

МЕТОДИКА ИЗМЕРЕНИЯ ЛОКАЛЬНОЙ МАССЫ УРАНА В УРАН-АЛЮМИНИЕВЫХ МИШЕНЯХ ДЛЯ НАРАБОТКИ ^{99}Mo

В.С. Романовский, А.П. Малков, А.В. Кремер, Ю.А. Кушнир,

Д.А. Леоненко, А.А. Леоненко

АО «ГНЦ НИИАР»

433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9



Описаны установка и методика, позволяющие проводить измерения распределения массы урана в реакторных мишенях из сплава урана и алюминия. Мишени используются для наработки ^{99}Mo путем облучения их в активной зоне реакторных установок РБТ-10/2 и РБТ-6. Перед облучением каждая мишень должна проходить контроль неравномерности распределения стартового материала во избежание локального перегрева оболочки мишени с возможной последующей её разгерметизацией. Для измерений использовался метод неразрушающего анализа, основанный на просвечивании мишени излучением внешнего источника на базе радионуклида ^{59}Fe , испускающего рентгеновское излучение с непрерывным спектром в диапазоне 30 – 220 кэВ. Измерялся коэффициент пропускания излучения внешнего источника материалом мишени в широком диапазоне энергий. Результатами измерения являются коэффициенты неравномерности распределения стартового материала и общая масса ядерного материала. В качестве метрологического обеспечения методики измерений разработаны и аттестованы комплект контрольных образцов и специальные изотопные источники излучения. Спектрометрическая часть установки представляет собой сцинтилляционный детектор с кристаллом NaI(Tl), перемещение мишени осуществляется с помощью шагового двигателя и модуля ременного привода горизонтально перемещения. Установлены основные характеристики погрешности методики в зависимости от длительности экспозиции.

Ключевые слова: радиационная плотнометрия, реакторная мишень, спектр пропускания, источник рентгеновского излучения.

Романовский В.С., Малков А.П., Кремер А.В., Кушнир Ю.А., Леоненко Д.А., Леоненко А.А. Методика измерения локальной массы урана в уран-алюминиевых мишенях для наработки ^{99}Mo . // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2022. – № 4. – С. 112-121. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2022.4.10> .

ВВЕДЕНИЕ

Потребности в искусственных радионуклидах, получаемых облучением различных стартовых материалов в ядерных реакторах, ежегодно растут. Стартовые материалы для наработки таких радионуклидов помещают в специальные реакторные

© *В.С. Романовский, А.П. Малков, А.В. Кремер, Ю.А. Кушнир, Д.А. Леоненко, А.А. Леоненко, 2022*

мишени, представляющие собой, как правило, металлические герметичные пеналы с сердечниками в виде сплава или смеси порошка материала с алюминием. К мишеням перед постановкой на облучение предъявляется ряд требований, одним из которых является допустимая неравномерность распределения материала в стартовой композиции сердечника мишени. Чтобы не нарушать целостность готового изделия при контроле равномерности распределения материала применяют неразрушающие методы анализа (НРА).

Одним из наиболее востребованных радионуклидов для радиационной медицины является ^{99}Mo . В АО «ГНЦ НИИАР» производят наработку ^{99}Mo в реакторах облучением стержневых мишеней из сплава урана и алюминия. Мишень представляет собой сердечник со стартовым материалом, заключенным в герметичную алюминиевую оболочку. Отбираются несколько мишеней, прошедших заложенные техпроцессом испытания, и устанавливаются в облучательное устройство, которое помещается в канал реакторной установки РБТ-10/2 или РБТ-6 (входит в состав центра коллективного пользования «облучение-материаловедение-исследовательский центр») [1]. Используются мишени как собственного изготовления, так и закупленные у другого производителя.

Для измерения и анализа характеристик распределения массы урана по длине сердечника мишени с последующей отбраковкой изделий с критическими значениями неоднородностей была разработана установка УИРУМ-С. В качестве метода НРА выбран метод просвечивания мишени внешним радионуклидным источником рентгеновского излучения. Такой источник генерирует стабильное излучение необходимой проникающей способности, имеет небольшие размеры, не требует электрического питания и массивной радиационной защиты. Вместе с установкой разработана и аттестована методика измерений, для которой созданы комплект контрольных образцов (КО), алгоритмы вычисления локальной массы урана (ЛМУ) в сердечниках мишеней, специальное программное обеспечение.

Источник излучения изготовлен на основе изотопа ^{55}Fe , испускающего рентгеновское излучение (РИ) с непрерывным спектром в диапазоне 30 – 220 кэВ.

МЕТОД ИЗМЕРЕНИЯ МАССЫ УРАНА В ОБРАЗЦАХ

Принцип измерения заключается в измерении коэффициента пропускания излучения внешнего источника материалом сердечника мишени и вычислении массы ядерного материала в области просвечивания с использованием экспериментально определенных значений массовых коэффициентов ослабления урана и алюминия с помощью аттестованного комплекта контрольных образцов.

Важная особенность методики в том, что анализируется не площадь фотопика поглощения излучения, а широкий энергетический спектр. Коэффициент пропускания определяется как отношение потока квантов, прошедшего через образец, к потоку без образца (опорному). Поскольку опорный спектр излучения является непрерывным, в результате измерения образца получается набор (спектр) значений коэффициентов пропускания, вычисленных для каждого канала анализатора гамма-спектрометра. Каждому каналному значению коэффициента пропускания соответствует вычисленное значение ЛМУ на сканируемом участке сердечника. Результатом измерения является среднее по спектру масс в определенном диапазоне каналов (энергий) значение ЛМУ. Усреднение по нескольким десяткам каналных значений, измеренных одновременно, обеспечивает надежность и точность результатов измерения. Так контролируется распределение материала на каждом участке длины сердечника мишени.

Интенсивность моноэнергетического пучка гамма-излучения I , прошедшего через

слой поглощающего материала толщиной x , уменьшается по сравнению с начальной интенсивностью пучка I_0 в соответствии с уравнением [2]

$$I = I_0 \cdot \exp(-\mu \cdot x) = I_0 \cdot \exp[-(\mu/\rho) \cdot m], \quad (1)$$

где μ – линейный коэффициент ослабления, см^{-1} ; x – толщина образца, см ; ρ – плотность вещества, $\text{г}/\text{см}^3$; m – поверхностная плотность, $\text{г}/\text{см}^2$; μ/ρ – массовый коэффициент ослабления, $\text{см}^2/\text{г}$.

Для материалов, состоящих из нескольких элементов, в частности, для мишени из сплава урана и алюминия справедливо выражение

$$-\ln T = m_U \cdot (\mu/\rho)_U + m_{Al} \cdot (\mu/\rho)_{Al}, \quad (2)$$

где T – коэффициент пропускания излучения внешнего источника материалом сердечника мишени, отн. ед.; m_U и m_{Al} – поверхностные плотности урана и алюминия на площади сердечника, просвечиваемой пучком внешнего источника гамма- или рентгеновского излучения, $\text{г}/\text{см}^2$; $(\mu/\rho)_U$ и $(\mu/\rho)_{Al}$ – массовые коэффициенты ослабления гамма-излучения урана и алюминия, $\text{см}^2/\text{г}$.

Выражение (2) можно использовать для определения массы урана и алюминия. Измерительная геометрия в установке лишь приближена к геометрии узкого пучка, поэтому коэффициенты $(\mu/\rho)_U$ и $(\mu/\rho)_{Al}$ определяли экспериментально путём измерения спектров пропускания специально изготовленных и аттестованных контрольных образцов поверхностной массы урана и алюминия (эталонных).

Для каждой энергии из рабочего диапазона вычисляется масса урана в просвечиваемом объеме сердечника с использованием паспортных данных мишени по диаметру и справочных данных по плотности алюминия, урана и основного интерметаллида UAl_x в сплаве. К выражению (2) добавляются уравнения баланса массы (объемов) урана и алюминия в объеме просвечивания. Локальная масса урана в сердечнике определяется как среднее значение для рабочего диапазона энергий.

Главными узлами измерительной установки являются источник рентгеновского излучения на основе изотопа ^{55}Fe , сцинтилляционный детектор с кристаллом $\text{NaI}(\text{Tl})$, анализатор спектра гамма-излучения, устройство перемещения сердечника.

Общий вид установки и размещение компонентов представлены на рис. 1.

Схема измерительного узла установки показана на рис. 2.

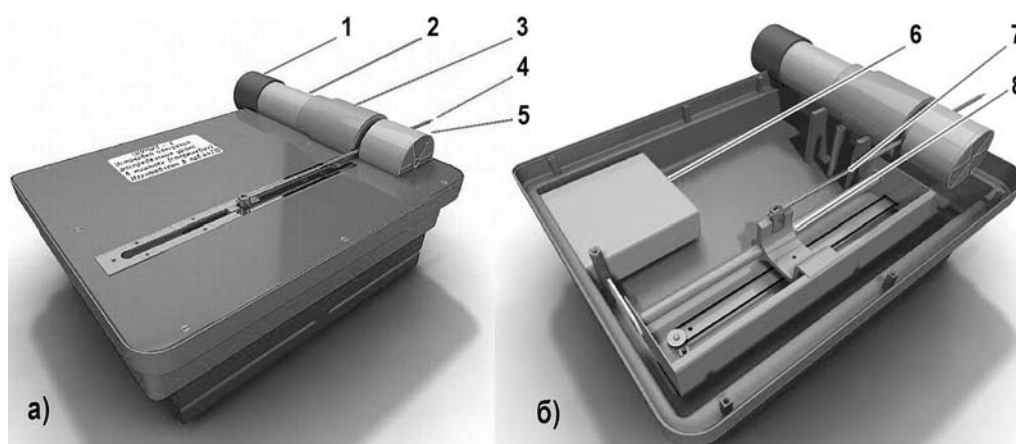


Рис. 1. Общий вид установки (а) и компоновки основных узлов (б): 1 – анализатор; 2 – детектор; 3 – защита детектора; 4 – мишень; 5 – контейнер с источником излучения; 6 – контроллер шагового двигателя; 7 – толкатель мишени; 8 – механизм перемещения

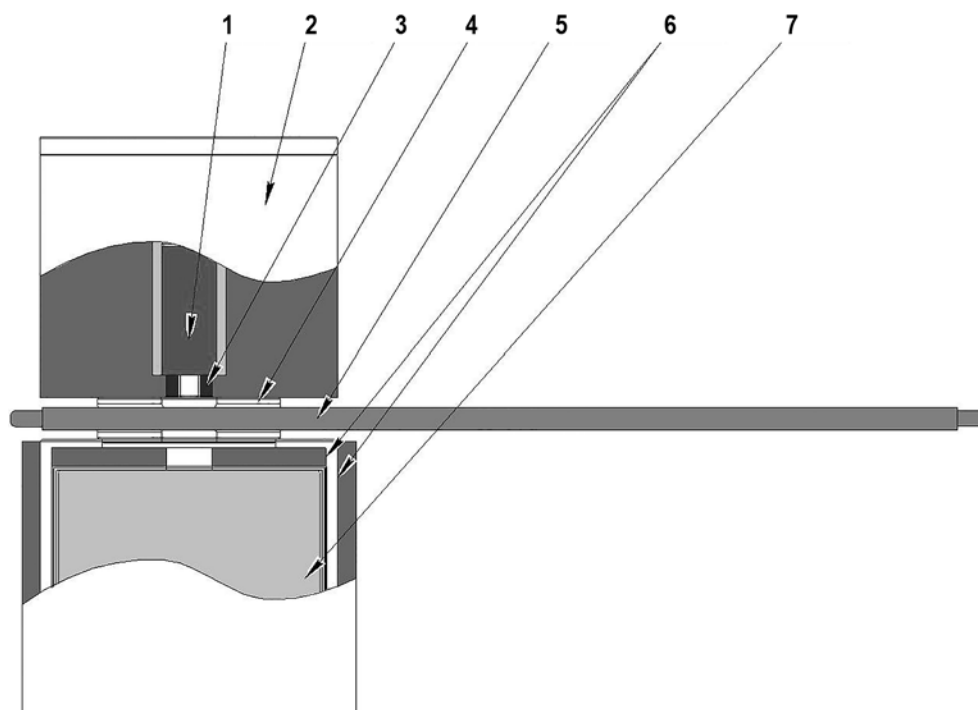


Рис. 2. Схема измерительного узла установки: 1 – источник РИ; 2 – контейнер защитный; 3 – коллиматор вольфрамовый; 4 – направляющая втулка; 5 – стержневая мишень; 6 – защита детектора; 7 – сцинтиллятор NaI(Tl)

СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС

Прошедший через образец пучок рентгеновского и гамма-излучения регистрируется спектрометром на базе сцинтилляционного детектора ORTEC 905-3 с кристаллом NaI(Tl) размером 2×2 дюйма, помещенного в защитный свинцовый корпус, и анализатора спектра ORTEC digiBASE.

СИСТЕМА ПЕРЕМЕЩЕНИЯ ОБРАЗЦОВ

Привод для перемещения сердечников состоит из

- модуля ремённого привода горизонтального перемещения толкателя с шаговым двигателем;
- контроллера управления шаговыми двигателями (ШД) TSMC;
- вентилятора для охлаждения контроллера.

Горизонтальное перемещение сердечника осуществляется в одном направлении с помощью толкателя модуля привода с шаговым двигателем. Шаговый двигатель посредством контроллера управляется с помощью программы SPCX, также координирующей работу анализатора. Привод обеспечивает перемещение толкателя на длине 200 мм. Калибровка привода и определение коэффициентов преобразования осуществляется автоматически после запуска программы.

На базе программного обеспечения MAESTRO-32, штатно поставляемого в комплекте с анализатором, разработано прикладное специальное программное обеспечения SPCX, в котором реализованы управление спектрометром и системой перемещения, внедрен алгоритм обработки данных по методике измерений локальной массы урана.

ИСТОЧНИК РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Компактный источник с изотопом ^{55}Fe (\varnothing 12 мм, длина 20 мм), изготовленный в АО «ГНЦ НИИАР», позволяет получить луч рентгеновского излучения с энергией

фотонов 30 – 220 кэВ.

Изотоп ^{55}Fe с периодом полураспада 2,73 года (999 дней) [3] известен, в основном, как источник очень мягких (5,9 и 6,1 кэВ) рентгеновских фотонов дочернего марганца, образующегося по реакции К-захвата. В редких случаях при распаде наблюдается гамма-переход ($1,3 \cdot 10^{-7}\%$). Однако распад всегда сопровождается внутренним тормозным излучением (с интенсивностью относительно К-захвата около $3,24 \cdot 10^{-5}$ фотонов), формирующим РИ с непрерывным спектром квантов в диапазоне до 231,21 кэВ.

Активная часть источника представляет собой препарат ^{55}Fe в форме хлорида с активностью около 100 ГБк. Рабочий материал источника наработан в реакторе СМ-3 [4].

Для защиты персонала от излучения и формирования пучка нужной формы источник размещён в свинцовом защитном контейнере (ЗК) с вольфрамовым коллиматором с отверстием прямоугольной формы размерами 5×2 мм. Источник сконструирован в соответствии с требованиями документации [5 – 10], имеет класс прочности ИСО «/99/B2 11111» по ГОСТ Р 52241-2004.

Препарат, который использован для изготовления источника, кроме изотопа ^{55}Fe содержит примеси радиоактивных изотопов, в основном, ^{54}Mn и ^{60}Co . Несмотря на малое содержание примесей ^{60}Co и ^{54}Mn в препарате гамма-излучение этих изотопов создаёт значительную подложку в области энергий рентгеновского излучения. Этот спектр подложки имеет сложную структуру, которая обусловлена комптоновским рассеянием жёсткого гамма-излучения нескольких энергий (рис. 3). В методике измерения неравномерности распределения стартового материала в мишени учтено наличие фонового сигнала от радиоактивных примесей в источнике.

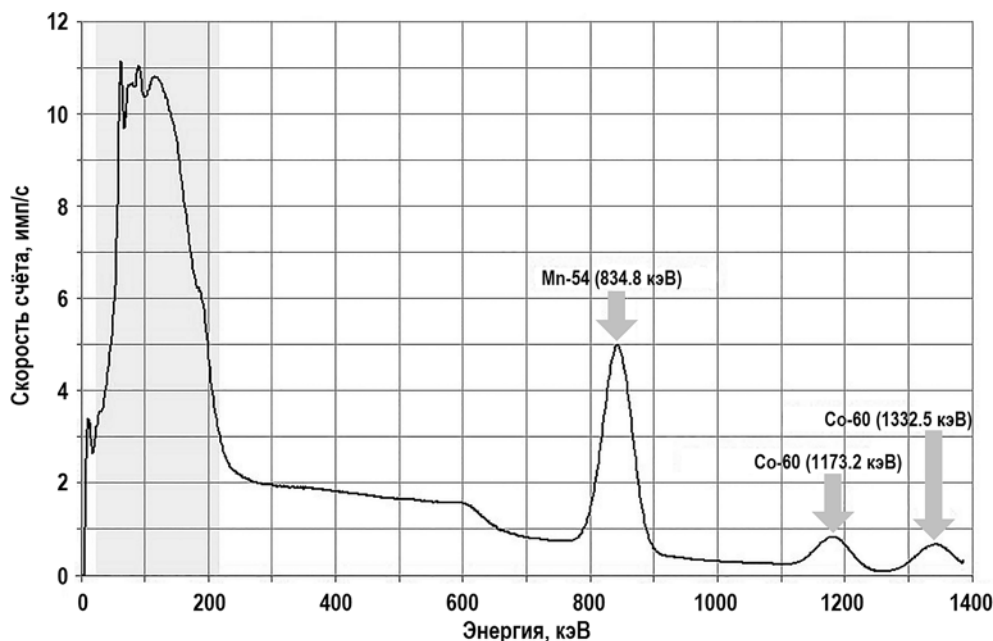


Рис. 3. Спектр излучения источника ^{55}Fe

СТАНДАРТНЫЕ ОБРАЗЦЫ И СПЕЦИАЛЬНЫЕ ИСТОЧНИКИ

Для аттестации методики измерений и энергетической калибровки спектрометра изготовлены специальные изотопные источники, а для метрологической аттестации МИ изготовлены и аттестованы контрольные образцы.

Набор из четырёх источников гамма-излучения включает в себя три источника одной конструкции: основной источник непрерывного рентгеновского излучения, вспомогательные источники для определения формы спектров комптоновского рассеяния гамма-излучения изотопов ^{54}Mn и ^{60}Co . Четвёртый источник ^{241}Am типа ОСГИ установлен под защитой детектора и предназначен для стабилизации энергетической шкалы измеряемых спектров.

Для метрологической аттестации и последующего контроля качества методики измерений изготовлены два вида контрольных образцов:

– КО поверхностной плотности урана (КО-ППУ) металлического с обогащением 90% по ^{235}U ;

– комплект КО сердечников из сплава UAl_x : локальной массы урана (КО-С41), содержащий паспортное значение содержания урана; имитации неоднородности урана (КО-С700); диапазона ЛМУ (КО-С701).

Комплект КО-ППУ содержит шесть урановых дисков диаметром 10 мм из металлического урана в полиэтиленовом корпусе типа АКН. Основной метрологической характеристикой является поверхностная плотность урана. Комплект перекрывает диапазон поверхностных плотностей урана металлического 0,05 – 0,5 г/см² и позволяет проводить измерения спектра коэффициента массового ослабления урана $(\mu/\rho)_\text{U}$ – основного параметра, необходимого для вычисления массы урана по результатам просвечивания. Комплекты КО, изготовленные в виде сердечников мишени, используются для метрологических исследований и аттестации МИ.

ИЗМЕРЕНИЕ СПЕКТРА КОЭФФИЦИЕНТА ПРОПУСКАНИЯ

При определении коэффициента пропускания в рассматриваемом диапазоне энергий получаемый аппаратурный спектр является суперпозицией нескольких спектров: основного по содержанию в препарате ^{55}Fe , примесных ^{54}Mn и ^{60}Co , а также фонового излучения. При измерении сердечника с ураном к спектру прошедшего через сердечник излучения источника примешивается спектр гамма-излучения ^{235}U . Для корректного вычисления коэффициента пропускания необходимо из каждого измеренного спектра вычитать фон и комптоновскую подложку от примесей.

Учет спектра комптоновского рассеивания гамма-излучения ^{54}Mn и ^{60}Co производится с помощью двух специальных источников с этими изотопами. Дополнительно при расчёте коэффициента пропускания необходимо учесть снижение активности опорного источника со временем из-за распада изотопов ^{55}Fe , ^{54}Mn и ^{60}Co .

Вычисление спектров коэффициента пропускания в процессе сканирования сердечника в программе SPCX проводится по формуле

$$T(E_i) = \frac{S(E_i) - B_U(E_i) - \frac{A_S^{\text{Mn}}}{A_{\text{Mn}}} M_{\text{Mn}}(E_i) - \frac{A_S^{\text{Co}}}{A_{\text{Co}}} M_{\text{Co}}(E_i)}{R(E_i) - B(E_i) - \frac{A_R^{\text{Mn}}}{A_{\text{Mn}}} M_{\text{Mn}}(E_i) - \frac{A_R^{\text{Co}}}{A_{\text{Co}}} M_{\text{Co}}(E_i)} \times \exp\left(\frac{-\ln 2}{T_{1/2}^{\text{Fe-55}}} \cdot (\tau_S - \tau_R)\right), \quad (3)$$

где $S(E_i)$ – скорость счёта излучения, прошедшего через сердечник мишени, для энергии E_i , с⁻¹; $B_U(E_i)$ – скорость счёта собственного излучения материала сердечника для энергии E_i , с⁻¹; $M_{\text{Mn}}(E_i)$ – скорость счёта специального источника ^{54}Mn для энергии E_i , с⁻¹; $M_{\text{Co}}(E_i)$ – скорость счёта специального источника ^{60}Co для энергии E_i , с⁻¹; $R(E_i)$ – скорость счёта излучения в отсутствие сердечника мишени (опорный спектр) для энергии E_i , с⁻¹; $B(E_i)$ – скорость счёта фонового излучения для энергии E_i , с⁻¹;

A_S^{Mn} – площадь фотопика примеси ^{54}Mn в спектре образца; A_S^{Co} – площадь фотопика примеси ^{60}Co в спектре образца; A_R^{Mn} – площадь фотопика примеси ^{54}Mn в опорном спектре; A_R^{Co} – площадь фотопика примеси ^{60}Co в опорном спектре; A_{Mn} – площадь фотопика ^{54}Mn в примесном спектре; A_{Co} – площадь фотопика ^{60}Co в примесном спектре; $T_{1/2}^{Fe-55}$ – период полураспада изотопа ^{55}Fe ; τ_S и τ_R – даты измерения опорного спектра и спектра образца.

Для стандартных образцов урана и алюминия формулы для вычисления спектров коэффициента пропускания аналогичны.

ПРЕДСТАВЛЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ИЗМЕРЕНИЙ

На рисунке 4 приведен в качестве примера спектр локальной массы урана и среднее значение ЛМУ в области интереса, полученной при обработке гамма-спектров просвечивания сердечника КО-С41 с содержанием урана около 18%.

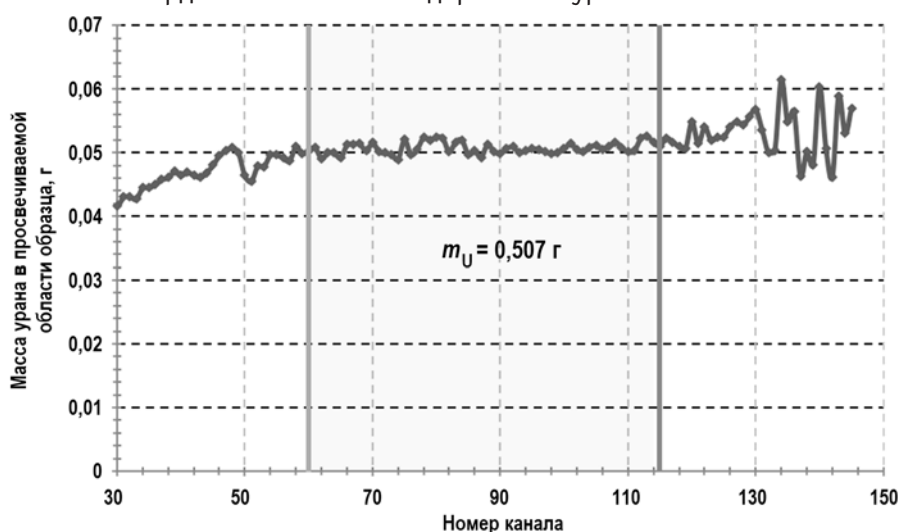


Рис. 4. Спектр локальной массы урана в одной позиции по длине контрольного образца КО-С41

Время измерения одной мишени составляет около 16 минут (32 позиции через 5 мм по 30 с в каждой). По окончании испытания формируется отчёт, в котором указаны общие сведения о сердечнике, распределение ЛМУ в цифровом виде, измеренные характеристики распределения (среднее ЛМУ, СКО ЛМУ, максимальное ЛМУ, относительная неоднородность, доля урана, общая масса урана). Также представляется графическое распределение ЛМУ по длине сердечника.

МЕТРОЛОГИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ И АТТЕСТАЦИЯ МИ

Целью аттестации являлось установление границ погрешности при однократном измерении на участке сканирования для следующих величин:

- локальной массы урана;
- значения неоднородности распределения локальной массы урана;
- суммарной массы урана в сердечнике.

При метрологических исследованиях методики проведена проверка нормальности распределения в выборках для значений канальной массы урана в спектре масс (в области интереса), а также значений локальной массы урана в выборках результатов параллельных измерений. Критерий согласия Пирсона позволил установить, что канальные массы m_U и локальные массы МУ подчиняются нормальному закону распределения [11].

Характеристики погрешности измерения локальной массы урана на участке ска-

нирования закономерно зависят от статистики счета при измерениях, т.е. от длительности экспозиции. Доверительные границы полной относительной погрешности значений МУ $\delta(M_U)$, погрешности значений максимальной инструментальной неоднородности $\delta(H_n)$ и погрешности суммарной массы урана $\delta(M_U)$ в сердечнике при доверительной вероятности $P = 0,95$ приведены в табл. 1.

Таблица 1

Основные характеристики погрешности методики в зависимости от длительности экспозиции, $t_{\text{эксп}}$ ($P = 0,95$)

$t_{\text{эксп}}, \text{с}$	$\delta(M_U), \%$	$\delta(H_n), \%$	$\delta(M_U), \%$
20	$\pm 4,5$	4,5	± 1
40	$\pm 3,2$	3,2	$\pm 0,8$
90	± 2	2	$\pm 0,7$

Измеренное значение суммарной массы урана по длине сердечника имеет систематическое смещение порядка 8%, не зависящее от длительности экспозиции. Оно обусловлено неточным знанием апертуры коллимационной системы. Указанное систематическое смещение устранено введением поправочного множителя $K_{\text{см}} = 1,081$.

Проведенные метрологические испытания и аттестация МИ подтвердили принципиальную работоспособность методики и установки, свидетельство об аттестации МИ выдано метрологической службой института.

Измерения опытных партий мишеней и стержней из уран-алюминиевого сплава позволили выявить и отбраковать образцы с неоднородным содержанием урана. Измерительная установка УИРУМ-С прошла производственные испытания в технологическом режиме 100%-го контроля более 1000 произведённых сердечников.

МИ позволяет проводить неразрушающие измерения массы контролируемого нуклида как в относительных, так и в абсолютных единицах – в граммах делящегося вещества. Кроме того, разработанная методика может использоваться для выполнения измерений не только цилиндрических мишеней, но и мишеней с другими размерами или формами. Это потребует изменения конструкции узла перемещения мишени и алгоритма обработки данных.

Разработанная МИ может быть модифицирована для измерения мишеней, содержащих вместо урана другие элементы, в частности, трансплутониевые.

Литература

1. Центр коллективного пользования «Облучение – материаловедение – исследовательский центр». Электронный ресурс: http://niar.ru/support_centre (дата доступа 01.07.2022).
2. Reilly D., Ensslin N., and Smith H., Jr. Passive Non-destructive Assay of Nuclear Materials, NUREG/CR-5550, LA-UR-90-732, March 1991. – 723 p. Электронный ресурс: <http://large.stanford.edu/courses/2012/ph241/bordia2/docs/ML091470585.pdf> (дата доступа 01.07.2022).
3. Таблица радионуклидов. Le Laboratoire National Henri Becquerel. Электронный ресурс: http://www.nucleide.org/DDEP_WG/Nuclides/Fe-55_tables.pdf (дата доступа 01.07.2022).
4. Исследовательские ядерные установки государств-участников Содружества независимых государств. – М.: Гелиос АРВ, 2016. – 480 с.
5. ГОСТ 15484-81. Излучения ионизирующие и их измерения. Термины и определения. Электронный ресурс: <https://docs.cntd.ru/document/1200015267> (дата доступа 01.07.2022).
6. ГОСТ 25504-82. Источники ионизирующего излучения радионуклидные закрытые. Термины и определения. Электронный ресурс: <https://protect.gost.ru/document.aspx?control=7&id=146483> (дата доступа 01.07.2022).
7. ГОСТ Р 51873-2002. Источники ионизирующего излучения радионуклидные закрытые. Общие технические требования. Электронный ресурс: <https://protect.gost.ru/>

document.aspx?control=7&id=130387 (дата доступа 01.07.2022).

8. ГОСТ Р 51919-2002. Источники ионизирующего излучения радионуклидные закрытые. Методы испытания на утечку. Электронный ресурс: <https://protect.gost.ru/document.aspx?control=7&id=130631> (дата доступа 01.07.2022).

9. ГОСТ Р 52125-2003. Источники ионизирующего излучения радионуклидные закрытые. Методы измерения параметров. Электронный ресурс: <https://protect.gost.ru/document.aspx?control=7&id=130194> (дата доступа 01.07.2022).

10. ГОСТ Р 52241-2004. Источники ионизирующего излучения радионуклидные закрытые. Классы прочности и методы испытаний. Электронный ресурс: <https://protect.gost.ru/document.aspx?control=7&id=129661> (дата доступа 01.07.2022).

11. Гмурман В.Е. Руководство к решению задач по теории вероятностей и математической статистике. – М.: Высшая школа, 2004. – 406 с.

Поступила в редакцию 06.07.2022 г.

Авторы

Романовский Вадим Сергеевич, научный сотрудник

E-mail: rom_sky@mail.ru

Малков Андрей Павлович, начальник службы ядерной безопасности, доцент, д.т.н.

E-mail: malkov@niiar.ru

Кремер Александр Викторович, ведущий инженер

E-mail: sascha.kav@yandex.ru

Кушнир Юрий Алексеевич, ведущий метролог, к.ф.-м.н.

E-mail: kushnir@niiar.ru

Леоненко Александр Анатольевич, начальник лаборатории

E-mail: lvy@yandex.ru

Леоненко Дмитрий Анатольевич, инженер 1 категории

E-mail: lda25@yandex.ru

UDC 539.1.074: 624.039

METHOD FOR MEASURING THE LOCAL MASS OF URANIUM IN URANIUM-ALUMINUM TARGETS FOR ⁹⁹Mo GENERATION

Romanovskiy V.S., Malkov A.P., Kremer A.V., Kushnir Yu.A., Leonenko D.A., Leonenko A.A.

RIAR JSC

9 Zapadnoe Shosse, 433510 Dimitrovgrad, Uliyanovsk Reg., Russia

ABSTRACT

Specific purpose radionuclides for the needs of medicine, science and production sectors are generated by irradiating raw materials in nuclear reactors. The targets are used for ⁹⁹Mo production by irradiation in RBT-10/2 and RBT-6 nuclear reactors of RIAR JSC (ROSATOM Scientific Division). Before irradiation, each target must be checked for uneven distribution of the starting material in order to avoid local overheating of the target shell with possible subsequent depressurization of the target. For measurements, the method of non-destructive analysis was used, based on the transmission of the target by radiation from an external radioactive source based on radionuclide ⁵⁵Fe, emitting X-ray radiation with a continuous spectrum in the range of 30-220 keV. Since the reference irradiation spectrum is continuous, measurement of a sample results in a set (spectrum) of transmission coefficient values calculated for each channel of the analyzer. The calculated mass of the starting material value at the X-rayed core area corresponds to the transmission coefficient value of each channel. Averaging over a few tens of channel values measured simultaneously ensures

measurement result reliability and accuracy. The results of measuring the target are the coefficient of uneven distribution of the starting material and the total mass of the nuclear material. A set of control samples and special isotope radiation sources have been developed and certified as metrological support for the measurement methodology. The spectrometric part of the installation is a scintillation detector with a NaI(Tl) crystal, the target is moved using a stepper motor and a horizontal belt drive module. The main characteristics of the error of the technique depending on the duration of exposure were established.

Key words: radiation density measurement, reactor target, transmission spectrum, X-ray source.

Romanovskiy V.S., Malkov A.P., Kremer A.V., Kushnir Yu.A., Leonenko D.A., Leonenko A.A. Method for Measuring the Local Mass of Uranium in Uranium-Aluminum Targets for ^{99}Mo Generation. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2022, no. 4, pp. 112-121; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2022.4.10> .

REFERENCES

1. Collective Use Center «Irradiation – Materials Science – Research Center». Available at: http://niiar.ru/support_centre (accessed Jul. 01, 2022) (in Russian).
2. Reilly D., Ensslin N., and Smith H., Jr. *Passive Non-Destructive Assay of Nuclear Materials*, NUREG/CR-5550, LA-UR-90-732, March 1991, 723 p. Available at: <http://large.stanford.edu/courses/2012/ph241/bordia2/docs/ML091470585.pdf> (accessed Jul. 01, 2022).
3. Table of Radionuclides, Le Laboratoire National Henri Becquerel. Available at: http://www.nucleide.org/DDEP_WG/Nuclides/Fe-55_tables.pdf (accessed Jul. 01, 2022).
4. *Research Reactors of the Member States of the Commonwealth of Independent States*. Moscow: Helios ARV Publ., 2016, 480 p. (in Russian).
5. GOST 15484-81. *Ionizing Radiation and its Measurements*. Available at: <https://docs.cntd.ru/document/1200015267> (accessed Jul. 01, 2022) (in Russian).
6. GOST 25504-82. *Closed Radionuclide Sources of Ionizing Radiation*. Available at: <https://protect.gost.ru/document.aspx?control=7&id=146483> (accessed Jul. 01, 2022) (in Russian).
7. GOST R 51873-2002. *Closed Radionuclide Sources of Ionizing Radiation*. Available at: <https://protect.gost.ru/document.aspx?control=7&id=130387> (accessed Jul. 01, 2022) (in Russian).
8. GOST R 51919-2002. *Closed Radionuclide Sources of Ionizing Radiation*. Available at: <https://protect.gost.ru/document.aspx?control=7&id=130631> (accessed Jul. 01, 2022) (in Russian).
9. GOST R 52125-2003. *Closed Radionuclide Sources of Ionizing Radiation*. Available at: <https://protect.gost.ru/document.aspx?control=7&id=130194> (accessed Jul. 01, 2022) (in Russian).
10. GOST R 52241-2004. *Closed Radionuclide Sources of Ionizing Radiation*. Available at: <https://protect.gost.ru/document.aspx?control=7&id=129661> (accessed Jul. 01, 2022) (in Russian).
11. Gmurman V.E. *Guide to Solving Problems in Probability Theory and Mathematical Statistics*. Moscow. Vysshaya Shkola Publ., 2004, 406 p. (in Russian).

Authors

Romanovskiy Vadim Sergeevich, Researcher

E-mail: rom_sky@mail.ru.

Malkov Andrey Pavlovich, Head of the Nuclear Safety Service, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: malkov@niiar.ru

Kremer Alexandr Victorovich, Leading Engineer

E-mail: sascha.kav@yandex.ru.

Kushnir Yury Alekseevich, Leading Metrologist, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: kushnir@niiar.ru.

Leonenko Alexander Anatolievich, Head of Laboratory

E-mail: lv@yandex.ru.

Leonenko Dmitriy Anatolievich, 1-st Category Engineer

E-mail: lda25@yandex.ru