

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ НЕЙТРОННОГО СПЕКТРАЛЬНОГО АНАЛИЗА ДЛЯ ОЦЕНКИ СОДЕРЖАНИЯ ДЕЛЯЩИХСЯ ИЗОТОПОВ В ОТВС

А.В. Мицкевич

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ.
249040, Обнинск, Калужской обл., Студгородок, 1*



Рассматривается интегральный нейтронный спектральный анализ в качестве возможной методики оценки содержания делящихся изотопов в ОТВС. Представлены два варианта реализации методики – измерение среднего пропускания ОТВС и эталона на спектре, прошедшем ОТВС. Приведены зависимости среднего пропускания ОТВС от содержания интересующего изотопа в ней, получаемые с использованием двух типов детекторов – гелиевого счетчика и камеры деления. Предложен способ оценки выгорания ОТВС с помощью интегрального нейтронного спектрального анализа (НСА). Дается оценка влияния на пропускание времени выдержки ОТВС.

Ключевые слова: отработавшее ядерное топливо, нейтронный спектральный анализ, оценка содержания ^{235}U и ^{239}Pu , гелиевый счетчик, камера деления, пропускание, тепловыделяющая сборка, время выдержки.

ВВЕДЕНИЕ

По данным МАГАТЭ на декабрь 2012 г. общий совокупный объем отработавшего ядерного топлива, которое было выгружено из реакторов, составил приблизительно 360500 т, из которых примерно 109800 т переработано, а около 250700 т помещены в бассейны хранения отработавшего топлива при реакторах или находятся во вне реакторных хранилищах [1]. Количество ОЯТ, выгруженного за 2012 г., равно примерно 10000 т, а совокупные мировые мощности предприятий по переработке составляют всего около 5000 т/г. Очевидно, что радиохимическая переработка облученного урана значительно отстает от его накопления. При этом для огромных масс хранимого отработавшего урана (и накопившегося плутония) зачастую имеются лишь расчетные оценки его содержания и изотопного состава, а используемые в настоящее время методики неразрушающего контроля не дают желаемой точности. В такой ситуации возникает необходимость в развитии новых методов анализа отработавшего ядерного топлива и определения запасов делящихся материалов. Эти методики должны позволять проводить полный анализ с сохранением целостности ТВС промышленных ядерных реакторов и получением данных для группирования хранимых ОТВС по содержанию ЯМ в них, текущего и будущего отработавшего топлива, направляемого на переработку.

Распространенные гамма-методики, основанные на измерении собственной гамма-активности ^{235}U и ^{239}Pu , применительно к ОТВС неэффективны ввиду доминиро-

© **А.В. Мицкевич, 2014**

вания осколочной активности. Методики, основанные на корреляции различных мониторов выгорания (например, ^{137}Cs и ^{134}Cs), дают лишь косвенное представление о содержании делящихся изотопов, что в случае подмены не гарантирует обнаружения пропажи. Методики, основанные на измерении собственного нейтронного излучения ОТВС, малоэффективны, поскольку практически невозможно разделить разные источники их происхождения. Наиболее эффективными представляется активная нейтронная методика – нейтронный спектральный анализ (НСА).

НЕЙТРОННЫЙ СПЕКТРАЛЬНЫЙ АНАЛИЗ

Методика НСА основывается на наличии резонансов в реакции взаимодействия нейтронов с веществом. Выраженность этих резонансов индивидуальна – она однозначно характеризует каждый изотоп. НСА ориентирован на измерение количества ядер изотопа, а не его активности, поэтому НСА применим к любым изотопам, а не только к радиоактивным. Предлагаемая методика хорошо зарекомендовала себя при контроле содержания ЯМ в тонких образцах [2 – 7, 11 – 13]. Между тем большой интерес представляет разработка НСА для контроля содержания и изотопного состава урана и плутония в ОТВС.

НСА может реализовываться в двух подходах – детальный (Neutron Resonance Transmission Analysis) и интегральный (Resonance Self-indication). Наибольшее распространение получил детальный НСА. Основные экспериментальные результаты были получены в 1970 – 1990-х гг. Наиболее важная работа была выполнена группой Шрака в Национальном бюро стандартов (США) [3]. Были исследованы две вырезки из отработавшего твэла легководного реактора с выгоранием ~ 25000 МВт-д/т U длиной примерно 2,5 см и диаметром 1 см, относящиеся к центру твэла и его краю. Измеренные спектры пропускания были затем обработаны нелинейным методом наименьших квадратов с привлечением оцененных файлов библиотеки ENDF-5. При этом были одновременно определены абсолютные содержания 11-ти актинидов (четыре изотопа урана, пять изотопов плутония и два изотопа америция) и пять продуктов деления с точностями от 0,4 до 20% в зависимости от силы линий.

Ведутся работы по адаптации детального НСА для оценки содержания ^{239}Pu в ОТВС [8 – 10]. Исследования сосредоточены на расчетах и численном моделировании.

Детальный времяпролетный вариант НСА реализует наиболее полный изотопный анализ исследуемого образца. Однако он непрост в воплощении и неоперативен. Вместе с тем зачастую и не требуется знать содержание многих изотопов, но оперативность должна быть высокой. Именно так ставится вопрос в задаче неразрушающего контроля ЯМ в ОТВС. Здесь интересуют содержание только делящихся изотопов – ^{235}U или ^{239}Pu – и потому информативность детального НСА оказывается избыточной. Интегральный НСА, напротив, дает информацию о содержании одного конкретного изотопа [11–14], при этом его реализация проще, а оперативность выше. Содержание интересующего изотопа с помощью интегрального НСА определяется по ослаблению потока нейтронов, прошедшего через исследуемый объект:

$$T(n) = \int f(E) \varepsilon(E) \exp[-n\sigma_{tot}(E)] dE / \int f(E) \varepsilon(E) dE,$$

где $T(n)$ – среднее пропускание; $f(E)$ – нейтронный спектр; n – содержание изотопа (я/барн); $\sigma_{tot}(E)$ – полное сечение изотопа (барн); $\varepsilon(E)$ – эффективность детектора.

Наиболее простым вариантом интегрального НСА является измерение среднего полного пропускания исследуемого объекта, где в качестве детектора используется гелиевый счетчик. Его эффективность плавно меняется с энергией, поэтому он

будет хорошо регистрировать нейтроны всех энергий в резонансной области. Это обстоятельство сильно ухудшает точность оценки содержания интересующего изотопа в многоизотопных композициях. Улучшить точность оценки содержания можно путем создания на базе гелиевого счетчика селективно-чувствительного детектора. Однако для этого потребуются привлечение времяпролетной спектроскопии. Идея заключается в учете только тех нейтронов, которые приходятся на энергии резонансов. Это возможно путем выделения временных окон, охватывающих энергии резонансов интересующего изотопа.

Другим вариантом селективно-чувствительного детектора является камера деления. Используемый в ней тонкий слой делящегося изотопа (урана-235 или плутония-239) высокочувствителен к нейтронам, энергия которых совпадает с энергией резонансов сечения деления данного изотопа. Таким образом, камера регистрирует не весь нейтронный спектр, а лишь участки, приходящиеся на резонансы сечения деления искомого изотопа. Нейтроны других энергий, присутствующие в пучке нейтронов, камерой деления практически не воспринимаются. В итоге использование энергетической избирательности камеры деления позволяет совокупно использовать линии искомого изотопа без измерения детальной структуры спектра, прошедшего ОТВС, что также значительно ускоряет набор статистики. Спектрально-чувствительный детектор может быть создан и на базе гелиевого счетчика.

Интегральный НСА может быть реализован двумя вариантами: измерениями среднего пропускания исследуемого объекта и эталона на спектре, прошедшем исследуемый объект.

К недостаткам данной методики можно отнести сильную зависимость среднего пропускания от формы нейтронного спектра (поэтому требуется тщательное эталонирование). Также возможно перекрывание резонансов полных сечений посторонних изотопов, присутствующих в исследуемом образце, с резонансами сечения искомого. Эта проблема решается, если известно содержание посторонних изотопов.

Можно пойти и другим путем – прибегнуть к выделению временных окон, исключая перекрывающиеся резонансы. Однако такой подход значительно снизит оперативность методики.

МОДЕЛИРОВАНИЕ И РАСЧЕТЫ

Была создана математическая модель, позволяющая рассчитывать среднее пропускание объектов различного изотопного содержания и состава и пропускание эталона на спектре, прошедшем этот объект.

В математическую модель включены 11 актинидов (^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{247}Np) и пять продуктов деления (^{99}Tc , ^{131}Xe , ^{133}Cs , ^{145}Nd , ^{152}Sm). Выбор не интересующих изотопов обусловлен двумя критериями: 1) полные сечения данных изотопов имеют резонансы в интересующей области энергий (0,3–50 эВ) и 2) содержание этих изотопов в ОТВС велико. Те изотопы, полные сечения которых не имеют в интересующей области энергий резонансов (конструкционные материалы, кислород, водород, воздух), будут равномерно снижать интенсивность нейтронов и не скажутся на качестве результатов [8]. Модель также учитывает геометрию ОТВС, позволяет задавать форму нейтронного спектра (смягчение, кадмирование) и тип детектора (камера деления или гелиевый счетчик). Данные о сечениях изотопов брались из библиотеки ENDF-B5 (уточнения сечений в библиотеке ENDF-B7 коснулись существенно более высокого энергетического диапазона, чем того, который необходим для реализации методики НСА). В расчетах использовались данные о сечениях при температурах 800 К (ОТВС) и 300 К (эталон, материал камер деления).

ГЕОМЕТРИЯ ТВС

Все известные работы по изучению интегрального НСА велись на плоских образцах [2 – 8, 11 – 14]. Однако ОТВС не является плоской. При проведении исследования среднее пропускание ОТВС представлялось в виде суперпозиции пропускания плоских слоев, составляющих ее, с учетом вклада каждого слоя в общую толщину:

$$\langle T \rangle = \sum \omega_i T_i,$$

где $\langle T \rangle$ – среднее пропускание неплоского объекта; T_i – пропускание i -го плоского слоя; ω_i – вклад i -го слоя в общую толщину.

При моделировании геометрии ОТВС был сделан ряд упрощений: 1) конструкционные материалы не учитывались, 2) изотопы распределены в твэлах равномерно, 3) поглощающие стержни заменены на твэлы.

ДИАПАЗОН ПРИМЕНИМОСТИ МЕТОДИКИ

При больших содержаниях искомого изотопа в исследуемом объекте резонансы выводят из эксперимента нейтроны принадлежащих им энергий, но продолжают работать крылья резонансов. Задача состояла в том, чтобы определить, при каком содержании среднее пропускание начнет описываться экспоненциальной зависимостью. Проведенные расчеты показали, что максимальное значение содержания металлического ^{235}U , при котором методика работает, составляет $\sim 0,08$ я/барн, а для ^{239}Pu $\sim 0,11$ я/барн. Для сравнения в свежих шестигранных ТВС энергетических реакторов, где обогащение топлива не превышает 5%, максимальное содержание ^{235}U на пути пучка нейтронов не превышает 0,011 я/барн. Следовательно, оценка содержания ^{235}U и ^{239}Pu в ОТВС с помощью методики интегрального НСА возможна.

ВЫБОР ОПТИМАЛЬНОГО НЕЙТРОННОГО СПЕКТРА

Все сильные резонансы сечения ^{235}U и ^{239}Pu локализованы в низкоэнергетической области (0,3 – 40 эВ), поэтому нейтронный спектр должен иметь максимум при данных энергиях. Наибольший интерес представляет нейтронный спектр, при котором различие между измеренными средними пропусканиями эталонов, отличающихся по содержанию искомого изотопа на 1%, будет максимальным. Это различие будет расти с увеличением смягчения нейтронного спектра, поэтому предпочтительнее наибольшее смягчение. Однако при замедлении нейтронов часть их теряется (поглощается, рассеивается). Доля этих потерь увеличивается с ростом толщины замедлителя. С учетом этого были проведены расчеты, которые показали, что наиболее оптимальным является спектр нейтронов $\sim E^{-1/2}$.

РАСЧЕТ СРЕДНЕГО ПРОПУСКАНИЯ ОТВС ПО ДЕЛЕНИЮ ^{235}U И ^{239}Pu

В качестве исследуемого объекта была выбрана бесчехловая ТВС ВВЭР-1000 4,4% обогащения. Изотопный состав, используемый в расчетах, был взят из работы [15].

Расчеты среднего пропускания ОТВС известных выгораний по делению ^{235}U показывают (табл. 1, рис. 1), что разным содержаниям ^{235}U может соответствовать одно и то же значение пропускания. Причиной этого является перекрывание резонансов полных сечений сторонних изотопов с резонансами искомого изотопа. Чтобы устранить двузначность трактовки пропускания при малых выгораниях необходимо привлекать сведения о выгорании ОТВС.

Чувствительность методики к оценке содержания ^{235}U , представляющая собой процент изменения содержания при процентном изменении измеренного пропускания, составляет менее 4%.

Таблица 1

Среднее пропускание ОТВС по делению ^{235}U

Выгорание, МВт-сут/кг	Выгорание ^{235}U в ОТВС, %	Содержание ^{235}U в ОТВС, я/барн $\cdot 10^{-4}$	Среднее пропускание ОТВС по делению ^{235}U	% $n/\%T$
0	0	89,4	0,0647	1,5
10	21,6	70,1	0,0624	1,9
20	43,1	50,9	0,0646	2,2
30	58,5	37,1	0,0687	2,7
40	70,8	26,1	0,0743	3,1
50	80,3	17,6	0,0812	3,9

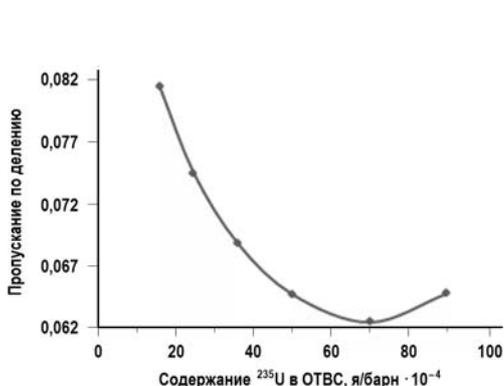


Рис. 1. Зависимость среднего пропускания ^{235}U по делению от содержания ^{235}U в ОТВС

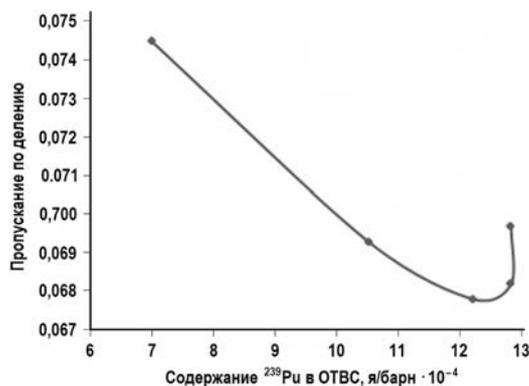


Рис. 2. Зависимость среднего пропускания ^{239}Pu по делению от содержания ^{239}Pu в ОТВС

Таблица 2

Среднее пропускание ОТВС по делению ^{239}Pu

Выгорание, МВт-сут/кг	Содержание ^{239}Pu в ОТВС, я/барн $\cdot 10^{-4}$	Среднее пропускание ОТВС по делению ^{239}Pu	% $n/\%T$
10	7,0	0,0745	3,6
20	10,5	0,0693	3,2
30	12,2	0,0678	2,9
40	12,8	0,0682	2,9
50	12,8	0,0697	2,8

Зависимость среднего пропускания ОТВС по делению ^{239}Pu (табл. 2, рис. 2) также имеет неоднозначную зависимость. Чувствительность методики к оценке содержания ^{239}Pu находится в пределах 3 – 4%. Способ оценки содержания искомого изотопа в ОТВС с помощью измерения эталона по делению на спектре, прошедшем ОТВС, позволяет из-

бежать двузначной трактовки содержания. В таблице 3 и на рис. 3 приведена такая зависимость с использованием 0,4 см эталона ^{235}U . Чувствительность данного варианта методики к оценке содержания ^{235}U не превышает 4,5%.

Зависимость пропускания 0,4 см эталона ^{235}U ($202 \cdot 10^{-4}$ я/барн) по делению на спектре нейтронов, прошедших ОТВС, от содержания в ней ^{235}U

Таблица 3

Выгорание, МВт-сут/кг	Выгорание ^{235}U в ОТВС, %	Содержание ^{235}U в ОТВС, я/барн $\cdot 10^{-4}$	Среднее пропускание эталона ^{235}U по делению за ОТВС	%п/Т
0	0	89,4	0,331	3,7
10	21,6	70,1	0,314	3,9
20	43,1	50,9	0,291	3,6
30	58,5	37,1	0,265	3,3
40	70,8	26,1	0,239	3,4
50	80,3	17,6	0,214	4,3

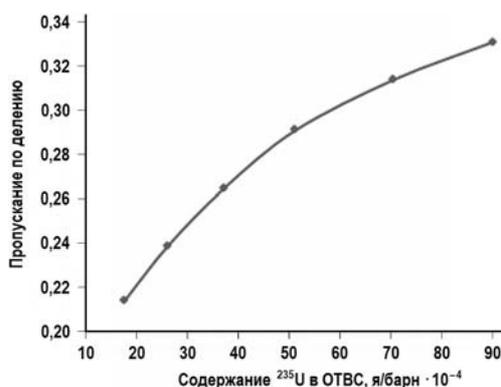


Рис. 3. Зависимость среднего пропускания эталона ^{235}U по делению на спектре, сформированном ОТВС, от содержания в ней ^{235}U

Похожая зависимость наблюдается и для оценки ^{239}Pu (табл. 4, рис. 4). Здесь чувствительность методики лучше 3%.

Зависимость пропускания 0,4 см эталона ^{239}Pu ($206,4 \cdot 10^{-4}$ я/барн) по делению за ОТВС от содержания в ней ^{239}Pu

Таблица 4

Выгорание, МВт-сут/кг	Содержание ^{239}Pu в ОТВС, я/барн $\cdot 10^{-4}$	Среднее пропускание эталона ^{239}Pu по делению за ОТВС	%п/Т
10	7,0	0,186	3,1
20	10,5	0,213	2,7
30	12,2	0,224	2,5
40	12,8	0,226	2,5
50	12,8	0,226	2,5

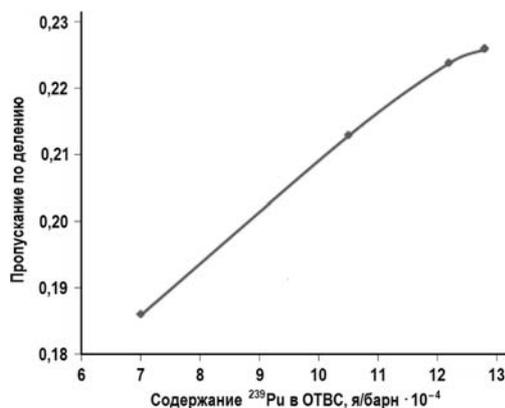


Рис. 4. Зависимость среднего пропускания эталона ^{239}Pu по делению на спектре, сформированном ОТВС, от содержания в ней ^{239}Pu

Чувствительность представленных вариантов интегрального НСА к оценке содержания примерно одинакова, и для ^{235}U не превышает 4,5%, а для ^{239}Pu – 3%. При этом оперативность вариантов будет отличаться в n раз (n – отношение пропускания ОТВС к пропусканию эталона и ОТВС). При использовании эталонов, представленных в табл. 3 и 4, оперативность методики снизится примерно в шесть–восемь раз.

При реализации измерения среднего полного пропускания во временных окнах чувствительность методики к оценке содержания ^{235}U и ^{239}Pu немного хуже и не превышает 7% для ^{235}U и 5% для ^{239}Pu . Преимуществом данного варианта интегрального НСА является более короткое время набора необходимого числа отсчетов, поскольку эффективность регистрации гелиевого счетчика в сотни раз выше эффективности камеры деления.

ВЛИЯНИЕ ВРЕМЕНИ ВЫДЕРЖКИ НА ЗНАЧЕНИЕ СРЕДНЕГО ПРОПУСКАНИЯ

Помимо рассмотрения вариантов интегрального НСА была проведена оценка влияния времени выдержки ОТВС на значение среднего пропускания. С течением времени содержание некоторых изотопов в ОТВС изменяется. Особый интерес представляют те изотопы, резонансы полного сечения которых перекрываются с резонансами интересующих изотопов. К таким изотопам относятся ^{241}Pu (период полураспада 14 лет) и ^{241}Am (продукт распада ^{241}Pu).

Таблица 5
Зависимость пропускания ОТВС по делению ^{235}U от времени выдержки

Выгорание, МВт·сут/кг	Содержание ^{235}U в ОТВС, я/барн	Выдержка, лет				
		0	3	5	10	25
10	70,1	0,0624	0,0624	0,0624	0,0624	0,0623
20	50,9	0,0646	0,0646	0,0645	0,0645	0,0645
30	37,1	0,0687	0,0687	0,0687	0,0687	0,0688
40	26,1	0,0743	0,0743	0,0744	0,0744	0,0747
50	17,6	0,0812	0,0813	0,0813	0,0815	0,0820

Проведенные расчеты показывают (табл. 5, 6), что изменение изотопного состава со временем выдержки практически не сказывается на значении среднего пропускания при

оценке ^{235}U и существенно влияет на среднее пропускание при оценке ^{239}Pu .

Таблица 6
Зависимость пропускания ОТВС по делению ^{239}Pu от времени выдержки

Выгорание, МВт·сут/кг	Содержание ^{239}Pu в ОТВС, я/барн	Выдержка, лет				
		0	3	5	10	25
10	7	0,0946	0,0945	0,0944	0,0943	0,0942
20	10,5	0,0920	0,0917	0,0915	0,0911	0,0904
30	12,2	0,0919	0,0915	0,0911	0,0904	0,0892
40	12,8	0,093	0,0922	0,0917	0,0908	0,0892
50	12,8	0,0948	0,0938	0,0933	0,0921	0,0902

ОЦЕНКА ВЫГОРАНИЯ ОТВС

Наиболее распространенный способ оценки выгорания – измерение активностей мониторов выгорания. Однако выгорание может быть оценено и с помощью интегрального НСА по содержанию осколков. Последнее измеряется по ослаблению потока нейтронов резонансами этих осколков. В области энергий 0,4–40 эВ резонансы имеются у пяти осколков деления (^{99}Tc , ^{131}Xe , ^{133}Cs , ^{145}Nd , ^{152}Sm). С ростом выгорания содержание данных осколков в ОТВС увеличивается, а значит, среднее пропускание будет уменьшаться. Чтобы минимизировать вклад посторонних изотопов, если источник нейтронов импульсный, предлагается использовать времяпролетную спектрометрию с выделением временных окон, охватывающих резонансы осколков. Если же источник нейтронов непрерывный, то можно использовать детектор, аналогичный камере деления, но имеющий тонкий слой изотопа, содержание которого в исследуемом объекте требуется определить.

Следует отметить, что у ^{99}Tc , ^{133}Cs и ^{145}Nd преобладающим является сечение захвата, а у ^{131}Xe и ^{152}Sm – сечение рассеяния, поэтому для измерения пропускания необходимо использовать разные детекторы.

При измерении среднего полного пропускания по резонансам ^{99}Tc , ^{133}Cs и ^{145}Nd используются три временных окна, соответствующих резонансным энергиям 4,0–4,7, 5,2–6,2 и 41,3–43,6 эВ.

В результате проведенных расчетов была получена зависимость среднего полного пропускания во временных окнах от выгорания (табл. 7, рис. 5).

Таблица 7
Зависимость среднего полного пропускания во временных окнах, соответствующих резонансам ^{99}Tc , ^{133}Cs и ^{145}Nd , от выгорания

Выгорание, МВт·сут/кг	Среднее полное пропускание во временных окнах	Методическая чувствительность, МВт·сут/кг/%T
0	0,1377	0,6
10	0,116	1,1
20	0,106	1,5
30	0,099	1,9
40	0,094	3,4
50	0,0913	3,8

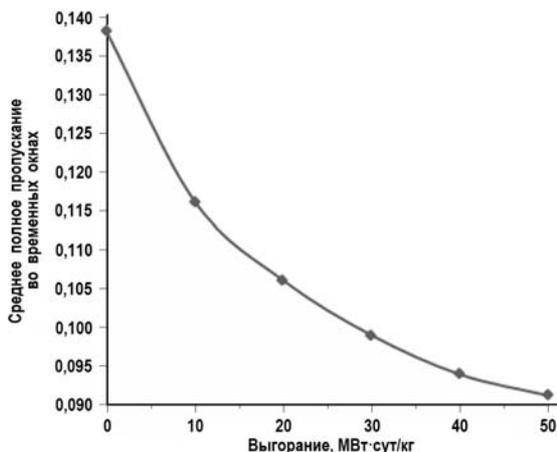


Рис. 5. Зависимость среднего полного пропускания ОТВС во временных окнах, соответствующих резонансам ^{99}Tc , ^{133}Cs и ^{145}Nd , от выгорания

Чувствительность методики к оценке выгорания (изменение выгорания на процент измеренного пропускания) варьируется в пределах 0,6–3,8 МВт-сут/кг/%Т, ухудшаясь по мере увеличения выгорания.

При оценке выгорания по содержанию ^{131}Xe и ^{152}Sm выделяются два временных окна, соответствующих резонансным энергиям 7,2–9,0 и 13,0–16,0 эВ. Наблюдаемая зависимость очень похожа на ту, что была получена раньше, однако чувствительность методики хуже.

Чувствительность методики к оценке выгорания ухудшается по мере роста выгорания от 0,3 до 23 МВт-сут/кг/%Т.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

НСА является одной из немногих неразрушающих методик, которые могут давать информацию о содержании интересующего изотопа в исследуемом объекте напрямую.

Из двух видов НСА ОТВС наиболее простым оперативным и дешевым является интегральный НСА.

Диапазон применимости методики достаточно широк и позволяет проводить анализ ОТВС энергетических реакторов.

Чувствительность методики к оценке содержания ^{235}U и ^{239}Pu в ОТВС находится в пределах 3–7%, что позволит иметь ожидаемую полную погрешность в пределах 5–10%.

На значение среднего пропускания ОТВС влияет время выдержки и связанное с ним изменение изотопного состава. Наиболее сильно его влияние проявляется при оценке содержания ^{239}Pu .

Присутствие в ОТВС стабильных продуктов деления позволяет оценить ее выгорание. Среди двух представленных вариантов оценки выгорания (оценка по ^{99}Tc , ^{133}Cs , ^{145}Nd и по ^{131}Xe , ^{152}Sm) наибольшей чувствительностью обладает вариант оценки по резонансам ^{99}Tc , ^{133}Cs , ^{145}Nd . При оценке выгорания требуется учитывать время выдержки.

Литература

1. The Nuclear Safety Review 2013 // GC(57)/INF/3.IAEA, Austria, July 2013. Доступно на URL <http://www.iaea.org>
2. J.W.Behrens, R.G.Johnson and R.A.Schrack. Neutron transmission measurements to determine isotopic content of spent fuel. // Trans. Am. Nucl. Soc. 1983.V. 44. P. 204.
3. J.W.Behrens, R.G.Johnson and R.A.Schrack. Neutron resonance transmission analysis of reactor spent fuel samples. // Nucl. Technology. 1984. V. 67. P. 162.
4. R.A.Schrack. Uranium-235 measurement in waste material by resonance neutron radiography.

// Nucl. Technology. 1984. V. 67. P. 326.

5. *M.C.Moxon, J.B.Bricland, S.Croft and D.S.Bond.* The measurement of B¹⁰ content of enriched boron samples using time-of-flight technique. // Proc. of int. conf. nuclear data for science and technology. Julich, FRG. 1991. P. 441.

6. *Ishikava, Tachikava and Okhubo.* Non-destructive element analysis by neutron resonance absorption. // Trans. Am. Nucl. Soc. 1988. V. A056 (SUPPL.3). P. 31.

7. *J.C. Overlay.* NRTA determination of the organic compound compositions. // Int. j. appl. radiat. isot. 1985. V. 36. P. 185.

8. *Sterbentz J. and Chichester D.* Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA): A Nondestructive Assay Technique for the Next Generation Safeguards Initiative's Plutonium Assay Challenge // End-of-year report, Idaho National Laboratory, December 2010.

9. *Sterbentz J. and Chichester D.* Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA): Initial Studies of a Method for Assaying Plutonium in Spent Fuel // Preprint of 33-rd ESARDA Annual Meeting, Idaho National Laboratory, May 2011.

10. *Sterbentz J. and Chichester D.* Assessing the Feasibility of Using Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA) for Assaying Plutonium in Spent Fuel Assemblies // Preprint of INMM-2012 Annual Meeting, Idaho National Laboratory, July 2012.

11. *Menlove H.O., Tesche C.D., Thorpe M.M. et al.* A resonance self-indication technique for isotopic assay of fissile materials // Nuclear application. 1969. V. 6. PP. 401–408.

12. *Keepin G.R., Menlove H.O.* Application areas and results of nondestructive assay measurements // Safeguards technique. Proc. Symp. Karlsruhe, IAEA, Vienna. 1970. V. 2. P. 79.

13. *Cheng Y.T., Garrett D.A.* Resonance neutron radiography // Neutron Radiography. Proc. Conf. San Diego. 1983. P. 513.

14. *Мицкевич А.В., Коровин Ю.А., Догов А.А.* Разработка интегрального варианта нейтронного спектрального анализа для оценки содержания делящихся элементов в отработавших топливных сборках // Вестник НИЯУ МИФИ. 2014. Т. 3. №1. С. 91-96.

15. *Аникин А.Ю., Герасимов Д.К., Курьиндин А.В., Соколов К.Ю., Строганов А.А.* Верификация программного средства PSG2/SERPENT для расчета изотопного состава ОЯТ ВВЭР-1000 и ВВЭР-440. // «Материалы конференции. Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». ОКБ «Гидропресс», 28-31 мая, 2013.

Поступила в редакцию 19.01.2014 г.

Автор

Мицкевич Александр Валерьевич, аспирант,
E-mail: Aleksandr_M@tut.by

UDC 53.082.79

DEVELOPMENT OF NEUTRON SPECTRUM ANALYSIS METHOD TO ASSESS THE CONTENT OF FISSILE ISOTOPES IN SFA

Mitskevich A.V.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Nuclear Research University «MEPhI». 1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

The paper presents the integrated neutron spectrum analysis as a potential method for estimating the contents of fissile isotopes in SFAs. Two method implementation variants are described: (1) measurement of SFA average transmission and (2) measurement of sample average transmission in the spectrum that has passed a SFA. The authors describe the dependences of SFA average transmission on its content of the required isotope obtained by means of two types of detectors: helium counter tube and fission chamber. Also, the authors propose a method to estimate SFA burn-up by means of the integrated NSA. In addition, SFA

residence time influence on transmission is estimated.

Key words: spent fuel, neutron spectrum analysis, ^{235}U and ^{239}Pu content assessment, helium counter tube, fission chamber, transmission, fuel assembly, residence time.

REFERENCES

1. The Nuclear Safety Review 2013 // GC(57)/INF/3.IAEA, Austria, July 2013. Available at <http://www.iaea.org>
2. Behrens J.W., Johnson R.G., Schrack R.A. Neutron transmission measurements to determine isotopic content of spent fuel. *Trans. Am. Nucl. Soc.* 1983, v. 44, p. 204.
3. Behrens J.W., Johnson R.G., Schrack R.A. Neutron resonance transmission analysis of reactor spent fuel samples. *Nucl. Technology.* 1984, v. 67, p. 162.
4. Schrack R.A. Uranium-235 measurement in waste material by resonance neutron radiography. *Nucl. Technology.* 1984, v. 67, p. 326.
5. Moxon M.C., Bricland J.B., Croft S., Bond D.S. The measurement of B^{10} content of enriched boron samples using time-of-flight technique. *Proc. of int. conf. nuclear data for science and technology.* Julich, FRG. 1991, p. 441.
6. Ishikawa, Tachikawa and Okhubo. Non-destructive element analysis by neutron resonance absorption. *Trans. Am. Nucl. Soc.* 1988, v. A056 (suppl. 3), p. 31.
7. Overlay J.C. NRTA determination of the organic compound compositions. *Int. J. Appl. Radiat. Isot.* 1985, v. 36, p. 185.
8. Sterbentz J. and Chichester D. Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA): A Nondestructive Assay Technique for the Next Generation Safeguards Initiative's Plutonium Assay Challenge. End-of-year report, Idaho National Laboratory, December 2010.
9. Sterbentz J. and Chichester D. Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA): Initial Studies of a Method for Assaying Plutonium in Spent Fuel. Preprint of 33rd ESARDA Annual Meeting, Idaho National Laboratory, May 2011.
10. Sterbentz J. and Chichester D. Assessing the Feasibility of Using Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA) for Assaying Plutonium in Spent Fuel Assemblies. Preprint of INMM-2012 Annual Meeting, Idaho National Laboratory, July 2012.
11. Menlove H.O., Tesche C.D., Thorpe M.M. et al. A resonance self-indication technique for isotopic assay of fissile materials. *Nuclear application.* 1969, v. 6., pp. 401–408.
12. Keepin G.R., Menlove H.O. Application areas and results of nondestructive assay measurements. *Safeguards technique. Proc. Symp. Karlsruhe, IAEA, Vienna.* 1970, v. 2. p. 79.
13. Cheng Y.T., Garrett D.A. Resonance neutron radiography. *Neutron Radiography. Proc. Conf. San Diego.* 1983, p. 513.
14. Mitskevich A.V., Korovin Yu. A., Dogov A.A. Development of neutron spectrum analysis integrated variant for assessing the contents of fissile elements in spent fuel assemblies. *Vestnik NRNUMEPHI.* 2014, v. 3. no 1, pp. 91-96 (in Russian).
15. Anikin A.Y., Gerasimov D.K., Kuryndin A.V., Sokolov K.Y., Stroganov A.A. Verification of Software PSG2/SERPENT for calculation of isotopic content of SFA VVER-1000 and VVER-440. *Conf. material. Ensuring the safety of nuclear power plants with VVER. OKB "GIDROPRESS".* May 2013 (in Russian).

Author

Mitskevich Aleksandr Valer'evich, Postgraduate Student
E-mail: Aleksandr_M@tut.by