

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Simpson A., McElhane S.** Fast enrichment screening for safeguards applications. — In: Symp. on Intern. Safeguards. Vienna, Austria, Nov. 2010. Paper IAEA-CN-184/093.
2. **Vo D.** Comparison of portable detectors for uranium enrichment measurements. — J. Radioanal. Nucl. Chem., 2008, v. 276, № 3, p. 693—698.
3. **Berlizov A.N., Gunnink R., Zsigrai J. e.a.** Performance testing of the upgraded uranium isotopics multi-group analysis code MGAU. — Nucl. Instrum. Meth. in Phys. Res., A, 2007, v. 575, p. 498—506.
4. **Райлли Д., Энслин Н., Смит Х., Крайнер С.** Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов. М.: Бином, 2000. 720 с.
5. **Mortreau P., Berndt R.** Determination of the uranium enrichment with the NaIGEM code. — Nucl. Instrum. Meth. in Phys. Res., A, 2004, v. 530, p. 559—567.
6. **Gunnink R., Ruhter W., Miller P. e.a.** MGAU: a New Analysis Code for Measuring U-235 Enrichments in Arbitrary Samples: Preprint LLNL, UCRL-JC-114713. USA, 1994.
7. **Morel J., Hill C., Bickel M. e.a.** Results from the international evaluation exercise for uranium enrichment measurements. — Appl. Rad. Isot., 2000, v. 52, p. 509—522.
8. **Morel J., Clark D.** Influence of nuclear data on uranium enrichment results obtained by XKa spectral region analysis. — Ibid., 2002, v. 56, p. 85—91.
9. **Ruellan H., Lepy M., Etcheverry M. e.a.** A new spectra processing code applied to the analysis of ^{235}U and ^{238}U in the 60 to 200 keV energy range. — Nucl. Instrum. Meth. in Phys. Res., A, 1996, v. 369, p. 651—656.
10. **Yücel H.** The applicability of MGA method for depleted and natural uranium isotopic analysis in the presence of actinides (^{232}Th , ^{237}Np , ^{233}Pa and ^{241}Am). — Appl. Rad. Isot., 2007, v. 65, p. 1269—1280.
11. **Parker W., Wang T.-F., Clark D. e.a.** Plutonium and Uranium Isotopic Analysis: Recent Developments of the MGA++ Code Suite: Preprint LLNL, UCRL-JC-133130. USA, 1999.
12. **Gunnink R., Arlt R.** Methods for evaluating and analyzing CdTe and CdZnTe spectra. — Nucl. Instrum. Meth. in Phys. Res., A, 2001, v. 458, p. 196—205.
13. **Press W., Teukolsky S., Vetterling W. e.a.** Numerical Recipes in C. The Art of Scientific Computing. NY.: Cambridge University Press, 1995.
14. **Berger M., Hubbell J., Seltzer S.** XCOM: Photon Cross Sections Database. USA, Gaithersburg: NIST, 1987.
15. **Scofield J.** Exchange corrections of K X-ray emission rates. — Phys. Rev., 1974, v. A9, p. 1041—1048.

Поступила в Редакцию 1.04.13

УДК 621.039.5

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОСТАТОЧНОГО СОДЕРЖАНИЯ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ В ТОПЛИВЕ ОТРАБОТАВШИХ ТВС С ВЫСОКИМ НАЧАЛЬНЫМ ОБОГАЩЕНИЕМ С ПОМОЩЬЮ АКТИВНОГО НЕЙТРОННОГО МЕТОДА

*Бушуев А.В., Кожин А.Ф., Глаговский Э.М., Зубарев В.Н., Алеева Т.Б., Петрова Е.В., Руденко В.С.,
Смирнов В.Е., Малахов М.И. (НИЯУ МИФИ, г. Москва)*

ТВС исследовательских и транспортных реакторов характеризуются высоким начальным обогащением и относительно большим содержанием делящегося материала в топливе отработавших ТВС. Комплектование партий сборок для транспортировки и переработки на радиохимическом заводе затрудняет отсутствие паспортов или их недостоверность, поэтому появляется необходимость определения содержания делящихся материалов в топливе отработавших ТВС на месте их временного хранения [1]. Методики определения выгорания ТВС энергетических реакторов, основанные на измерении их собственного γ - или нейтронного излучения, требуют знания истории облучения, что делает невозможным их применение в рассматриваемом случае. В МИФИ разработаны методика и стенд для определения остаточного содержания

делящегося материала в топливе отработавших ТВС исследовательских и транспортных реакторов.

В основу методики положено измерение одиночных нейтронов, образующихся при делении ^{235}U в отработавшей ТВС при ее облучении нейтронами радиоизотопного AmLi-источника. Преимуществами методики являются отсутствие потребности в данных об истории облучения отработавших ТВС и возможность применения в качестве стандартных образцов паспортизованных на заводе серийных ТВС.

При разработке методики были учтены особенности ТВС исследовательских и транспортных реакторов:

высокое обогащение топлива и большое содержание делящихся материалов в топливе отработавших ТВС и, как следствие, большое чис-

ло нейтронов, образующихся в результате деления урана при облучении отработавших ТВС AmLi-источником;

относительно малые размеры ТВС, что облегчает их равномерное облучение внешним источником нейтронов и выравнивает эффективность регистрации нейтронов, испускаемых с разных участков отработавших ТВС. При анализе малоразмерных отработавших ТВС можно сразу получить отклик от всего содержащегося в них делящегося материала, что упрощает и ускоряет процесс измерений.

При конструировании измерительной установки учитывали следующие требования:

возможность быстрой сборки-разборки стенда при его перемещении с одного объекта на другой;

простота конструкции стенда из доступных для приобретения составных частей (AmLi-источники нейтронов, гелиевые нейтронные счетчики, блоки свинцовой защиты, блоки из полиэтилена).

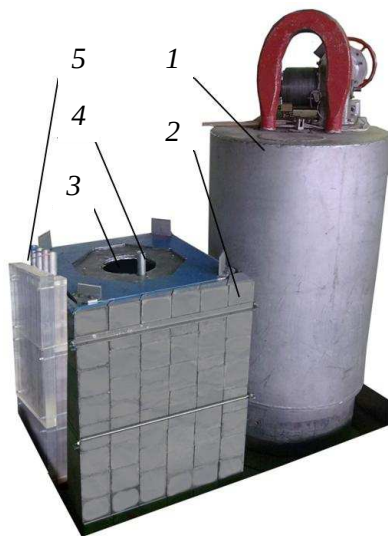
На ИРТ МИФИ был создан макет стенда, который представляет собой призму из полиэтиленового замедлителя нейтронов с центральным отверстием диаметром 180 мм для размещения измеряемой ТВС (рис. 1). Призма окружена сборной свинцовой защитой толщиной 100 мм. К боковой поверхности призмы примыкает блок из оргстекла, в котором размещены четыре ^3He -счетчика нейтронов СНМ-11 с дли-

ной рабочей части 900 мм. Их применение обеспечивает высокую эффективность регистрации нейтронов по сравнению с камерами деления, обычно используемыми для измерения нейтронов в условиях высокого фона γ -излучения. В полиэтилене установлена трубка с двумя AmLi-источниками нейтронов мощностью $5 \cdot 10^4 \text{ с}^{-1}$ каждый. Средняя энергия нейтронов AmLi-источника составляет 0,3 МэВ, поэтому вероятность деления ^{238}U незначительна. Отработавшие ТВС перемещали из хранилища в стенд с помощью перегрузочного контейнера.

Масса делящихся материалов в отработавших ТВС определяется по градуировочной зависимости скорости счета нейтронов вынужденного деления от массы ^{235}U . Для построения градуировочной зависимости предполагается использовать элементы необлученных ТВС, в которых уран равномерно распределен по высоте топливного сердечника.

Для исключения влияния неравномерного распределения делящихся материалов в отработавших ТВС на результаты измерения остаточной массы необходимо выполнить условие: произведение потока нейтронов внешнего источника $\Phi(z)$, падающего на элементы поверхности отработавших ТВС, на эффективность регистрации нейтронов вынужденного деления $\epsilon(z)$ должно быть одинаковым по всей высоте топливного сердечника. Этого можно достичь, например, правильным выбором числа и места расположения AmLi-источников, частичным экранированием счетчиков нейтронов, применением торцевых отражателей. Проверить равномерность генерации и регистрации нейтронов от всех участков ТВС можно, измеряя скорость счета нейтронов вынужденного деления от небольшого образца обогащенного урана (массой 25—30 г ^{235}U), помещаемого в различные позиции по высоте полости стенда.

Для выбора толщины свинцовой защиты были измерены спектры γ -излучения отработавших ТВС с разным временем выдержки. Установлено, что через 3 года выдержки отработавших ТВС основным источником γ -излучения является ^{137}Cs . Его активность в отдельных отработавших ТВС достигала $5 \cdot 10^{13}$ Бк. Дозиметрические измерения показали, что свинцовая защита толщиной 100 мм обеспечивает условия безопасной работы для обслужи-



Р и с. 1. Стенд для измерения отработавших ТВС ИРТ МИФИ: 1 — контейнер для перегрузки отработавших ТВС; 2 — защита из свинцовых блоков; 3 — полость для отработавших ТВС; 4 — трубка с AmLi-источниками; 5 — счетчики нейтронов СНМ-11

вающего персонала, соответствующие ОСПОРБ-99/2010, а также устраняет влияние γ -излучения на ^3He -счетчики.

На стенде были измерены 10 отработавших ТВС ИРТ МИФИ двух типов: ИРТ-3М и ИРТ-2М начальным обогащением ^{235}U 90 и 36% соответственно, с разной историей облучения и разной глубиной выгорания (см. таблицу). Габаритные размеры ТВС составляли $880 \times 70 \times 70$ мм, длина топливного сердечника — 580 ± 20 мм. Выгорание было ранее рассчитано с погрешностью 10%, в некоторых случаях определено экспериментально по методике [2] с погрешностью около 2%. Среднее выгорание изменялось от 8 до 56%, максимальное в центральной части сборки достигало 70%. С каждой отработавшей ТВС были выполнены 2—3 опыта по три измерения в каждом. Измеряли скорость счета нейтронов AmLi-источника без отработавшей ТВС ($N_{\text{ист}}$), скорость счета собственного нейтронного излучения отработавшей ТВС без AmLi-источника ($N_{\text{твс}}$) и суммарную скорость счета от AmLi-источника и отработавшей ТВС ($N_{\text{сум}}$). Продолжительность единичного измерения составляла 7 мин.

Результаты измерения отработавших ТВС

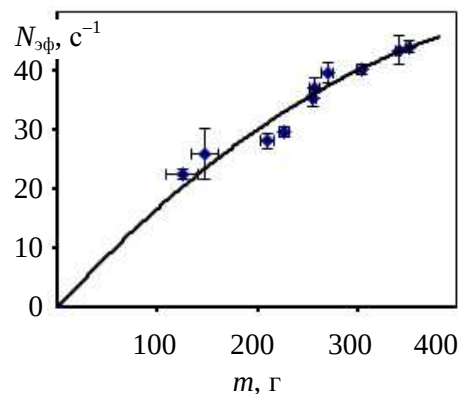
Тип ТВС	Номер	Масса ^{235}U , г	Скорость счета, имп./с	
			$N_{\text{Ф1}}$	$N_{\text{эф}}$
Четырехтрубная, начальная масса ^{235}U ~380 г (время охлаждения 25 лет), обогащение 36%	1	258 ± 6	$12,1 \pm 1,3$	$37,1 \pm 1,7$
	2	270 ± 5	$5,67 \pm 0,09$	$39,6 \pm 1,7$
	3	305 ± 4	$2,66 \pm 0,10$	$40,2 \pm 0,9$
	4	341 ± 3	$1,29 \pm 0,04$	$43,4 \pm 2,5$
	5	351 ± 2	$0,90 \pm 0,04$	$44,1 \pm 1,0$
Шеститрубная, начальная масса ^{235}U ~280 г (время охлаждения 3,5 года), обогащение 90%	6	125 ± 16	$21,0 \pm 0,2$	$22,5 \pm 0,8$
	7	148 ± 13	$13,1 \pm 0,1$	26 ± 4
	8	210 ± 7	$2,22 \pm 0,09$	$28,1 \pm 1,2$
	9	227 ± 5	$1,51 \pm 0,12$	$29,6 \pm 0,9$
	10	256 ± 2	$0,50 \pm 0,06$	$35,4 \pm 1,6$

Скорость счета нейтронов вынужденного деления $N_{\text{эф}}$ определяли как разность между суммарной скоростью счета нейтронов $N_{\text{сум}}$ и фоном, создаваемым собственным нейтронным излучением отработавшей ТВС ($N_{\text{твс}}$) и AmLi-источниками ($N_{\text{ист}}$): $N_{\text{эф}} = N_{\text{сум}} - N_{\text{твс}} - N_{\text{ист}}$. Источником собственного излучения являлись

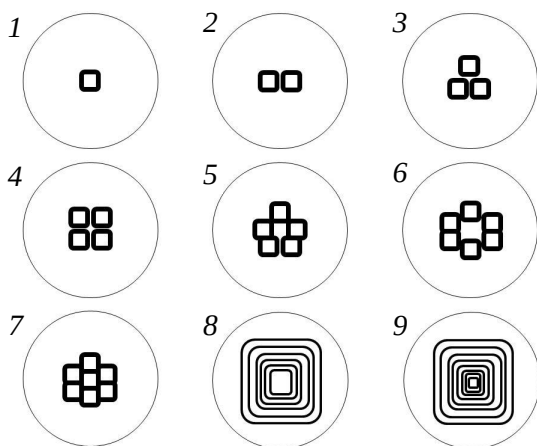
нейтроны спонтанного деления и (α, n) -реакций на кислороде и алюминии, обусловленных наличием в отработавшем топливе изотопов плутония и кюрия. Собственный фон нейтронов ТВС увеличивается по мере выгорания топлива. Для данной конструкции стенда фон от AmLi-источников составлял около 60 имп./с. В дальнейшем планируется усовершенствовать конструкцию стенда для увеличения вклада нейтронов вынужденного деления в суммарную скорость счета.

Содержание ^{235}U во всех 10 исследованных отработавших ТВС составляло 125—350 г, что обеспечивало четко регистрируемый отклик $N_{\text{эф}}$. По расчетным оценкам вклад нейтронов вынужденного деления плутония составлял менее 1%. Все 10 результатов, несмотря на разное начальное обогащение и начальную массу урана (~380 г в ТВС 36%-ного и ~280 г в ТВС 90%-ного обогащения), могут быть описаны функцией $y = -0,0002x^2 + 0,1836x$, близкой к линейной (рис. 2).

Конструкции ТВС транспортных реакторов различаются, что может влиять на определение остаточного содержания в них массы делящихся материалов. Для оценки такого влияния была проведена серия опытов с двумя свежими ТВС ИРТ-3М (шести- и восьмитрубной) и семью центральными твэлами от четырехтрубных ТВС ИРТ-2М, из которых собирали макеты ТВС разной конфигурации (рис. 3). Было установлено, что скорость счета нейтронов вынужденного деления почти линейно зависит от содержания делящихся материалов в ТВС независимо от ее геометрической конфигурации (рис. 4).

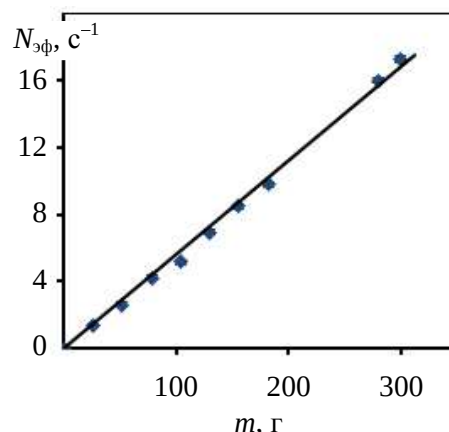


Р и с. 2. Зависимость скорости счета нейтронов вынужденных делений от массы делящихся материалов в отработавших ТВС



Р и с. 3. Конфигурация исследуемых объектов: 1—7 — комбинации из отдельных ТВЭЛов ИРТ-2М; 8, 9 — шести- и восьмитрубная ТВЭЛ ИРТ-3М соответственно

Анализ показал, что при наличии достаточного набора необлученных паспортных образцов разной массы относительная погрешность градуировки может составлять не более 2%. Погрешность определения массы зависит от глубины выгорания отработавшей ТВЭЛ, поскольку доля нейтронов вынужденного деления снижается с уменьшением массы делящихся материалов и увеличением скорости счета собственных нейтронов. Повышая время измерения или мощность AmLi-источников, можно снизить статистическую погрешность до 3%. Тогда полная погрешность определения массы делящихся материалов не превысит 5%.



Р и с. 4. Результаты опытов с ТВЭЛ разной конфигурации (абсолютная погрешность результатов измерений не превышает размера точек на графике)

Стоимость стенда оценивается 1,5—2,5 млн руб. в зависимости от комплектации, масса около 3 т.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пономарев-Степной Н.Н., Рязанцев Е.П., Колядин В.И. и др. Обращение с ОЯТ исследовательских реакторов МР, РТФ и ИР-8 (проблемы и решения). — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы, 2006, № 2(67), с. 333—339.
2. Bushuev A.V., Kozhin A.F., Li Zhun Dun e.a. Non-destructive assay of nuclide composition in spent fuel assemblies from a research reactor by repeat irradiation and gamma-spectrometric measurement. — J. Nucl. Mater. Management, 2007, v. XXXV, № 2, p. 12—18.

Поступила в Редакцию 23.11.12

Рефераты статей

УДК 621.039.5

Якунин И.С., Постников В.В., Александров С.И., Ожегин И.В. Анализ возможности совершенствования статистической интерполяции в программе «Призма-М» системы СКАЛА-микро. — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 6, с. 303—308.

В статье рассматривается один из возможных путей снижения дисперсии восстановления радиально-азимутального распределения энерговыделения в программе «Призма-М» информационно-измерительной системы СКАЛА-микро РБМК-1000, который сводится к использованию итерационного режима при статистической интерполяции. Целесообразность применения указанного подхода показана на основе срезов состояний 4-го энергоблока Ленинградской и 1-го энергоблока Смоленской АЭС. Рис. 7, табл. 1, список лит. 8 назв.

УДК 621.039.516

Селиверстов В.В. Кинетическое уравнение диффузии в теории переноса нейтронов. — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 6, с. 308—315.

Уравнение переноса нейтронов может быть выражено в форме, структура которой совпадает с видом уравнения диффузии в элементарной теории диффузии. Кинетическое уравнение, выраженное в такой форме, определено как кинетическое уравнение диффузии. Приведен вывод кинетического уравнения диффузии в одномерной плоской геометрии с физическим обоснованием параметров уравнения. Физический смысл параметров иллюстрируется на примере численного решения задачи Милна. Показано, что уравнение диффузии в элементарной теории диффузии является частным случаем кинетического уравнения диффузии. Определены критерии реализуемости этого частного слу-

чая. Кинетическое уравнение диффузии может быть распространено на другие геометрии, в том числе многомерные. Табл. 2, список лит. 4 назв.

УДК 621.039.58

Ершов Г.А., Ермакович Ю.Л., Калинин А.А., Калинин А.И., Бухарин В.Х. **Оценка защиты АЭС от отказов по общей причине.** — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 6, с. 315—321.

В статье приведен критический анализ общепринятых моделей учета отказов по общей причине. Предложены уточненные подходы к учету отказов по общей причине оборудования и систем АЭС. Рис. 5, табл. 1, список лит. 8 назв.

УДК 621.039.564

Постников В.В., Евдокимов А.М., Якунин И.С., Волков А.Е., Жуков О.Е., Петров В.В. **Новая интерпретация сигналов и калибровка внутриреакторных детекторов.** — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 6, с. 321—325.

Одним из средств повышения точности контроля общих и распределенных параметров активной зоны ядерного реактора является калибровка внутриреакторных детекторов нейтронного и γ -излучения. Калибровка может проводиться как до установки детекторов в активную зону, так и периодически в процессе эксплуатации. В статье рассматриваются подходы, применяемые при калибровке детекторов для различных типов современных ядерных реакторов, а также приводится точность некоторых способов калибровки. Рис. 3, список лит. 5 назв.

УДК 621.039.548

Волков Б.Ю., Йенсен Х., Рязанцев Е.П., Яковлев В.В., Калыгин В.В., Марков Д.В., Пименов Ю.В., Иванов А.В. **Исследование влияния структурно-технологических параметров на терморadiационную стабильность топлива ВВЭР и PWR.** — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 6, с. 325—331.

Внутриреакторные эксперименты IFA-503.1 и -503.2 в реакторе HBWR (Норвегия) сопоставимы с микроструктурными исследованиями четырех видов диоксида уранового топлива ВВЭР и PWR, изготовленного по типовой спецификации. На основе анализа оценена радиационная стабильность топлива ВВЭР в сравнении с PWR и получена количественная зависимость влияния исходной субмикронной пористости на терморadiационное уплотнение всех опытных видов топлива. Для исследованных видов топлива ВВЭР получены данные, подтверждающие корреляцию между радиационным уплотнением и термическим тестом на доспекаемость. Комплексные экспериментальные исследова-

ния позволили расширить базу данных для верификации термомеханических моделей и кодов, предназначенных для предсказания поведения топлива ВВЭР с повышением выгорания. Рис. 7, табл. 2, список лит. 13 назв.

УДК 546.02+621.039.31

Сулаберидзе Г.А., Борисевич В.Д. **Границы применения классических понятий «разделительный потенциал» и «разделительная способность».** — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 6, с. 331—337.

В предположении независимости полного коэффициента разделения от коэффициента деления потока и концентрации компонентов смеси проанализированы случаи, когда понятия «идеальный» и «оптимальный» каскад не совпадают. Показано, что в качестве критерия эффективности разделительного элемента можно использовать величину, зависящую только от полного коэффициента разделения, если его значение не превышает 5. В противном случае понятие «разделительная способность» элемента теряет смысл и практическую значимость. Для определенных расчетным путем или экспериментально зависимостей полного коэффициента разделения от потока питания, коэффициента деления потока и концентрации компонентов нахождение оптимальных параметров разделительных элементов, составляющих каскад, может быть выполнено с помощью численных методов оптимизации. Рис. 4, табл. 2, список лит. 13 назв.

УДК 53.082.79

Бродский С.М. **Применение CdTe-детектора для определения обогащения урана по γ - и рентгеновскому излучению энергией 89—100 кэВ.** — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 6, с. 337—342.

Представлены результаты исследований безэталонного метода определения обогащения урана по собственному γ - и рентгеновскому излучению, регистрируемому CdTe-детектором с площадью чувствительной поверхности 25 мм². Для разделения линий фотонного излучения изотопов ²³⁵U и ²³⁸U в области энергии 89—100 кэВ предложен метод обработки спектров, который основан на аппроксимации их формы аналитическими функциями, обеспечивающими эффективный учет асимметрии пиков полного поглощения.

Измерено обогащение изотопом ²³⁵U в таблетках из диоксида урана. Показано, что с помощью разработанного метода можно измерять обогащение урана с относительной погрешностью от 1—5% в диапазоне содержания ²³⁵U в смеси изотопов 0,4—26%. Рис. 4, табл. 2, список лит. 15 назв.

Окончание см. на с. 354