释能上等效于注量率为  $10^5 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$  的热中子, 在相关辐射屏蔽设计中, 可保守取顶盖外部中子注量率限值为  $8 \times 10^5 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ 。本工作提出了一种ADS堆外活化屏蔽设计时的热中子等效注量率的选取方法, 可为快谱下的屏蔽分析提供参考。本文获得的热中子等效注量率可用于CiADS顶盖屏蔽的工程设计与分析。

**关键词:** 加速器驱动嬗变研究装置; 顶盖屏蔽; 热中子等效注量率; 预期辐射释能

**中图分类号:** TL329

**文献标志码:** A

**DOI:** 10.11804/NuclPhysRev.40.2022093

### 0 引言

加速器驱动次临界系统(ADS)由加速器、散裂靶、反应堆三个分系统组成, 其工作原理是利用强流质子加速器产生高能质子, 轰击重金属散裂靶产生宽能谱、高通量的中子, 以驱动次临界反应堆持续运行<sup>[1]</sup>。作为国际公认最有前景的长寿命核废料处理技术, ADS在国内迎来了蓬勃发展。2015年12月, “加速器驱动嬗变研究装置(简称CiADS)”项目建议书得到了国家发展和改革委员会的批准, CiADS项目正式立项。2018年6月, CiADS的初步设计方案得到了中国科学院的批复。拟于开工6年后, 建成世界首台兆瓦级加速器驱动次临界系统<sup>[2]</sup>。

顶盖屏蔽是反应堆设计过程中不可缺少的环节, 也是核电站辐射屏蔽的重要组成部分。它的主要目的是降低堆外设备的活化程度, 以允许停堆后检修人员进入维

修。然而在“器-靶-堆”结构的ADS装置中, 运输质子的真空束流管道贯穿次临界反应堆顶盖, 堆芯内的中子极易从真空管道内溢出, 会导致管道附近中子注量率上升<sup>[3]</sup>。CiADS是快中子反应堆, 真空束流管道的漏束主要是能谱复杂的快中子, 进一步增加了顶盖外辐射屏蔽问题的困难性<sup>[4]</sup>。为了减小漏束, 降低堆外设备被活化的风险, 一般有两种常见的解决方案。方案一是在束流管道周围加设屏蔽, 然而堆顶在束流管道周围有换靶机构, 换料机构等设备, 几乎无束管屏蔽所需的空间。即使成功屏蔽, 快中子被慢化后产生的热中子, 可能会引起更为严重的设备活化; 方案二则是优化顶盖设计。通过选取合适的慢化吸收材料并设定适宜的顶盖厚度, 达到降低中子注量率的目的。不论何种方案, 开展顶盖外辐射屏蔽设计, 关键都在于屏蔽设计的目标。热堆中规定顶盖外热中子注量率不超过  $10^5 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ , 以实现停堆7天后可进人的目的<sup>[5]</sup>。由于ADS束流管道外是

收稿日期: 2022-09-05; 修改日期: 2022-11-04

基金项目: 国家核能开发项目

作者简介: 郭圣淼(1997-), 女, 安徽宿州人, 硕士研究生, 从事核能科学与工程研究; E-mail: guoshengmiao@impcas.ac.cn

†通信作者: 顾龙, E-mail: gulong@impcas.ac.cn

高通量、能谱复杂的快中子，很难限制在  $10^5 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$  以下；并且快中子活化能力远低于热中子，采用  $10^5 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$  也过于保守。显然，需要建立一套合理可行的等效方案，等效漏束中子与热中子的注量率，以获得适用于 ADS 的中子注量率标准 [6]。

本文基于 CiADS 堆靶耦合模型，等效 ADS 顶盖外漏束中子与热中子的预期辐射释能，以获得热中子的等效漏束中子注量率。本文结构如下：第 1 节介绍等效的原理与方法；第 2 节是基于 CiADS 的等效分析；第 3 节比较不同设计方案与材料选取对等效结果的影响，检测该方法的普适性；第 4 节是结论与建议。

## 1 计算分析方法

### 1.1 计算方法原理

本文采用等效长寿命放射性核素的预期辐射释能  $f$  的方法，以获得快、热中子的等效注量率。预期辐射释能  $f$  是长寿命放射性核素的活度  $A$  与射线释能  $D$  的乘积，单位为 MeV，其中，射线释能  $D$  为分支比  $I$  与对应  $\gamma$  射线能量  $E_\gamma$  的乘积，单位为 MeV/Bq，分别如下式所示：

$$D = I \cdot E_\gamma, \quad (1)$$

$$f = A \cdot I \cdot E_\gamma = A \cdot D. \quad (2)$$

预期辐射释能  $f$  物理意义是放射性核素预期释放的辐射能量，表征的是预期可能造成的辐射损伤的严重程度。

设定反应堆满功率运行三年后停堆，三年后放射性核素的活度  $A$  可用下式计算：

$$A = s(1 - e^{-\lambda t}), \quad (3)$$

其中： $A$  为时间  $t$  时刻的核素活度； $s$  为核素每秒的产生量，即产生率； $\lambda$  为核素衰变常数。其中，产生率  $s$ ：

$$s = \phi \cdot \sigma \cdot N \cdot V, \quad (4)$$

其中： $\phi$  为中子注量率； $\sigma$  为中子微观反应截面； $N$  为核素原子密度； $V$  表示体积。将式 (4) 带入式 (3) 中即可得：

$$A = s(1 - e^{-\lambda t}) = \phi \cdot \sigma \cdot N \cdot V(1 - e^{-\lambda t}), \quad (5)$$

将式 (5) 带入式 (2)，即可得到：

$$f = \phi \cdot \sigma \cdot N \cdot V(1 - e^{-\lambda t}) \cdot D, \quad (6)$$

根据式 (6)，即可算得放射性核素的预期辐射释能  $f$ 。然而，并非所有放射性核素都会对维修人员造成辐射损伤。在停堆的七天内，半衰期较短的放射性核素会快速衰变，如式 (7) 所示：

$$N = N_0 \cdot e^{-\lambda t}, \quad (7)$$

式中： $N$  为时间  $t$  时的核素原子数目； $N_0$  为核素初始原子数目； $\lambda$  为衰变常数。由该公式可得，当核素半衰期为 86 400 s (24 h) 时，衰变 7 d 后的剩余核仅为 0.782%，可忽略不计。在本文中，半衰期低于 86 400 s 的放射性核素将被忽略。此外，由于  $\alpha$ 、 $\beta$  射线电离能力强而穿透力弱，一张薄纸、一块砖便可轻易阻挡 [7]，对维修人员造成的辐射损伤可忽略不计，在等效过程中也将被忽略。最后，由于 X 射线相对  $\gamma$  射线能量较低，穿透力较弱，因而本文将  $\gamma$  射线视作辐照损伤的主要原因，着重研究释放  $\gamma$  射线的长寿命放射性核素。

由快、热中子活化得到的长寿命放射性核素衰变时释放的  $\gamma$  射线的总预期辐射释能，分别由  $F_{\gamma f}$  与  $F_{\gamma th}$  表示，可由式 (8)、式 (9) 计算：

$$F_{\gamma f} = \phi_f \cdot V \sum_i \sigma_i \cdot N_i \cdot D_i (1 - e^{-\lambda_i t}), \quad (8)$$

$$F_{\gamma th} = \phi_{th} \cdot V \sum_j \sigma_j \cdot N_j \cdot D_j (1 - e^{-\lambda_j t}). \quad (9)$$

当快、热中子预期辐射释能相等，即  $F_{\gamma f} = F_{\gamma th}$  时，可用式 (10) 计算漏束中子的等效注量率  $\phi_f$ ：

$$\phi_f = \frac{\phi_{th} \sum_j \sigma_j \cdot N_j \cdot D_j (1 - e^{-\lambda_j t})}{\sum_i \sigma_i \cdot N_i \cdot D_i (1 - e^{-\lambda_i t})}, \quad (10)$$

其中：设定  $\sigma \cdot N \cdot D(1 - e^{-\lambda t})$  为等效释能宏观截面，用  $k$  表示，如式 (11) 所示；总等效释能宏观截面  $K$  如式 (12) 所示：

$$k = \sigma \cdot N \cdot D(1 - e^{-\lambda t}), \quad (11)$$

$$K_i = \sum_i \sigma_i \cdot N_i \cdot D_i (1 - e^{-\lambda_i t}), \quad (12)$$

则式 (10) 可简化为

$$\phi_f = \frac{\phi_{th} \cdot K_j}{K_i}. \quad (13)$$

### 1.2 数据获取方法

为了统计被热中子活化产生的长放射性核素，建立一个厚度 0.1 cm 以及半径 200 cm 的圆台，如图 1 所示，并在周围填充空气。在圆台下方设置 6 个均匀分布的强平行热中子源击打圆台，令圆台被充分活化，以获得活化后的放射性核素种类。而热中子反应截面，可通过查询 ENDF 数据库直接获取。

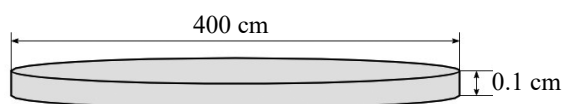


图 1 热中子反应模型 (在线彩图)

但对于快中子而言, 由于真空束流管道外快中子能谱复杂, 无法查询数据获取。因此可向栅元内填充虚拟材料, 统计该栅元内的中子通量以及反应率, 利用式(14)计算微观截面 $\sigma$ :

$$R = \phi \cdot N \cdot \sigma, \quad (14)$$

其中:  $R$ 为反应率;  $\phi$ 为中子注量率;  $N$ 为核素原子密度;  $\sigma$ 为微观反应截面。

射线释能 $D$ 可通过查询 NuDat3 直接获取。

## 2 基于 CiADS 模型的评估

本文以 CiADS 为模型研究漏束中子与热中子的等效注量率。设定 CiADS 顶盖为 316L 不锈钢盒模型, 内部分四层, 最底层采用与不锈钢盒同种的 316L 不锈钢填充 [4], 另外三层填充含硼聚乙烯。填充材料的厚度均为 35 cm。整个顶盖被真空束流管道贯穿, 简化模型如图 2 所示。在本文中, 主要研究顶盖外束流管道内最外侧 316L 不锈钢的活化情况, 即图 2 中的栅元 83。栅元 83 内不锈钢的活化最接近顶盖外部设备的活化情况。

使用蒙特卡罗程序从 CiADS 模型中读取顶盖出口处的快中子能谱, 将其作为简化后 CiADS 模型的中子

源进行模拟计算, 快中子能量分布如图 3 所示。经统计, 栅元 83 内残留的衰变时释放 $\gamma$ 射线的长放射性核素种类及其部分参数如表 1 所列。

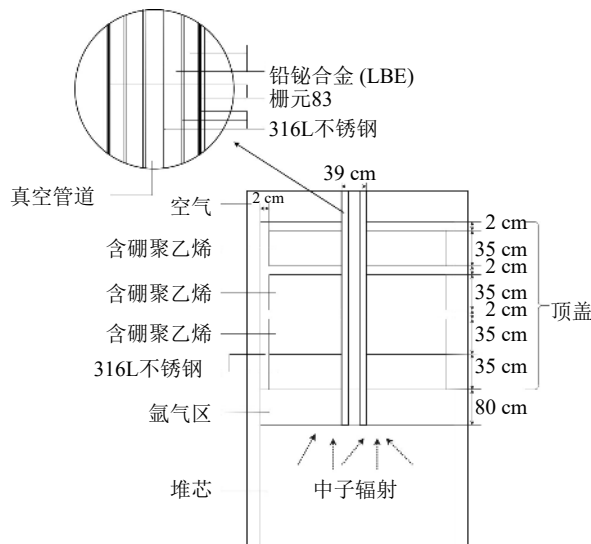


图 2 简化后的 CiADS 模型

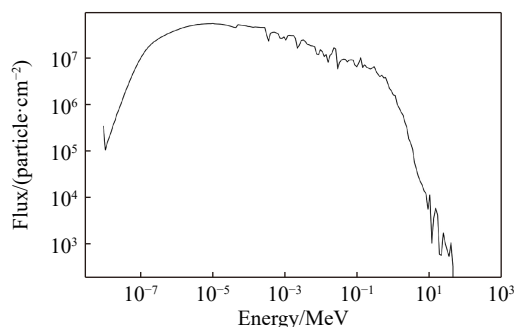


图 3 ADS 出口处中子能量分布

表 1 栅元 83 内残留放射性核素统计

长放射性核素	衰变常数 $\lambda/s^{-1}$	产生率 $s/n \cdot s^{-1}$	3年累积核素活度 $A/Bq$	射线释能Dose <sup>[8]</sup> /MeV·Bq <sup>-1</sup>	预期辐射释能 $f/MeV$	预期辐射释能 $f$ 占比/%
<sup>50</sup> V	$1.575 3 \times 10^{-25}$	$4.624 3 \times 10^{-10}$	$0.000 000 \times 10^0$	$1.543 \times 10^0$	$0.000 000 \times 10^0$	0.000
<sup>51</sup> Cr	$2.896 0 \times 10^{-7}$	$5.632 7 \times 10^{-9}$	$1.760 219 \times 10^8$	$3.200 \times 10^{-2}$	$5.583 414 \times 10^6$	1.201
<sup>54</sup> Mn	$2.570 4 \times 10^{-8}$	$4.179 8 \times 10^{-9}$	$1.191 403 \times 10^8$	$0.835 \times 10^0$	$9.944 018 \times 10^7$	21.388
<sup>55</sup> Fe	$8.030 9 \times 10^{-9}$	$1.265 4 \times 10^{-8}$	$2.104 719 \times 10^8$	$1.610 \times 10^{-10}$	$3.388 598 \times 10^{-2}$	0.000
<sup>59</sup> Fe	$1.803 0 \times 10^{-7}$	$4.624 4 \times 10^{-10}$	$1.445 137 \times 10^7$	$1.188 \times 10^0$	$1.717 143 \times 10^7$	3.693
<sup>57</sup> Co	$2.952 3 \times 10^{-8}$	$2.111 1 \times 10^{-11}$	$6.193 190 \times 10^5$	$0.122 \times 10^0$	$7.528 658 \times 10^4$	0.016
<sup>58</sup> Co	$1.132 2 \times 10^{-7}$	$1.199 7 \times 10^{-8}$	$3.749 041 \times 10^8$	$0.821 \times 10^0$	$3.077 551 \times 10^8$	66.192
<sup>60</sup> Co	$4.166 8 \times 10^{-9}$	$1.238 1 \times 10^{-10}$	$1.260 509 \times 10^6$	$2.504 \times 10^0$	$3.156 156 \times 10^6$	0.679
<sup>57</sup> Ni	$5.415 2 \times 10^{-6}$	$2.591 1 \times 10^{-11}$	$8.097 156 \times 10^5$	$1.497 \times 10^0$	$1.211 755 \times 10^6$	0.261
<sup>89</sup> Zr	$2.455 4 \times 10^{-6}$	$5.055 9 \times 10^{-12}$	$1.579 959 \times 10^5$	$0.918 \times 10^0$	$1.450 798 \times 10^5$	0.031
<sup>93</sup> Zr	$1.435 1 \times 10^{-14}$	$6.294 1 \times 10^{-13}$	$2.670 480 \times 10^{-2}$	$1.330 \times 10^{-7}$	$3.551 738 \times 10^{-9}$	0.000
<sup>95</sup> Zr	$1.252 9 \times 10^{-7}$	$3.157 8 \times 10^{-13}$	$9.867 961 \times 10^3$	$0.733 \times 10^0$	$7.230 650 \times 10^3$	0.002
<sup>92</sup> Nb	$6.301 3 \times 10^{-16}$	$3.893 1 \times 10^{-11}$	$7.252 804 \times 10^{-2}$	$1.250 \times 10^0$	$9.066 005 \times 10^{-2}$	0.000
<sup>94</sup> Nb	$1.081 4 \times 10^{-12}$	$1.984 1 \times 10^{-12}$	$6.342 782 \times 10^0$	$1.572 \times 10^0$	$9.967 689 \times 10^0$	0.000
<sup>95</sup> Nb	$2.292 8 \times 10^{-7}$	$8.912 2 \times 10^{-13}$	$2.785 066 \times 10^4$	$0.764 \times 10^0$	$2.129 102 \times 10^4$	0.005
<sup>93</sup> Mo	$5.331 9 \times 10^{-12}$	$1.707 4 \times 10^{-9}$	$2.690 872 \times 10^4$	$1.600 \times 10^{-7}$	$4.305 396 \times 10^{-3}$	0.000
<sup>99</sup> Mo	$2.919 7 \times 10^{-6}$	$6.824 5 \times 10^{-9}$	$2.132 663 \times 10^8$	$0.142 \times 10^0$	$3.037 613 \times 10^7$	6.533



由表 1 可得，<sup>54</sup>Mn、<sup>59</sup>Fe、<sup>58</sup>Co、<sup>99</sup>Mo 四种核素，贡献了主要的预期辐射释能，其占比都在 3% 以上。然而，<sup>99</sup>Mo 的半衰期为 2.748 d，根据式 (6)，在停堆 7 d 后，其原子数目将衰变至 17.47%，占比大大减少。因此可认为 <sup>54</sup>Mn、<sup>59</sup>Fe 以及 <sup>58</sup>Co 贡献了主要的预期辐射释能。

生成这三种核素的中子反应，是 CiADS 堆外设备被活化后对外造成辐射损伤的主要原因。通过向栅元

83 内部填充虚拟材料，可获得该栅元内中子反应的反应率，结合中子注量率，可算得平均反应截面，如表 2 所列。获得平均微观反应截面后，即可计算等效释能宏观截面，如表 3 所列。

同理，对热中子进行等效处理。热中子模型同样采用 316L 不锈钢材作为活化材料，热中子仅发生 (n, λ) 反应，反应截面可通过查询获取，其结果如表 4 所列。

表 2 束流管道外漏束中子的平均微观反应截面

中子反应类型	中子通量 $\phi/(n\cdot cm^{-2}\cdot source\ particle^{-1})$	反应率 $R/(n\cdot cm^{-3}\cdot source\ particle^{-1})$	平均微观反应截面 $\sigma/b$
<sup>54</sup> Fe(n,p) <sup>54</sup> Mn	$1.435\ 1\times 10^{-8}$	$8.238\ 0\times 10^{-11}$	$5.740\ 6\times 10^{-3}$
<sup>55</sup> Mn(n,2n) <sup>54</sup> Mn	$1.435\ 1\times 10^{-8}$	$5.734\ 5\times 10^{-12}$	$3.996\ 0\times 10^{-4}$
<sup>58</sup> Fe(n,γ) <sup>59</sup> Fe	$1.435\ 1\times 10^{-8}$	$2.194\ 3\times 10^{-10}$	$1.529\ 1\times 10^{-2}$
<sup>58</sup> Ni(n,p) <sup>58</sup> Co	$1.435\ 1\times 10^{-8}$	$1.253\ 0\times 10^{-10}$	$8.731\ 4\times 10^{-3}$

表 3 束流管道外漏束中子的等效释能宏观截面

长放射性核素	Dose <sup>[8]</sup> /(MeV·Bq·s <sup>-1</sup> )	原核素原子密度 $N/(n\cdot cm^{-3})$	$(1-e^{-\lambda t})$	平均微观反应截面 $\sigma/b$	等效释能宏观截面 $k$	总等效释能宏观截面 $K$
<sup>54</sup> Mn	0.835	$3.289\ 2\times 10^{-3}$	$9.121\ 18\times 10^{-1}$	$5.740\ 6\times 10^{-3}$	$1.437\ 5\times 10^{-5}$	$6.573\ 0\times 10^{-5}$
<sup>54</sup> Mn	0.835	$1.749\ 5\times 10^{-3}$	$9.121\ 18\times 10^{-1}$	$3.996\ 0\times 10^{-4}$	$5.322\ 2\times 10^{-7}$	
<sup>59</sup> Fe	1.188	$1.586\ 9\times 10^{-4}$	$1.000\ 00\times 10^0$	$1.529\ 1\times 10^{-2}$	$2.883\ 2\times 10^{-6}$	
<sup>58</sup> Co	0.821	$6.688\ 7\times 10^{-3}$	$9.999\ 78\times 10^{-1}$	$8.731\ 4\times 10^{-3}$	$4.794\ 0\times 10^{-5}$	

表 4 热中子的等效处理

长放射性核素	Dose <sup>[8]</sup> /(MeV·Bq·s <sup>-1</sup> )	原核素原子密度 $N/(n\cdot cm^{-3})$	$(1-e^{-\lambda t})$	平均微观反应截面 $\sigma/b$ <sup>[9]</sup>	等效释能宏观截面 $k$	总等效释能宏观截面 $K$
<sup>51</sup> Cr	0.031 7	$6.826\ 8\times 10^{-4}$	1.00	15.404 90	$3.335\ 9\times 10^{-4}$	$5.815\ 1\times 10^{-4}$
<sup>59</sup> Fe	1.188 2	$1.586\ 9\times 10^{-4}$	1.00	1.314 83	$2.479\ 3\times 10^{-4}$	

将上述数据带入式 (9)，取  $\phi_{th}=10^5\ n/(cm^2\cdot s)$ ，可得在预期辐射释能相等的条件下， $10^5\ n/(cm^2\cdot s)$  的热中子注量率近似等效于 CiADS 束流管道外  $8.847\times 10^5\ n/(cm^2\cdot s)$  的漏束中子注量率。

### 3 适用性评估

在实际应用中，当顶盖的厚度、材料选择不同时，CiADS 的漏束中子能谱、漏束中子反应截面也不尽相同。为了验证该方法的普适性，本文通过分别更改所选材料的种类以及厚度，探究漏束中子、热中子等效注量率与顶盖结构的关系，如图 4 所示。七种顶盖结构设计方案分别为：底层填充厚度为 35 cm 的 316L 不锈钢，另外三层填充厚度为 35 cm 的含硼聚乙烯；底层填充厚度为 35 cm 的 316L 不锈钢，另外三层填充厚度为 35 cm 的硼铝合金；底层填充厚度为 35 cm 的 316L 不锈钢，另外三层填充厚度为 35 cm 的硼钢；底层填充厚度为 35 cm 的 316L 不锈钢，另外三层填充厚度为 35 cm 的含硼石墨；底层填充厚度为 15 cm 的 316L 不锈钢，另外三

层填充厚度为 15 cm 的含硼石墨；底层填充厚度为 55 cm 的 316L 不锈钢，另外三层填充厚度为 55 cm 的含硼石墨；底层填充厚度为 75 cm 的 316L 不锈钢，另外三层填充厚度为 75 cm 的含硼石墨。

此外，虽然 ADS 中主要应用 316L 不锈钢，但在热堆中，304 不锈钢、316 不锈钢同样广泛使用<sup>[10]</sup>。因此本文也将针对不同的不锈钢材，计算热中子的总等效释能宏观截面，探究不锈钢材种类对等效注量率的影响。

对于不同的顶盖结构，其漏束中子的等效释能宏观截面如表 5 所列。

对于不同的不锈钢材，热中子的等效释能宏观截面如表 6 所列。

将上述数据带入式 (9)，取  $\phi_{th}=10^5\ n/(cm^2\cdot s)$ ，可得当预期辐射释能相等时，不同条件下漏束中子的等效注量率。计算结果与平均值如表 7 所列，其与总平均值的偏差如表 8 所列。

由表 7 和 8 可以看出，在基于预期辐射释能的等效下，顶盖材料与厚度、中子活化材料的改变，对等效注

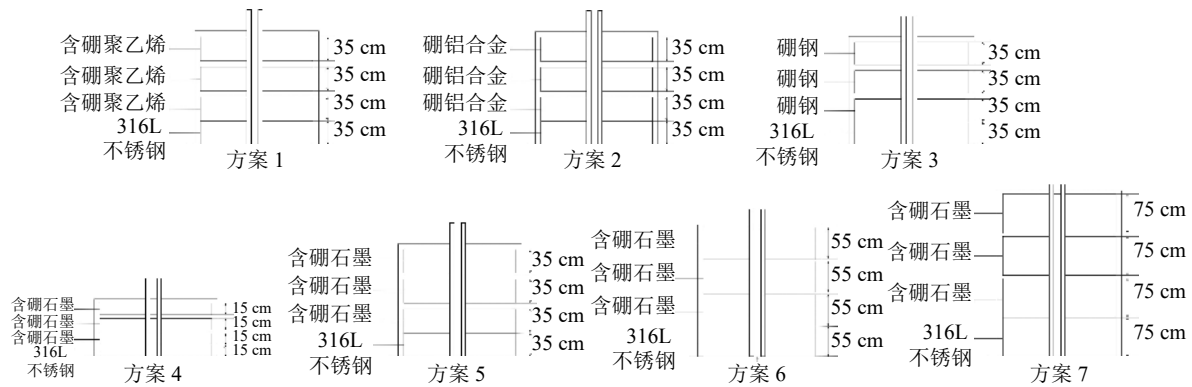


图 4 七种不同设计的 CiADS 顶盖模型

表 5 不同顶盖结构下漏束中子的总等效释能宏观截面

顶盖结构	方案一	方案二	方案三	方案四	方案五	方案六	方案七
总等效释能宏观截面 $K$	$6.573 \times 10^{-5}$	$6.279 \times 10^{-5}$	$6.155 \times 10^{-5}$	$6.123 \times 10^{-5}$	$6.311 \times 10^{-5}$	$6.267 \times 10^{-5}$	$6.368 \times 10^{-5}$

表 6 不同活化钢材下热中子的总等效释能宏观截面

不锈钢材种类	316	304	316L
总等效释能宏观截面 $K$	$5.872 2 \times 10^{-4}$	$6.388 6 \times 10^{-4}$	$5.815 1 \times 10^{-4}$

表 7 不同条件下的等效漏束中子注量率

方案	等效注量率 $\phi_f / (n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1})$			平均等效注量率 $\bar{\phi}_f / (n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1})$
	热中子活化材料为316L	热中子活化材料为316	热中子活化材料为304	
方案一	$8.847 \times 10^5$	$8.934 \times 10^5$	$8.949 \times 10^5$	$8.910 \times 10^5$
方案二	$9.261 \times 10^5$	$9.352 \times 10^5$	$9.380 \times 10^5$	$9.331 \times 10^5$
方案三	$9.448 \times 10^5$	$9.541 \times 10^5$	$9.515 \times 10^5$	$9.501 \times 10^5$
方案四	$9.497 \times 10^5$	$9.590 \times 10^5$	$9.444 \times 10^5$	$9.511 \times 10^5$
方案五	$9.215 \times 10^5$	$9.305 \times 10^5$	$9.271 \times 10^5$	$9.264 \times 10^5$
方案六	$9.279 \times 10^5$	$9.370 \times 10^5$	$9.327 \times 10^5$	$9.325 \times 10^5$
方案七	$9.131 \times 10^5$	$9.221 \times 10^5$	$9.250 \times 10^5$	$9.201 \times 10^5$
平均等效注量率 $\bar{\phi}_f / (n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1})$	$9.240 \times 10^5$	$9.330 \times 10^5$	$9.305 \times 10^5$	$9.292 \times 10^5$

表 8 不同情况下的等效漏束中子注量率与总平均值的偏差

方案	偏差/%		
	热中子活化材料为316L	热中子活化材料为316	热中子活化材料为304
方案一	-4.787	-3.852	-3.692
方案二	-0.331	0.647	0.946
方案三	1.681	2.679	2.403
方案四	2.209	3.212	1.644
方案五	-0.828	0.145	-0.221
方案六	-0.139	0.841	0.382
方案七	-1.725	-0.761	-0.452

量率有一定影响，导致所获得的等效注量率存在 5% 以内的偏差。但该偏差较小，可以忽略。这证明了以基于等效预期辐射释能的方法获得的热中子与漏束中子等效注量率，受顶盖设计与材料变化的影响较小，具有一定的普适性。

基于预期辐射释能的等效，算得  $10^5 n / (cm^2 \cdot s)$  的热中子的平均等效漏束中子注量率约为  $9.292 \times 10^5 n / (cm^2 \cdot s)$ 。在常见的三种不锈钢材料中，316L 相对较难活化，其等效结果也最为保守，具有较高的参考意义。在实际应用中，ADS 内可保守限制中子注量率至  $8 \times 10^5 n / (cm^2 \cdot s)$ 。

## 4 结论

本文面向 ADS 的束流漏束分析, 开展了热中子等效中子注量率的计算与评估。采用了以等效预期辐射释能的方法, 使用 CiADS 为研究模型展开了分析与计算。随后通过比较不同顶盖结构的影响与中子活化材料更变的影响, 验证了该方法的适用性。结果表明, 注量率为  $9.292 \times 10^5 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$  的漏束中子在辐射释能上等效于  $10^5 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$  的热中子。受不同顶盖设计与活化材料的影响, 存在上下 5% 的偏差。虽然快热谱下材料俘获截面相差两个量级以上, 但由于高能中子与材料存在  $(n, p)$ 、 $(n, 2n)$  等反应, CiADS 漏束中子与热中子等效注量率仅相差 8~10 倍。在 ADS 内辐射屏蔽相关设计中, 可保守认为  $8 \times 10^5 \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$  为顶盖外漏束中子注量率限值。研究工作提出了一种 ADS 堆外活化屏蔽设计时的热中子等效注量率的选取方法, 可为快谱下的屏蔽分析提供参考。本文获得的热中子等效注量率可用于 CiADS 顶盖屏蔽的工程设计与分析。

### 参考文献:

- [1] XIAO Guoqing, XU Hushan, WANG Sicheng. *Nuclear Physics Review*, 2017, 34(03): 275. (in Chinese)  
(肖国青, 徐珊珊, 王思成. *原子核物理评论*, 2017, 34(03): 275.)
- [2] ZHANG Hongtao, XI Bin, GU Long, et al. R&D and Challenges of Key Technologies for Lead-Based Fast Reactors Based on Accelerator-Driven Transmutation Research Device (CiADS)[C]//Progress Report on China's Nuclear Science and Technology (Volume 6)-Proceedings of the 2019 Annual Conference of the China Nuclear Society, Volume 3 (Volume on Nuclear Power). Beijing: China Atomic Press, 2019: 320. (in Chinese)  
(张宏韬, 席斌, 顾龙, 等. 基于加速器驱动嬗变研究装置(CiADS)的铅基快堆关键技术研发与挑战[C]//中国核科学技术进展报告(第六卷)——中国核学会2019年学术年会论文集第3册(核能动力分卷). 北京: 中国原子能出版社, 2019: 320.)
- [3] LI Bin, YANG Qi, CHANG Bo, et al. *Annals of Nuclear Energy*, 2016, 90: 410.
- [4] LI Bin. Research on the Radiation Characteristics of the Top of the Accelerator Driven Subcritical System[D]. Hefei: University of Science and Technology of China, 2016. (in Chinese)  
(李斌. 加速器驱动次临界系统堆顶辐射特征研究[D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2016.)
- [5] LI Changyuan. Research on Neutron Shielding Properties of Aluminum-based Boron Carbide Composites[D]. Shanghai: University of Chinese Academy of Sciences (Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences), 2021. (in Chinese)  
(李长园. 铝基碳化硼复合材料中子屏蔽性能研究[D]. 上海: 中国科学院大学(中国科学院上海应用物理研究所), 2021.)
- [6] State Administration of Science. Design Criteria for Sodium Cooled Fast Breeder Reactor Shield Design: EJ/T20104-2016[S]. Beijing: Nuclear Industry Standardization Research Institute, 2016. (in Chinese)  
(钠冷快中子增殖堆设计准则屏蔽设计: EJ/T20104-2016[S]. 北京: 核工业标准化研究所, 2016.)
- [7] MA Xin'an, CHEN Gong, ZHANG Ying, et al. *Journal of Clothing*, 2019, 4(02): 95. (in Chinese)  
(马新安, 陈功, 张莹, 等. *服装学报*, 2019, 4(02): 95.)
- [8] NuDat3[EB/OL]. [2022-08-15]. <https://www.nndc.bnl.gov/nudat3/>.
- [9] ENDF[EB/OL]. [2022-08-15]. <https://www.nndc.bnl.gov/endf/>.
- [10] KUMAR P, SONI R K, DEHIYA B S, et al. *Materials Today: Proceedings*, 2021, 47(19): 6545.

# Estimation of Equivalent Thermal Neutron Fluence Rate in the Leakage Beam of China Initiative Accelerator Driven System

GUO Shengmiao<sup>1,2</sup>, ZHANG Lu<sup>1</sup>, LI Jinyang<sup>1</sup>, JIANG Wei<sup>1</sup>, DAI Yong<sup>1,4</sup>, GU Long<sup>1,2,3,†</sup>

(1. *Institution of modern physics, Chinese Academy of Sciences, Lanzhou 730000, China;*

2. *School of Nuclear Science and Technology, University of Chinese Academy of Science, Beijing 100049, China;*

3. *School of Nuclear Science and Technology, Lanzhou University, Lanzhou 730000, China;*

4. *Paul Scherrer Institute, Villigen 5232, Switzerland)*

**Abstract:** The Accelerator Driven subcritical System(ADS) is driven by spallation neutrons, which is generated during the proton bombarding the spallation target, to make the subcritical reactor operate stably and continuously. It has high potential to transmute the long-lived minor-actinides and produce cleaner nuclear energy. During the coupling process of the accelerator and reactor, the beam pipeline penetrates through the top cover of the reactor, and spallation neutrons and fission neutrons in the core tend to leak through the pipeline in large quantities. In order to reduce the equipment activation and reduce the personnel radiation dose received during the maintenance, it's necessary to carry out relevant shielding design work. In the radiation shielding design of thermal spectrum reactor, the thermal neutron fluence rate is usually limited to  $10^5$  n/(cm<sup>2</sup>·s) to reduce equipment activation and ensure maintainability. For the Accelerator Driven subcritical System, the leakage neutrons from the top cover are fast neutrons with high fluence rate. It is necessary to carry out the shielding design analysis according to an appropriate equivalent thermal neutron fluence rate. This work takes the China initiative Accelerator Driven System(CiADS) as a reference to analyze the expected radiant energy release of activated nuclides generated by the leakage neutrons, and a leakage neutron equivalent fluence rate is obtained. The applicability for this thermal neutron equivalent fluence rate is evaluated. Studies have shown that leakage neutrons with an average fluence rate of  $9.292 \times 10^5$  n/(cm<sup>2</sup>·s) are equivalent to thermal neutrons with a fluence rate of  $10^5$  n/(cm<sup>2</sup>·s) in the expected radiant energy release. In the radiation shielding design, the neutron fluence rate limit outside the top cover can be conservatively taken as  $8 \times 10^5$  n/(cm<sup>2</sup>·s). This research work proposes a method for selecting the equivalent neutron fluence rate in the design of the ADS external activation shield, which can be used in the fast spectrum neutron shielding analysis. The thermal neutron equivalent fluence rate obtained in this paper can provide reference for the shielding design and analysis of CiADS.

**Key words:** CiADS; top cover shielding; thermal neutron equivalent fluence rate; expected radiant energy release

---

Received date: 05 Sep. 2022; Revised date: 04 Nov. 2022

Foundation item: Nuclear Energy Development Research Project of China

† Corresponding author: GU Long, E-mail: [gulong@impcas.ac.cn](mailto:gulong@impcas.ac.cn)