

# 基于多源协方差数据的快中子能谱调整方法研究

刘 聪, 张 斌\*, 陈义学

华北电力大学核科学与工程学院, 北京

收稿日期: 2026年4月9日; 录用日期: 2026年4月20日; 发布日期: 2026年7月6日

## 摘 要

快中子注量是核反应堆压力容器(RPV)结构完整性评估的核心参数, 现有计算模型的近似处理与测量系统的固有误差影响结果的可信度, 能谱调整技术能够有效地提高注量计算精度并降低不确定度。开展先验知识与专家经验多源融合的协方差矩阵构造方法研究, 初步表征计算-测量的不确定性传播特性。建立目标函数方差最小化的约束型最小二乘算法, 形成能谱最佳估算模型, 实现能谱精度与注量率不确定度的协同优化。以H.B.Robinson-2屏蔽基准实验为测试算例, 数值结果表明: 探测器比活度计算精度提高5%, 计算值与实验值比值平均在0.98左右, 快中子注量率不确定度相对降幅达15%以上。能谱调整技术能够提高快中子注量的计算精度, 同时降低其不确定性, 对RPV高精度寿命预测具有重要应用价值。

## 关键词

压力容器, 屏蔽计算, 不确定度, 能谱调整

# Multi-Source Covariance Data Adjustment Method for Fast Neutron Spectrum in Reactor Pressure Vessels

Cong Liu, Bin Zhang\*, Yixue Chen

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

Received: April 9, 2026; accepted: April 20, 2026; published: July 6, 2026

## Abstract

The Fast neutron fluence is a core parameter for assessing the structural integrity of nuclear reactor

\*通讯作者。

pressure vessels (RPVs). Carry out research on the covariance matrix construction method that integrates prior knowledge and expert experience from multiple sources, and preliminarily characterize the uncertainty propagation characteristics of the calculation-measurement process. Spectrum adjustment techniques offer an effective means to enhance fluence calculation accuracy and reduce uncertainty. This study investigates covariance matrix construction methods that integrate multi-source prior knowledge and expert experience, systematically characterizing the propagation of uncertainty throughout the entire calculation-measurement process. A constrained least-squares algorithm minimizing the variance of the objective function was established, forming a best-estimate neutron spectrum model to achieve the co-optimization of spectrum accuracy and fluence rate uncertainty. Using the H.B. Robinson-2 shielding benchmark experiment as a test case, numerical results demonstrate: a 5% improvement in calculated reaction rate accuracy, with calculated-to-experimental (C/E) ratios averaging approximately 0.98, and a relative reduction exceeding 15% in fast neutron fluence rate uncertainty. Spectrum adjustment techniques thus improve the calculation accuracy of the fast neutron fluence while simultaneously reducing its uncertainty, demonstrating significant application value for high-accuracy RPV lifetime prediction.

## Keywords

Shielding Calculation, Neutron Spectrum Adjustment, Uncertainty, Reactor Pressure Vessel

Copyright © 2026 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

核反应堆压力容器(RPV)是核电厂的关键设备,其结构完整性直接决定了核电厂的服役年限。RPV完整性评估涉及剂量测量、压力容器 neutron 注量计算、材料损伤评估等多个环节。而评估过程中各环节不确定性的累积,会增加对 RPV 辐照损伤估计所需的裕度,从而显著制约核电厂的服役寿命[1]。随着以延长在役核电厂寿命为目标的三代、四代堆的发展,以及老旧反应堆延寿与退役评估需求的日益突出,开展提高中子注量计算精度并降低其不确定度的研究具有重要意义。

针对上述精度与不确定度挑战,中子能谱调整技术提供了一种有效的解决方案。该技术将中子输运计算结果与中子剂量测量相结合,通过数学优化方法,获得辐照损伤相关参数受控不确定度的最佳估计值[2]。这种方法与辐射测量学中少通道中子能谱展开问题的发展关联密切,1967年前后,美国某国家实验室与西北太平洋国家实验室等机构基于迭代法开发了 SAND-II 程序用于从多箔活化测量中确定中子能谱[3]。这种通过加权调整因子逐步逼近的方法在一定程度上实现了对多箔活化测量活度积分值的展开[4],为后续解谱方法和程序的研究与发展奠定了基础。1977年,美国橡树岭国家实验室基于广义线性最小二乘法开发了 STAY'SL 程序包[5],将简易的不确定性估计矩阵引入中子能谱调整程序,用于最小二乘调整。值得注意的是,该方法对先验信息做了无群间相关性假设,并非严格的协方差数据输入,这个问题在1979年汉福德实验室开发的 FERRET 分析程序中得到了关注[6]。自此,以此为基础的各类能谱调整程序逐渐广泛应用于反应堆快中子注量计算及不确定性分析领域。1982年,Stallmann 提出基于最小二乘的对数迭代调整方法[7],有效解决了传统迭代法在分配方差较大的情况下可能导致物理量为负值的问题,橡树岭国家实验室基于此开发了 LSL 程序。随着计算技术的发展,一些新的算法也被引入能谱调整领域。2013年,西北太平洋国家实验室开发了现代化版本 STAY'SL PNNL 软件包,提升了程序兼容性与先验数据的准确性[8]。2014年,Vega 等人创新性地基于遗传算法开发了 GenSpec 中子能谱调整程序[9]。

1990年,西北太平洋国家实验室发布了中子能谱调整及相关辐照损伤计算的参考数据文件,旨在为核设施寿命评估中的辐照损伤评估工作提供有意义的中子能谱调整参考数据,并用于验证相关程序[10],促进了中子能谱调整领域研究的系统化。1996年,美国ASTM发布的“中子能谱调整方法在反应堆监督中应用的标准指南”为反应堆辐照监督和物理剂量学的分析解释工作提供了方法指导[11],推动了应用能谱调整方法确定中子辐照参数的最佳估计值及其不确定度,这项工作在美国核管会公布的RG1.190导则中得到了认可[12]。目前,中子能谱调整程序已在工程领域得到广泛采用,但部分算法没有考虑参数协方差,缺乏完整的先验参数阵列,致使其使用范围和计算可靠性存在局限。

本文耦合核数据协方差及输运计算能谱不确定性数据开展先验知识与专家经验多源融合的协方差矩阵构造方法研究,初步表征计算与测量因素的不确定性传播特性。建立目标函数方差最小化的约束型最小二乘法,以期实现能谱精度与注量率不确定度的协同优化。

## 2. 理论方法

### 2.1. 最小二乘理论模型

中子能谱调整问题的核心思想是通过测量反应活度积分值及响应函数求得最可能的中子通量密度微分,每次活化测量的结果都是一个积分量,而能谱中每个能群的微分通量是一个变量。这种关系可以由下式表示,

$$r = \int_0^{\infty} \phi(E) \sigma(E) dE \approx \sum_{i=1}^n \phi_i \sigma_i \Delta E_i \quad (1)$$

式中, $r$ 为活化反应率积分值, $\phi$ 为微分中子通量密度, $\sigma$ 为活化响应截面。

从线性最小二乘法的一般方法出发,将上式表示为由测量值组成的向量与分群中子通量密度数列的线性相关模型,

$$R = \Sigma \cdot \Phi \quad (2)$$

式中, $R$ 为反应率向量, $\Sigma$ 为对应的活化响应截面矩阵, $\Phi$ 为中子通量密度向量。活化测量数据往往不足以致在足够的分辨率下精确还原真实能谱,即方程处于 $R$ 的维度 $m$ 小于 $\Phi$ 的维度 $n$ 的欠定状态。最小二乘法通过最小化 $\chi^2$ 函数调整 $\Phi$ 寻求该情况下的无偏估计解,目标函数由下式表示,

$$\chi^2 = (R_0 - R)^T \cdot N_{R_0}^{-1} \cdot (R_0 - R) \quad (3)$$

式中, $R_0 - R$ 为残差向量, $N_{R_0}$ 是测量值的协方差矩阵。将上式对 $\Phi$ 求偏导,获得其极值对应的无偏估计值即为“最佳估计值”,

$$\Phi' = (\Sigma^T \cdot N_{R_0}^{-1} \cdot \Sigma)^{-1} \cdot \Sigma^T \cdot N_{R_0}^{-1} \cdot R_0 \quad (4)$$

式中, $\Phi'$ 为最佳估计的中子通量密度向量, $R_0$ 为各反应道的测量反应率组成的向量。有线性模型表达式 $\Delta R = \Sigma \cdot \Delta \Phi$ ,则对应相关性不确定性传递关系为,

$$N_{\Phi'} = (\Sigma^T \cdot N_{R_0}^{-1} \cdot \Sigma)^{-1} \quad (5)$$

式中 $N_{\Phi'}$ 为调整后群中子通量密度协方差矩阵。

以上方法将剂量测定积分值视作解决方案中的唯一先验信息,对响应截面矩阵做了零误差假设,同时将中子群通量密度向量视为唯一参数。这种一般化最小二乘的处理方式,忽略了响应截面的不确定性处理,且薄弱的先验信息支撑,极大影响能谱估计的不确定性。可以预见的是构造更丰富的先验信息矩阵,融合多源协方差信息建立新的计算模型可以扩展算法的能力。用抽象向量 $P$ 及其协方差矩阵 $N_p$ 来

表示对  $\Phi$  和  $\Sigma_j$  的评估并将其视为观测值,

$$P = (\Phi \quad \Sigma_1 \quad \cdots \quad \Sigma_m)^T, \quad N_P = \begin{pmatrix} N_\Phi & 0 \\ 0 & N_\Sigma \end{pmatrix} \quad (6)$$

式中,  $\Sigma_j$  代表对应各反应道的分群响应截面向量, 按照测量反应率的排列顺序依次排列,  $N_\Sigma$  代表响应截面的协方差,  $N_\Phi$  代表群中子通量密度协方差。

此时测量反应率是响应矩阵  $\Sigma$  与通量密度向量  $\Phi$  的双线性积, 因此对模型进行线性化处理, 将  $R = \Sigma \cdot \Phi$  对  $\Sigma$  与  $\Phi$  进行展开,

$$R_j = \Sigma_j^T \cdot \Phi + \Phi^T \cdot (\Sigma'_j - \Sigma_j) + \Sigma_j^T \cdot (\Phi' - \Phi) + (\Sigma'_j - \Sigma_j) \cdot (\Phi' - \Phi) \quad (7)$$

式中  $R_j$  代表  $j$  反应道的反应率,  $\Sigma'_j$  与  $\Phi'$  代表待定的调整参数,  $\Sigma_j$  与  $\Phi$  代表先验的输入参数。在计算结果合理地接近解的情况下式(7)最后一项对结果的贡献极小, 截去此项即可将模型线性化,

$$R' = R + G \cdot (P' - P) \quad (8)$$

式中,

$$G = \begin{pmatrix} \Sigma_1^T & \Phi^T & 0 & 0 & 0 \\ \Sigma_2^T & 0 & \Phi^T & 0 & 0 \\ \vdots & 0 & 0 & \ddots & 0 \\ \Sigma_m^T & 0 & 0 & 0 & \Phi^T \end{pmatrix} \quad (9)$$

相应地将  $P$  的观测值也写成线性化的形式,

$$P' = P + I \cdot (P' - P) \quad (10)$$

式中,  $I$  为单位矩阵。则可将问题转化为以式(11)为目标函数的线性最小二乘估计模型,

$$\chi^2 = \begin{pmatrix} P - P' \\ R_0 - R' \end{pmatrix}^T \cdot \begin{pmatrix} N_P & 0 \\ 0 & N_{R_0} \end{pmatrix}^{-1} \cdot \begin{pmatrix} P - P' \\ R_0 - R' \end{pmatrix} \quad (11)$$

式中,  $P$  为先验中子能谱及分群响应截面向量,  $R_0$  为活化反应率的测量值向量。

由式(8)可得  $\Delta R = G \cdot \Delta P$ , 则:

$$N_R = G \cdot N_P \cdot G^T \quad (12)$$

将式(11)对  $Y = (P'^T \quad R'^T)$  求偏导, 带入式(12), 进而求解得到令  $\chi^2$  最小的参数估计值,

$$P' - P = N_P \cdot G^T \cdot (N_R + N_{R_0})^{-1} \cdot (R_0 - R) \quad (13)$$

其对应的协方差矩阵为,

$$N_{P'} - N_P = -N_P \cdot G^T \cdot (N_R + N_{R_0})^{-1} \cdot G \cdot N_P^T \quad (14)$$

与 FERRET 等经典方法相比, 本文提出的多源协方差数据能谱调整方法在先验信息处理和优化目标上进行了一定的改进。提出了将先验信息相关性纳入调整, 并允许严格的协方差数据输入, 同时回应了系统融合核数据评价数据库的协方差信息问题。

## 2.2. 参数化中子能谱不确定性估算方法

精确量化输运计算中子能谱的不确定性是一个复杂的过程, 涉及中子输运计算全过程的各种不确定

性引入。本文用一种简单的参数化方法结合专家经验，从更直观的概念出发构建先验协方差矩阵，通过下式构建，

$$N_{gg'}^{\Phi} = R_n^2 + R_g \cdot R_{g'} \cdot \rho_{gg'} \quad (15)$$

式中， $R_n$  代表所有分量的归一化不确定性， $R_g$  和  $R_{g'}$  代表各分量的附加随机分群不确定性，其相关系数  $\rho_{gg'}$  如下，

$$\rho_{gg'} = (1 - \theta)\delta_{gg'} + \theta e^{-H}, \quad \text{其中 } H = \frac{1}{2} \cdot \left( \ln(E_i/E_j) / \ln \gamma \right)^2 \quad (16)$$

式中  $\theta$  代表短程相关系数， $\gamma$  代表中子注量率群相关系数，当  $g = g'$  时  $\delta$  等于 1，否则等于 0。

归一化不确定度主要与多群能谱的大小有关，而分量的附加随机分群不确定度则与群能谱相对于能量的形状有关。根据专家经验[13]，对于压水堆定义计算能谱输入不确定度的一组典型参数如表 1 所示。

**Table 1.** Empirical parameters used in prior neutron spectrum uncertainty estimation

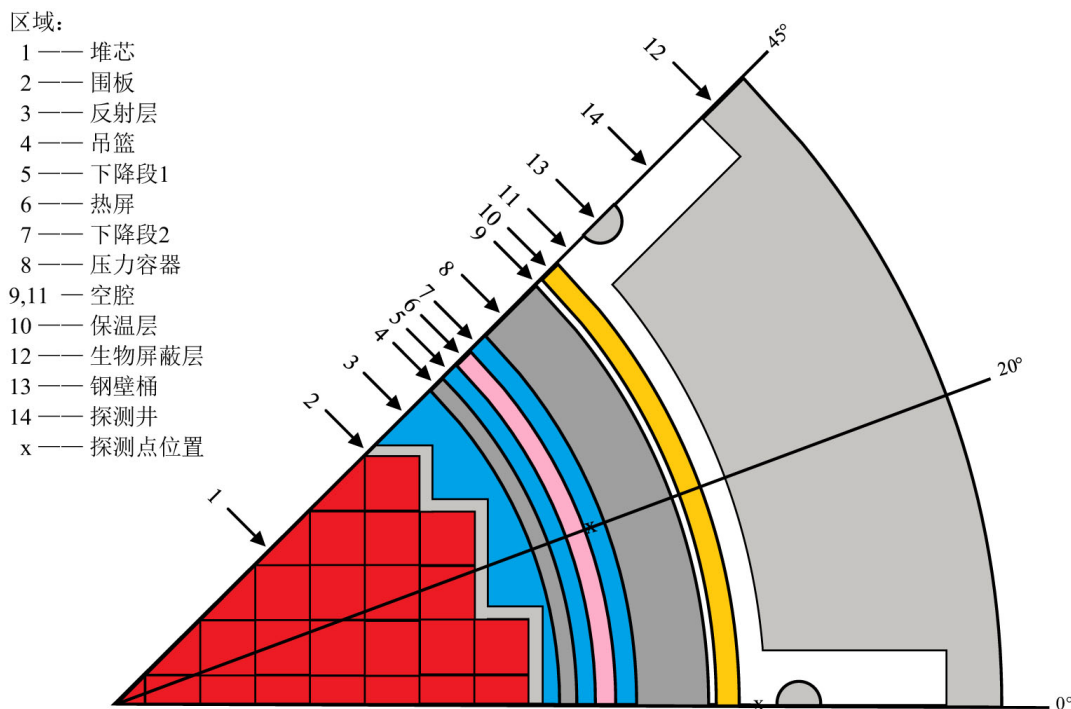
**表 1.** 先验中子能谱不确定性估算经验参数

参数	典型值	
归一化不确定度( $R_n$ )	/	15%
	$E > 0.0055 \text{ MeV}$	15%
附加随机不确定度( $R_g$ 、 $R_{g'}$ )	$0.68 \text{ eV} < E < 0.0055 \text{ MeV}$	29%
	$E < 0.68 \text{ eV}$	52%
	$E > 0.0055 \text{ MeV}$	0.9
短程相关系数( $\theta$ )	$0.68 \text{ eV} < E < 0.0055 \text{ MeV}$	0.5
	$E < 0.68 \text{ eV}$	0.5
	$E > 0.0055 \text{ MeV}$	6
群相关系数( $\gamma$ )	$0.68 \text{ eV} < E < 0.0055 \text{ MeV}$	3
	$E < 0.68 \text{ eV}$	2

### 3. 验证分析

本章以 H.B.Robinson-2 基准实验为背景，对基于多源协方差数据的 RPV 快中子能谱调整方法进行验证分析。HBR-2 机组是西屋公司建造的 2300 MW 三回路压水堆，堆芯由 157 个不同燃耗的燃料组件组成，每个燃料组件呈  $15 \times 15$  的栅格布置，反应堆径向切面如图 1 所示[14]。HBR-2 在第 9 循环期间进行了整套辐照监督管和压力容器外中子剂量测定。辐照监督管安装在 RPV 内壁面与热屏之间轴向  $20^\circ$  的下降段，堆腔中子剂量计安装在 RPV 外壁面与生物屏蔽层之间  $0^\circ$  位置处的空腔，辐照监督管和堆腔中子剂量计轴向位置均位于堆芯中平面，实验测量了六种反应的比活度。

输运计算部分用 ARES 程序进行计算，采用  $P_3$  阶勒让德函数展开散射截面， $P_N T_N S_8$  求积组，选择 EDW 差分方法，收敛精度为  $\varepsilon = 1 \times 10^{-4}$ ，随后将输运计算获得的中子能谱输入到调整程序作为中子能谱的先验参数。



**Figure 1.** Schematic diagram of the horizontal radial cross-section of the H.B. Robinson-2 reactor  
**图 1.** H.B.Robinson-2 反应堆中平面径向切面示意图

### 3.1. 先验测量数据处理

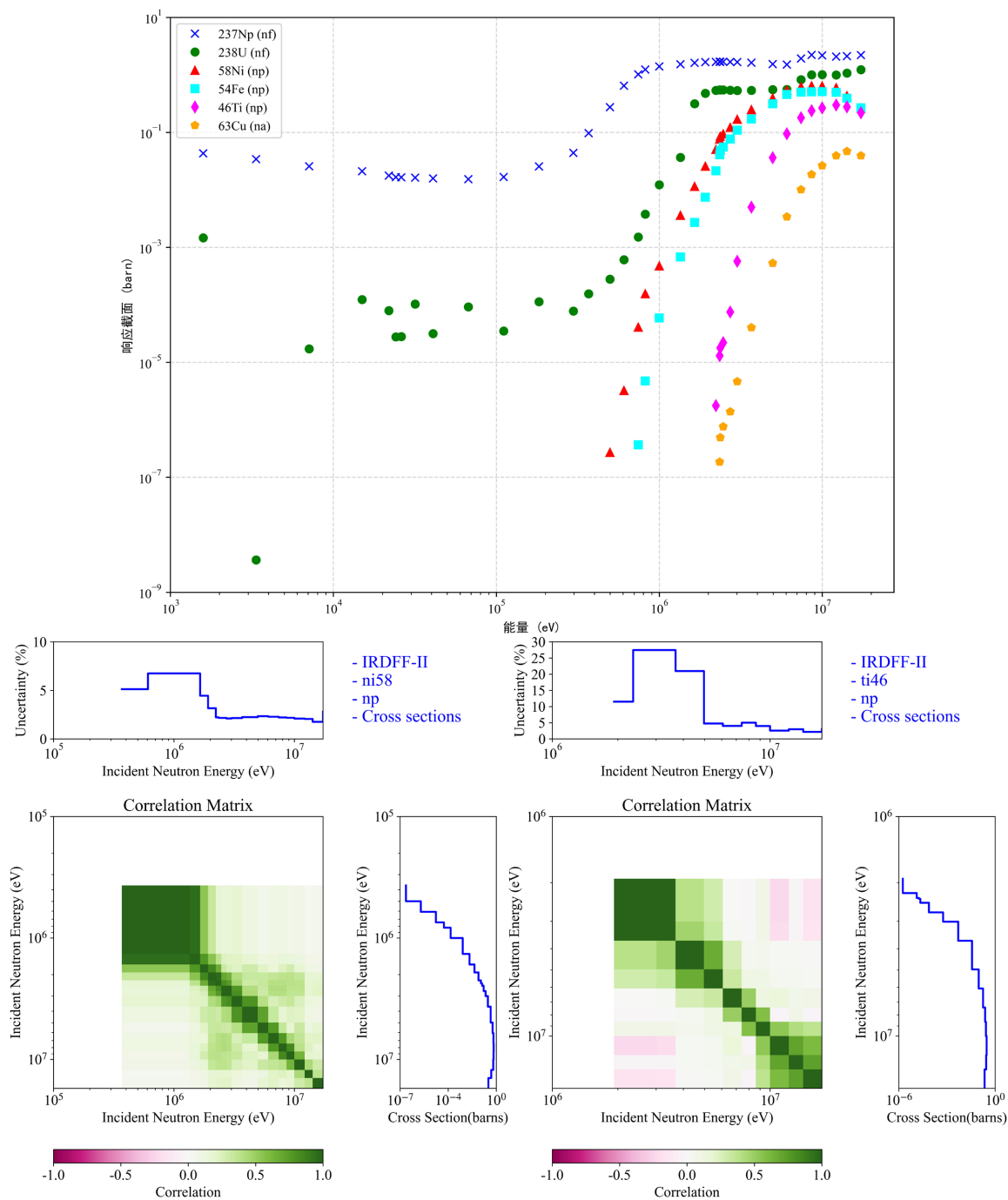
基准报告提供了辐照监督管和堆腔中子剂量计两个位置的 6 组测量比活度，同时提供了整个循环内平均反应率的近似计算公式[14]。综合辐照寿期末各活化反应比活度，将其换算成平均反应率，作为调整算法的先验测量数据输入，具体结果如表 2。

**Table 2.** Pre-irradiation measured activation reaction rates and associated Relative Standard Deviations (RSD)  
**表 2.** 先验测量活化反应率及其相对标准偏差(RSD)

序号	活化反应	辐照监督管		堆腔剂量计	
		测量反应率(rps/atom)	RSD (%)	测量反应率(rps/atom)	RSD (%)
1	$^{237}\text{Np}(n,f)\text{FP}$	1.19E-13	6.65	-	-
2	$^{238}\text{U}(n,f)\text{FP}$	1.74E-14	8.00	2.74E-16	11.79
3	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	5.34E-15	6.16	5.85E-17	6.16
4	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	3.81E-15	6.16	3.55E-17	6.16
5	$^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$	6.92E-16	6.16	6.55E-18	6.16
6	$^{63}\text{Cu}(n,a)^{60}\text{Co}$	3.86E-17	6.72	3.86E-19	6.72

### 3.2. 活化响应多群核数据处理

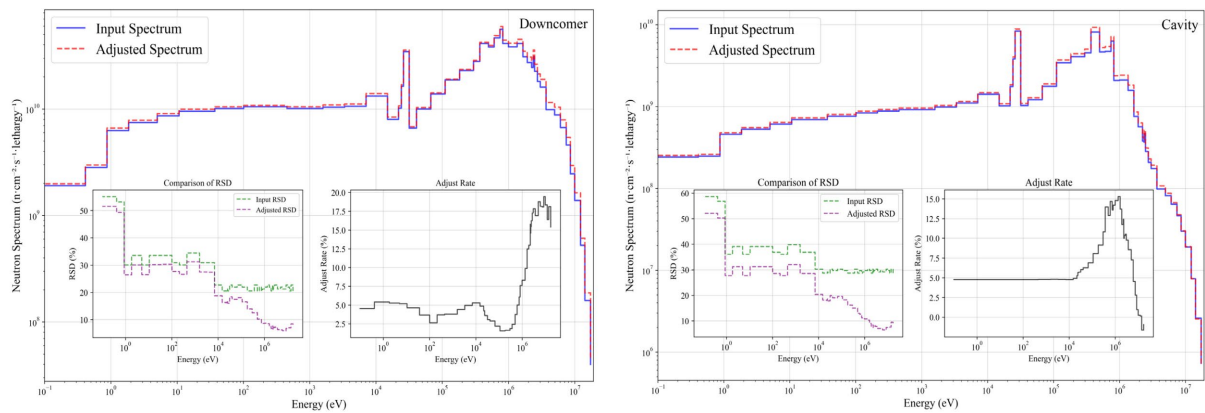
响应核截面数据的处理为能谱调整流程提供重要的响应函数，同时也是先验数据的一部分。使用 NJOY2016 加工基础评价核数据库 IRDFF-II，通过 GROUPR 模块产生 GENDF 格式的多群响应截面，相应的阈值 ERRORR 模块产生 COVFILS 格式多群协方差数据，如图 2。



**Figure 2.** Multi-group covariance matrix for neutron flux response functions and partial threshold reaction cross sections  
**图 2.** 注量率响应函数与部分阈值反应截面多群协方差矩阵

### 3.3. 数值结果分析

图 3 对比了调整前后各能群中子能谱的变化, 两组实验的能谱参数, 除少数低能区外几乎所有能群都有显著的调整。其中辐照监督管位置处中子能谱调整率为 $-1.6\% \sim 12.7\%$ , 各能群相对标准偏差(RSD)由 $20.0\% \sim 50.0\%$ 下降至 $6.0\% \sim 30.0\%$ , 降幅在 $14.0\% \sim 20.0\%$ 之间。堆腔剂量计位置中子能谱调整率为 $-1.6\% \sim 15.0\%$ , 各能群 RSD 由 $28.6\% \sim 58.6\%$ 下降至 $7.0\% \sim 27.0\%$ , 平均降幅达 $22.0\%$ 。



**Figure 3.** Neutron transport calculation and adjusted neutron energy spectrum at irradiation surveillance capsule and reactor cavity dosimeter positions

**图 3.** 辐照监督管与堆腔剂量计位置输运计算与调整后中子能谱

从各能群的调整趋势上看, 两组数据体现出较高的一致性, 即调整的主要区域集中在高能区, 这是由于阈值反应的响应函数较多地覆盖这个区域, 在多来源先验数据的交叉耦合验证下其各参数对拟合调整的参与度高于其他能群。而从其各能群不确定性的变化来看, 高能区也是下降最明显的区域, 辐照监督管位置和堆腔剂量计位置的 RSD 平均降幅分别为 15.0%和 21.4%。

**Table 3.** Calculated and adjusted specific activities with C/M ratios at irradiation surveillance capsule positions

**表 3.** 辐照监督管位置计算与调整比活度及 C/M

活化反应	比活度(Bq/mg)			RSD (%)		C/M	A/M	调整率(%)
	测量(M)	计算(C)	调整(A)	计算(C)	调整(A)			
$^{237}\text{Np}(n,f)\text{FP}$	3.67E+02	3.51E+02	3.71E+02	20.1	5.6	0.96	1.01	5.61
$^{238}\text{U}(n,f)\text{FP}$	5.35E+01	4.53E+01	5.00E+01	20.8	5.3	0.85	0.94	10.53
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	1.79E+04	1.57E+04	1.75E+04	21.0	4.9	0.88	0.98	11.77
$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	9.34E+02	8.15E+02	9.11E+02	21.1	5.2	0.87	0.98	11.80
$^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$	3.50E+02	3.10E+02	3.44E+02	21.2	5.1	0.89	0.98	10.86
$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	2.65E+01	2.37E+01	2.62E+01	21.2	5.3	0.90	0.99	10.39

通过对比调整前后计算的探测器比活度, 对能谱调整方法积分参数计算性能展开分析, 表 3 和表 4 分别列出了辐照监督管及堆腔剂量计位置各活化探测器的先验计算比活度与调整后的各项参数指标。其中辐照监督管位置处调整率在 5.6%~11.8%之间, 各探测器比活度的不确定性由约 21.0%经调整后降至 5.0%。同时, 调整值与测量结果的一致性得到改善, 调整值与实验值比值平均在 0.98 左右。堆腔剂量计位置处调整率在 0.7%~11.0%之间, 调整后各探测器比活度不确定性降低至 5.5%左右, 调整值与实验值的偏差大部分在 3.0%以内, 最大偏差不超过 8.0%。

综合各参数来看, 活化探测器比活度值不确定性的改善与计算结果的相应改善一致, 经调整后计算的平均精度提高了约 5%。从误差传递的计算结果分析, 两个算例的积分参数不确定性均降到 7%以内, 使快中子注量计算的可信度显著提升。

**Table 4.** Calculated and adjusted specific activities with C/M ratios at reactor cavity dosimeter positions  
**表 4.** 堆腔剂量计位置计算与调整比活度及 C/M

活化反应	比活度(Bq/mg)			RSD (%)		C/M	A/M	调整率(%)
	测量(M)	计算(C)	调整(A)	计算(C)	调整(A)			
$^{238}\text{U}(\text{n},\text{f})\text{FP}$	8.51E-01	7.09E-01	7.86E-01	28.8	6.6	0.83	0.92	10.95
$^{58}\text{Ni}(\text{n},\text{p})^{58}\text{Co}$	1.96E+02	1.81E+02	1.96E+02	28.9	5.3	0.92	1.00	8.17
$^{54}\text{Fe}(\text{n},\text{p})^{54}\text{Mn}$	8.71E+00	8.41E+00	8.76E+00	29.1	5.3	0.97	1.01	4.15
$^{46}\text{Ti}(\text{n},\text{p})^{46}\text{Sc}$	3.31E+00	3.31E+00	3.41E+00	29.1	5.2	1.00	1.03	2.91
$^{63}\text{Cu}(\text{n},\alpha)^{60}\text{Co}$	2.65E-01	2.61E-01	2.63E-01	29.2	5.4	0.99	0.99	0.70

#### 4. 结论

本文针对快中子注量评估中，输运计算模型的近似处理与测量系统的固有误差影响快中子注量计算结果的可信度的问题。综合先验知识与专家经验多源融合的协方差矩阵构造方法，建立了目标函数方差最小化的约束型最小二乘算法，实现了能谱精度与注量率不确定度的协同优化，并通过 H.B.Robinson-2 屏蔽基准实验对算法进行数值验证。数值结果表明，调整后活化探测器比活度计算精度提高 5%，计算值与实验值比值平均在 0.98 左右，快中子注量率不确定度相对降幅达 15% 以上。耦合多源协方差数据的能谱调整技术能够提高快中子注量的计算精度，同时降低其不确定性。

#### 参考文献

- [1] 许怀金. RPV 快中子注量率计算评估方法研究[D]: [硕士学位论文]. 北京: 华北电力大学, 2022.
- [2] ASTM International (2023) Standard Master Matrix for Light-Water Reactor Pressure Vessel Surveillance Standards: E706-23.
- [3] McElroy, W.N., Berg, S., Crockett, T., *et al.* (1967) A Computer-Automated Iterative Method for Neutron Flux Spectra Determination by Foil Activation. Volume I: A Study of the Iterative Method. Air Force Weapons Laboratory.
- [4] Ertek, C. (1985) Comparison of the SAND-II and LOUHI Computer Programs in Unfolding Neutron Flux Density Spectra. *Nuclear Science and Engineering*, **89**, 191-196. <https://doi.org/10.13182/NSE85-A18193>
- [5] Perey, F.G. (1977) Least-Squares Dosimetry Unfolding: The Program STAY\*SL. Oak Ridge National Laboratory.
- [6] Schmittroth, F. (1979) FERRET Data Analysis Code: HEDL-TME-79-40, 5864260. Hanford Engineering Development Laboratory. <https://doi.org/10.2172/5864260>
- [7] Stallmann, F. (1981) Theory and Practice of General Adjustment and Model Fitting Procedures. National Technical Information Service.
- [8] Greenwood, L.R. and Johnson, C.D. (2018) Enhancement of STAYSL\_PNNL with IRDFF/V1.05 to 60 MeV. ASTM International. <https://doi.org/10.1520/STP160820170054>
- [9] Vega, R. and Parma, E. (2014) GenSpec: A Genetic Algorithm for Neutron Energy Spectrum Adjustment. Sandia National Laboratory.
- [10] Zsolnay, E.M., Nolthenius, H.J., *et al.* (1990) Reference Data File for Neutron Spectrum Adjustment and Related Radiation Damage Calculations. Pacific Northwest Laboratory.
- [11] ASTM International (1996) ASTM E944-96. Standard Guide for Application of Neutron Spectrum Adjustment Methods in Reactor Surveillance.
- [12] Nuclear Regulatory Commission (2001) Regulatory Guide 1.190: Calculation and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence.
- [13] Remec, I. and Kam, F.B.K. (1998) H. B. Robinson-2 Pressure Vessel Benchmark. Oak Ridge National Lab. <https://doi.org/10.2172/576068>
- [14] Fischer, G. and Chen, J. (2018) Fluence Determination with RAPTOR-M3G and FERRET. Westinghouse Electric Company LLC.