

АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТЕЙ ПРИМЕНЕНИЯ ОДНОТИПНЫХ ТЕХНИЧЕСКИХ СРЕДСТВ И МЕТОДИЧЕСКОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ ДЛЯ КОНТРОЛЯ СОСТОЯНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ В РЕАЛЬНОМ ВРЕМЕНИ

О.В. Маслов *, С.Г. Олейник **, М.В. Максимов *

** Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса*

*** ЗНИЦ ВНИИАЭС, г. Москва*



Показана необходимость контроля состояния ядерного топлива и ядерных материалов в реальном времени. В качестве основного принципа построения системы контроля ядерного топлива выбрано измерение спектров собственного γ -измерения отработавшей ТВС. На основе измерений более двухсот ТВС предложена методика контроля выгорания отработанных ТВС в реальном времени при проведении транспортно-технологических операций. Также в данной статье показана возможность контроля обложения «свежего» ядерного топлива измерительной системой на основе CdZnTe-детекторов. Оснащение приоритетных систем цифровыми спектрометрами улучшает качество измерения. Использование CdZnTe-детекторов позволяет проводить контроль выгорания отработавшего ядерного топлива и обогащение «свежего» ядерного топлива в реальном времени при проведении транспортно-технологических операций.

Развитие атомной энергетики с ядерным топливным циклом, в основу которого положен принцип радиационно-эквивалентного захоронения РАО с их временным промежуточным хранением (например, в системе хранения облученного ядерного топлива (СХОЯТ)), выдвигает требование контроля состояния облученного ядерного топлива (ОЯТ) [1]. Это, в первую очередь, выгорание, изотопный состав ядерных материалов и продуктов деления, данные о состоянии оболочек тепловыделяющих элементов и др. При этом следует отметить, что всесторонний анализ указанных параметров важен на всех этапах жизненного цикла ядерного топлива на АЭС вне зависимости от типа реакторной установки. Знание глубины выгорания и изотопного состава необходимо при определении стратегии переработки или захоронения (ОЯТ), а без данных о состоянии оболочки твэла просто невозможна дальнейшая эксплуатация тепловыделяющей сборки (ТВС). Сейчас не все из перечисленных параметров определяются путем измерений непосредственно на АЭС или определяются расчетными и качественными методами, что противоречит нормативным требованиям по ядерной безопасности [2].

© О.В. Маслов, С.Г. Олейник, М.В. Максимов, 2004

По данным Европейского атомного агентства учет выгорания ОЯТ позволяет обеспечить снижение эффективного коэффициента размножения на 0,078, а учет профиля распределения выгорания дополнительно позволяет обеспечить снижение эффективного коэффициента размножения на 0,0074 для топлива с начальным обогащением 4,5%, выгоранием 30 ГВт·сут/кг и выдержкой в бассейне выдержки (БВ) 5 лет. При загрузке свежего топлива в транспортный контейнер и заливке контейнера чистой не борированной водой подкритичность не обеспечивается, эффективный коэффициент размножения равен 1,1256 [3]. Более того, при обосновании безопасности транспортировки 30 облученных ТВС (ОТВС) начального обогащения 4,4% для реактора ВВЭР-440 в контейнере ТК-6 установлено, что загрузка контейнера ОТВС с начальным обогащением 4,4% по U^{235} с учетом выгорания допускается лишь при условии измерения этой величины для каждой загружаемой ОТВС. Обоснование безопасности хранения, 24 ОТВС реактора ВВЭР-1000 начального обогащения более 3% по U^{235} в контейнере СХОЯТ для ЗАЭС, может быть обеспечено лишь при условии определения выгорания для каждой загружаемой ОТВС.

Проведенный анализ показал, что на АЭС советских проектов определение выгорания ОЯТ как штатная операция не проводится вообще. Тем более, не проводится анализ изотопного состава радиоактивных продуктов деления (ПД), который бы охватывал 100% перегружаемых ОТВС.

Обеспечение полного контроля состояния ядерного топлива (ЯТ) на всех этапах его жизненного цикла на АЭС предусматривает инструментальную оценку начального обогащения свежего топлива перед его загрузкой в активную зону реактора. Ядерное топливо представляет собой смесь изотопов с диапазоном содержания ^{235}U 1,6–4,4%, поэтому начальный изотопный состав ядерных материалов часто является объектом измерений. Однако на АЭС отсутствуют какие-либо системы определения начального обогащения ЯТ. Поэтому приходится полностью полагаться только на данные, задекларированные изготовителем. Знание реального отклонения начального обогащения имеет большое значение при оптимизации перестановок топлива, особенно при эксплуатации на завершающих этапах кампании.

Как видим, с одной стороны, для обеспечения необходимого уровня безопасности эксплуатации ядерного топлива следует увеличивать качество и информативность контроля, а это, в свою очередь, требует дополнительных затрат времени, т.е. снижается коэффициент использования установленной мощности (КИУМ). Экономическая целесообразность увеличения КИУМ для АЭС при заданном уровне безопасности эксплуатации неоспорима [4]. Противоречие между необходимостью увеличения КИУМ АЭС, экономичности ядерно-топливного цикла в целом, с одной стороны, и все возрастающими требованиями к безопасности эксплуатации ЯТ, объему и качеству контроля состояния ЯТ, с другой стороны, может быть решено путем создания новой технологии оперативного контроля ОЯТ. Под оперативным контролем следует понимать осуществление процедур оценки выгорания ядерного топлива, идентификации ТВС с дефектным твэлом во время перемещения ТВС в период перегрузки [5].

Методам определения выгорания на основе измерений характеристик собственного излучения ОЯТ посвящено большое количество работ [6–8], но в них, как правило, не отражается, что в эксплуатации используется ЯТ с разным начальным обогащением, новые перспективные виды топлива. Кроме того, эти методы не вписываются в существующую технологию транспортно-технологических операций (ТТО) и не пригодны для оперативного контроля.

Известно несколько реализаций способа определения выгорания на основании измерений суммарной скорости счета нейтронов. Приводятся данные о зависимости скорости счета от выгорания и выдержки [9, 10]. Но специфика нейтронного излучения такова, что идентифицировать отдельные изотопы на основании измерений нейтронных полей вокруг ТВС невозможно. Другой способ – измерения собственного γ -излучения ТВС [6, 11, 12].

Обоснование радиационных методов контроля состояния ядерного топлива в реальном времени при проведении перегрузки приведено в [13]. Описание системы, реализующей измерения при проведении перегрузки и ее основных элементов приведено в [14-16], а результаты измерений, проведенных на ЗАЭС при помощи прототипа системы приведены в [17]. Система содержит несколько измерительных каналов, включающих детектор и многоканальный амплитудный анализатор с сопутствующей электроникой.

В качестве основного принципа построения системы контроля состояния ЯТ, в том числе системы определения выгорания, выбрано измерение спектров собственного γ -излучения ОТВС [13]. Как уже сказано выше, оптимальным с точки зрения минимизации временных затрат является измерение γ -спектров ОТВС непосредственно в процессе перегрузки ЯТ [18]. Поскольку время перегрузки регламентировано достаточно жестко, операции по определению глубины выгорания ЯТ должны быть согласованы с временным графиком процесса перегрузки. Поэтому основным критерием при построении структуры системы определения глубины выгорания должна быть выбрана ее работоспособность в режиме реального времени. За время извлечения перегрузочной машиной одной топливной сборки (~ 10 мин) система должна обеспечить измерение собственного γ -излучения ТВС, провести амплитудный анализ импульсов счета, осуществить обработку спектра собственного γ -излучения, рассчитать характеристики выгорания ЯТ и занести их в базу данных. Работу системы в таком режиме будем называть далее работой в режиме реального времени, при этом соблюдается основной принцип построения систем реального времени – темп поступления входных данных в систему (характеристик собственного γ -излучения топливной сборки) должен соответствовать темпу формирования выходных данных системы (характеристик состояния ОЯТ).

В соответствии со сформулированными требованиями к системе построена ее

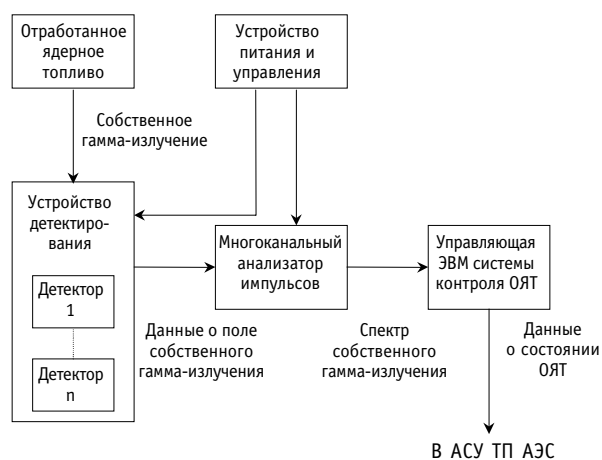


Рис. 1. Структурная схема системы контроля состояния отработавшего ядерного топлива в реальном времени

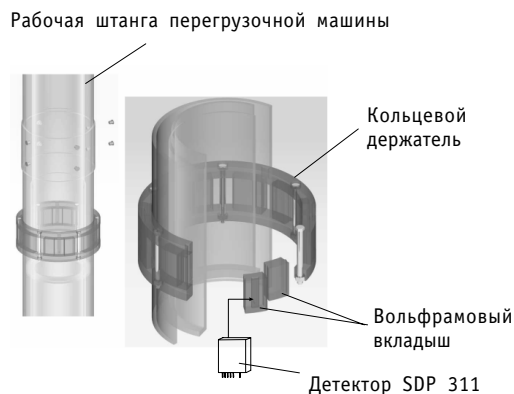


Рис. 2. Размещение детекторов на рабочей штанге перегрузочной машины

структурная схема, приведенная на рис.1 [19].

Основным элементом системы, регистрирующим собственное γ -излучение ТВС, является набор детекторов γ -излучения. Анализ опыта разработки и применения детекторов позволил сделать вывод о том, что система контроля состояния ОЯТ должна базироваться на CdZnTe-детекторах, в которых реализованы условия однозарядового сбора [15]. Полученный опыт применения различных детекторов позволил остановиться на детекторах типа SDP310/LC/20S либо SDP311/LC/20S фирмы Ritec.

Как уже отмечалось, с точки зрения совмещения технологических операций контроля состояния ОЯТ и его перегрузки наиболее целесообразным представляется размещение детекторов на рабочей штанге перегрузочной машины (ПМ). При этом детекторы размещаются в специально разработанном конструктиве, закрепляемом на наружной секции рабочей штанги ПМ, который показан на рис. 2. Установленный на рабочей штанге конструктив позволяет совместить функции защиты и коллиматора.

Система из n детекторов, образующая блок детектирования, должна осуществить регистрацию собственного излучения ОЯТ в процессе извлечения ТВС и преобразовать его в электрические сигналы для последующей передачи на амплитудный анализатор. Количество детекторов зависит от объема решаемой задачи и может изменяться от двух до шести. В случае большого числа детекторов скорость счета может получиться достаточно высокой, и тогда необходимо применить два или более амплитудных анализаторов. Поскольку никакой из серийно выпускаемых анализаторов не обеспечивает селекцию формы импульса при больших нагрузках, разработан амплитудный анализатор собственной конструкции [16]. Далее необходимо осуществить в полученных спектрах поиск пиков полного поглощения, определение площади пиков, определение интенсивности излучения в пике полного поглощения, собственно расчет выгорания ОЯТ контролируемой ТВС и ведение базы данных. Эти функции возлагаются на управляющую ЭВМ системы определения глубины выгорания. При необходимости управляющий компьютер должен передать требуемые данные о состоянии ядерного топлива в АСУ ТП АЭС в стандартном протоколе [20].

Для отработки предлагаемой технологии контроля выгорания ОЯТ и разработки методики контроля выгорания ОЯТ в реальном времени при выполнении ТПО были проведены экспериментальные исследования. Сделаны измерения более 200 ТВС на Запорожской АЭС, более 20 ТВС измерялись дважды с интервалом в один год. Работы проводились в период плановой перегрузки топлива на блоке [17].

Измеренные спектры собственного γ -излучения ОЯТ, полученные при разных значениях выгорания, обогащения и времени выдержки, приведены на рис.3. Из рисунка следует, что интенсивность γ -излучения ОТВС с небольшой выдержкой в бассейне выдержки существенно превышает интенсивность излучения от выдержанных в бассейне выдержки ОТВС и для измерений спектров γ -излучения можно использовать ОТВС выдержкой не менее одного года (т.е. когда в измеренном спектре собственного γ -излучения отсутствуют короткоживущие изотопы).

Полученные результаты измерений позволили установить эмпирическую зависимость скорости счета ^{137}Cs ($I_{\text{mes}}^{137\text{Cs}}$) от выгорания (BU) в виде соотношения

$I_{\text{mes}}^{137\text{Cs}} = (2,0917 \pm 0,167) \cdot \text{BU}$ (рис. 4). При этом результаты всех измерений приведены к дате останова реактора.

Причина разброса $I_{\text{mes}} \cdot \text{с}^{-1}$ на рис. 4 обусловлена проблемами нелинейных зависимостей характеристик спектрометров при проведении измерений в большом диапазоне значений выгорания и времени выдержки, связанных с большим динамическим диапазоном интенсивности поля собственного γ -излучения ОЯТ.

На основании результатов измерений на АЭС получены соотношения, описывающие зависимость выгорания и времени выдержки ОЯТ от измеренных интенсивностей γ -излучения ПД (см. табл. 1). Полученные соотношения являются основой методики определения выгорания ОЯТ. Логическая цепь последовательных измерительных и вычислительных операций, построенных на основе обработки измерений спектров собственного γ -излучения ОЯТ, позволяет опре-

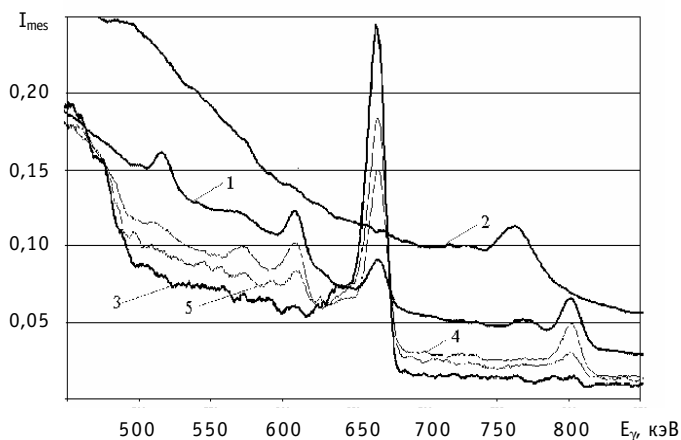


Рис. 3. Спектры излучения ОЯТ различной выдержки: 1 – 1 год; 2 – две недели; 3 – 10 лет; 4 – 3 года; 5 – 6 лет

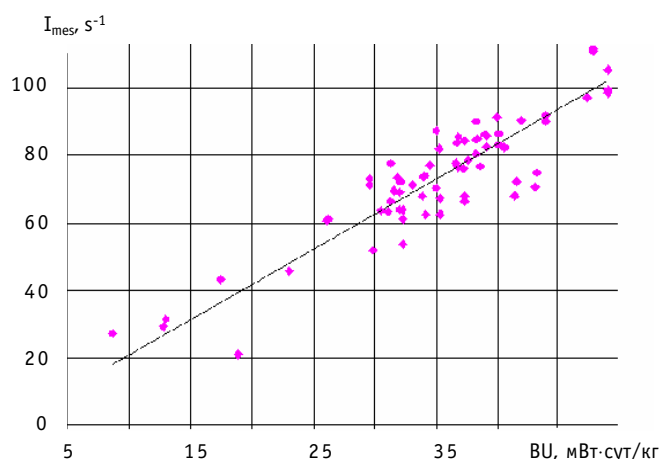


Рис. 4. Зависимость скорости счета в пике полного поглощения ^{137}Cs от выгорания

Таблица 1

Соотношения, описывающие зависимости выгорания и времени выдержки ОЯТ от измеренных интенсивностей гамма-излучения ПД

ИЗОТОП	ВЫРАЖЕНИЕ
^{137}Cs	$I_{\text{mes}} = (2,0917 \pm 0,167) \text{BU}$
	$t_{\text{CT}} = 1144,5 I_{\text{mes}}^{137\text{Cs}} / I_{\text{mes}}^{\text{total}}$
$^{134}\text{Cs} / ^{137}\text{Cs}$, об. 1,6%, 2%	$I_{\text{mes}}(^{134}\text{Cs}) / I_{\text{mes}}(^{137}\text{Cs}) = (0,0608 \pm 0,0116) \text{BU}$
$^{134}\text{Cs} / ^{137}\text{Cs}$, об. 3%, 3,23%, 3,3%	$I_{\text{mes}}(^{134}\text{Cs}) / I_{\text{mes}}(^{137}\text{Cs}) = (0,0479 \pm 0,002) \text{BU}$
$^{134}\text{Cs} / ^{137}\text{Cs}$, об. 4,23%, 4,4%	$I_{\text{mes}}(^{134}\text{Cs}) / I_{\text{mes}}(^{137}\text{Cs}) = (0,0410 \pm 0,001) \text{BU}$

делить выгорание ОЯТ для различных значений времени выдержки и начального обогащения без использования внешней информации об этих величинах. Такой подход выгодно отличает предложенную методику от других.

На основании полученных результатов предложена методика контроля выгорания ОЯТ в реальном времени при проведении ТТО [21]. Особенность методики состоит в том, что для расчета выгорания не требуется предварительного знания начального обогащения и времени выдержки.

Методика состоит из последовательности операций по измерениям и обработке результатов, приводимых ниже:

- определение времени выдержки с использованием отношения измеренной интенсивности γ -излучения ^{137}Cs к интегральной интенсивности γ -излучения;
- оценочный расчет выгорания ВУ контролируемой ОТВС по ^{137}Cs ; определение погрешности ΔBU ;
- определение отношения интенсивностей γ -излучения изотопов ^{134}Cs , ^{137}Cs к моменту останова реактора на основании полученного значения времени выдержки;
- определение начального обогащения ТВС, используя оценочный расчет выгорания контролируемой ОТВС и значение $I(^{134}\text{Cs})/I(^{137}\text{Cs})$ на момент останова реактора;
- определение расчета ВУ контролируемой ОТВС с использованием отношения интенсивности γ -излучения изотопов ^{134}Cs , ^{137}Cs и значения начального обогащения; определение погрешности ΔBU ;
- определение уточненного расчета ВУ контролируемой ОТВС с учетом времени выдержки, начального обогащения;
- определение погрешности ΔBU контролируемой ОТВС.

Определение времени выдержки и начального обогащения по результатам измерения спектров собственного излучения является отличительной чертой разработанной методики.

При выполнении измерений γ -излучения ОЯТ определена оценка точности контроля выгорания ОЯТ предложенным методом. На основании полученных данных погрешность измерения выгорания составляет не более 10% при доверительной вероятности 0,95 и выдержке ОТВС более 2 лет.

Определение выгорания с использованием описанной методики является только одной из задач, которые могут быть решены при помощи созданной системы. Дальнейшее развитие работ состоит в восстановлении распределения продуктов деления по объему ТВС с использованием методов пассивной компьютерной томографии. В свою очередь, распределение продуктов деления позволяет восстановить распределение энерговыделения по активной зоне в целом, отдельной ТВС и сегментам ТВС и, тем самым, уточнить параметры математического обеспечения используемого для нейтронно-физических расчетов. Необходимость такого уточнения обусловлена тем, что в настоящее время ведется работа по оптимизации топливных загрузок, ведется оптимизация конструкции ТВС – планируется использование новых конструкционных материалов, новых топливных композиций, в том числе с использованием регенерированного или оружейного плутония, выгорающими поглотителями. Кроме того, распределение продуктов деления может быть использовано для контроля целостности оболочек твэлов, т.к. в случае разгерметизации твэла распределения легкоподвижных и малоподвижных продуктов деления будут отличаться. Увеличение среднего выгорания ЯТ по зоне до 60–70 ГВт·сут/т приводит к существенным значениям локального выгорания и увеличивает выход продуктов деления из топливной матрицы. Это позволяет более

уверенно идентифицировать негерметичный твэл.

Определение начального обогащения ЯТ (т.е. содержания делящегося изотопа ^{235}U) в реальном масштабе времени может быть проведено посредством пассивных радиационных измерений собственного излучения образца. Как и все пассивные измерения, такой метод анализа является неразрушающим [6]. Определение обогащения урана в образцах является ключевым измерением в технологических процессах и при контроле продукции на предприятиях по обогащению урана и изготовлению ядерного топлива, оно играет важную роль при международных инспекциях по ядерным гарантиям для подтверждения использования уранового топлива в мирных целях. Принципы измерения обогащения могут быть использованы для определения содержания любых изотопов, если известны их радиационные характеристики и удовлетворяются некоторые специальные условия измерений [22-24].

Основным излучением, используемым при пассивном неразрушающем анализе образцов урана, является γ -излучение. При измерении обогащения ^{235}U наиболее часто используется линия γ -излучения с энергией γ -квантов 186 кэВ. Она является самой выделенной одиночной линией γ -излучения для любых образцов урана с обогащением по ^{235}U выше природного уровня.

Метод определения обогащения урана по γ -излучению впервые был применен для контроля баллонов с UF_6 [6]. Методика измерения включала регистрацию излучения образца урана через канал коллиматора детектором γ -излучения. Обогащение определялось по интенсивности гамма-квантов изотопа ^{235}U с энергией 186 кэВ. Если образец является достаточно толстым, то детектора достигают γ -кванты с энергией 186 кэВ только от незначительной части общего объема образца, ввиду сильного поглощения квантов низкой энергии в материалах топливной сборки. В этом смысле по терминологии [6] ТВС является "толстым образцом". "Видимый объем" образца определяется конфигурацией коллиматора, геометрией детектора и длиной свободного пробега излучения с энергией 186 кэВ в материале образца [6, 23, 24].

Было сделано предположение, что для оценки начального обогащения перегружаемого свежего топлива можно использовать созданную для анализа выгорания отработавшего ядерного топлива измерительную систему на основе CdZnTe-детекторов [14]. При этом главной проблемой может явиться низкая эффективность регистрации используемых детекторов. Для проверки возможности приме-

нения CdZnTe-детекторов были проведены измерения топливных таблеток с начальным обогащением 4,4%. Один из полученных спектров приведен на рис.5. В спектре наблюдаются хорошо идентифицируемые линии 186 кэВ и 205 кэВ собственного излучения ^{235}U . Видны линии собственного излучения ^{238}U с энергиями 742 кэВ, 766 кэВ, 786 кэВ и 1001 кэВ. Линия 1001 кэВ обычно используется в ана-

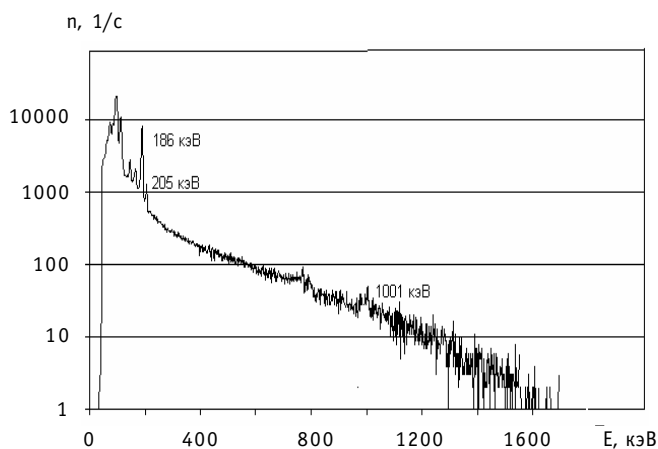


Рис.5. Спектр собственного γ -излучения топливных таблеток с начальным обогащением 4,4% в полулогарифмическом масштабе

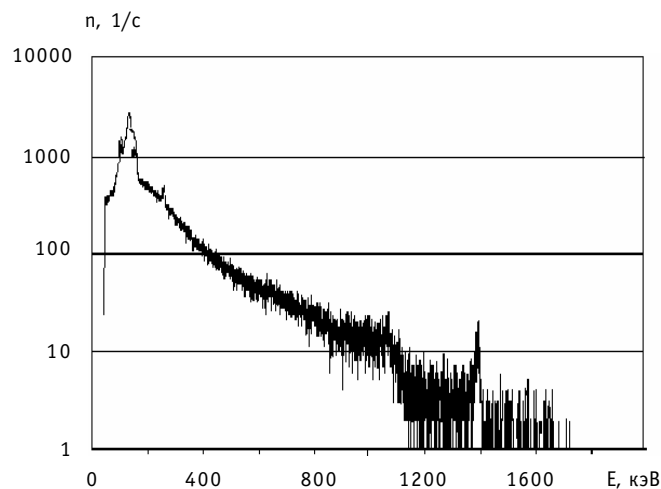


Рис.6. Спектр собственного γ -излучения металлического образца обедненного урана в полулогарифмическом масштабе

литических целях.

Для сравнения на рис. 6 показан спектр собственного излучения металлического образца обедненного урана. Масса урана в обеих сериях измерений была приблизительно одинаковой. Видно, что аналитические линии изотопа ^{235}U отсутствуют, а интенсивность излучения существенно ниже. При этом в обоих случаях значения параметра толщина пробы – “бесконечная толщина”.

Таким образом, полученно экспериментальное под-

тверждение уникальных спектрометрических характеристик детекторов и возможность определения начального обогащения свежего ЯТ в процессе его загрузки в реактор.

Однако, если созданная измерительная система на основе CdZnTe-детекторов позволяет проводить контроль обогащения свежего ЯТ на основании результатов собственного γ -излучения, можно сделать вывод о пригодности указанной системы для контроля за незаконным перемещением ядерных материалов, в частности, высокообогащенного урана и изотопов плутония.

Сейчас в рамках широкомасштабной борьбы с международным терроризмом появилась новая потребность в измерениях с обеспечением идентификации изотопов при условии обеспечения широкого набора различных требований. Измерения должны быть проведены в полевых условиях, при непродолжительном времени собственно измерений и когда результаты необходимо представить в пределах десятков секунд. Приборы, с которыми при этом работает персонал, должны быть малогабаритными и низкофоновыми. Такие требования появляются в приложениях типа обнаружения незаконной торговли ядерными материалами и радиоактивными источниками. Они также необходимы и при решении задач радиационной защиты, и при обращении с радиоактивными источниками [25].

Первое поколение носимых устройств было построено на сцинтилляционных детекторах, например NaI или CsI, но ограниченное энергетическое разрешение привело к тому, что при применении таких спектрометров персонал сталкивается с трудностями точной идентификации нескольких изотопов, особенно, если они присутствуют в многокомпонентном поле излучения. В американской “Программе оценки незаконной торговли радиоактивными источниками” было установлено, что к середине 2000 г., ни один из носимых спектрометров не соответствовал даже минимальным требованиям относительно идентификации изотопов.

Конкурирующий метод предусматривает использование детекторов на основе особо чистого германия с высоким энергетическим разрешением, но при этом требуется охлаждение жидким азотом, следовательно, созданные устройства большие, неудобные и дорогие.

Успехи современной технологии детекторов сделали возможным реализацию детекторов с высоким разрешением, которые могут использоваться при комнат-

ной температуре. Детектор с высокой разрешающей способностью изготовлен из CdZnTe. Если сравнить сцинтилляционные детекторы с CdZnTe-детекторами, существенные различия очевидны. Единственный параметр в пользу сцинтилляционных детекторов – их высокая эффективность. Для увеличения эффективности необходимо увеличить размеры детектора, но это ухудшает энергетическое разрешение. Эта проблема возникает из-за низкой подвижности и короткой продолжительности жизни “дырок”.

Было предложено и использовалось множество методов, чтобы преодолеть проблему захвата дырок ловушками. Один подход состоит в использовании новых принципов конструирования детекторов. Например, предложено изготавливать детекторы с компланарной решеткой или квазисферической геометрии. Другой подход состоит в том, чтобы использовать информацию, содержащуюся в форме импульса. В этом подходе, импульсы с медленным временем нарастания исправляются или фильтруются (отбрасываются) посредством специально разработанной электроники.

Наиболее оптимальным является использование цифровых методов фильтрации по форме импульса, реализованное в цифровом спектрометре. Цифровые спектрометры фиксируют детальную форму сигналов предусилителя высокоскоростными аналого-цифровыми преобразователями, и затем обрабатывают зафиксированные формы импульсов в реальном масштабе времени с применением сигнальных процессоров (DSP), которые реализуют в цифровой форме все необходимые функции обработки данных, включая точное измерение энергии и синхронизацию событий, исправление баллистического дефицита, анализ формы импульса. Таким образом, цифровой спектрометр улучшает качество измерения. Такой цифровой спектрометр разработан для контроля выгорания ОЯТ.

Использование универсальных цифровых элементов при проектировании системы позволяет снизить стоимость, упрощает работу с системой, снижает стоимость обслуживания и модернизации. Модернизация системы сводится к обновлению встроеного программного обеспечения. Спектрометр включает многоканальный анализатор, жидкокристаллический дисплей, усилитель, блоки питания, стандартные интерфейсы, функциональную клавиатуру, программное обеспечение и детектор.

Таким образом, можно сделать вывод о том, что CdZnTe- и CdTe-детекторы имеют доказанные достижения в области измерений с целью проверок по обеспечению гарантий и связанных с этим приложений. Они стали наиболее удобными для комнатных температур детекторами гамма-излучения, которые охватывают широкую область применений. Их свойства являются идеальными для измерений на месте и для проектирования небольших детекторных зондов, которые могут помещаться вблизи контролируемых деталей даже в том случае, если существуют пространственные ограничения. Намечено новое важное приложение для использования детекторов с большим рабочим объемом в переносных и портативных устройствах идентификации изотопов, необходимых в комплексе технических мер по предотвращению незаконного оборота ядерных материалов и радиоактивных источников, и в таких связанных приложениях, как описание отходов и дозиметрия. Данные детекторы имеют значительные преимущества в сравнении с NaI-детекторами, используемыми в настоящее время [26].

Литература

1. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения – М.: Министерство Российской Федерации по атомной энергии, 2000. – 35 с.
2. ПНАЭ Г-14-029-91. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топли-

- ва на объектах атомной энергетики. – М.: ЦНИИатоминформ, 1992. – 33 с.
3. International studies on burnup credit criticality safety by an OECD/NEA working group/ *Brady M.C., Okuno H., DeHart M.D., Nouri A., Sartori E.* // Intern. Conf. on the physics of nuclear science and technology. (Long Island, NY (United States), 5-8 Oct, 1998). – 8 p.
4. *Фридман Н.А., Максимов М.В., Маслов О. В.* Оценка эффективности работы АЭС с реакторами ВВЭР-1000/Тр. Одес. политехн. ун-та. – 2002. – Вып. 1 (17). – С. 70 – 75.
5. *Маслов О.В., Олейник С.Г.* Аппаратура и методика контроля высокорadioактивных материалов и топлива в технологии обращения с ОЯТ/ Междунар. конф. Укр. ЯО “Обращение с ОЯТ”. (Киев, 19-20 сент. 2000 г.). – С. 42.
6. *Райлли Д., Энслин Н., Смит Х. (мл.), Крайнер С.* Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов: – Washington, DC, 1991 – NUREG/CR-5550. / Пер. с англ. – М.: ЗАО “Издательство Бином”, 2000. – 720 с.
7. *Фролов В.В.* Ядерно-физические методы контроля делящихся веществ. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 184 с.
8. Nondestructive Assay Methods for Irradiated Nuclear Fuels: Report/ Los Alamos National Lab / *Hsue S.T., Crane T.W., W.L. Talbert Jr., Lee J.C.* – LA-6923-MS – Jan. 1978. – 35 p.
9. Measurements on Spent-Fuel Assemblies at Arkansas Nuclear One Using the Fork System: Report/ Sandia National Laboratory/ *Ronald I.E., Bronowski D.R., Bosler G.E., Siebelist R., Priore J., Hansford C.H., Sullivan S.* – SAND-96-1364 – Mar. 1997. – 29 p.
10. *Пыткин Ю.Н., Андрущечко С.А., Васильев Б.Ю., Голощапов С.Н.* Внедрение на Кольской АЭС прибора для измерения глубины выгорания отработавших тепловыделяющих сборок/Тр. Рос. Междунар. конф. по учету, контролю и физ. защите ядерн. материалов, (Обнинск, 9-14 марта, 1997 г.). – С.637–645.
11. Determination of Curie Content and ^{134/137}Cesium Ratios by Gamma Spectroscopy of High Burnup Plutonium-Aluminum Fuel Assemblies: Report/ Pacific Northwest National Laboratory/ *D.L. Haggard, J.E. Tanner* – PNNL-11609 – Jun. 1997. – 39 p.
12. VVER-1000 SFAT – specification of an industrial prototype/ *A. Tiitta, A.M. Dvoyeglazov, S.M. Iievlev, M. Tarvainen, M. Nikkinen* – STUK-УТО-TR 161. – Helsinki 2000. – 41 p.
13. *Маслов О.В., Максимов М.В., Олейник С. Г.* Обоснование радиационных методов контроля состояния ядерного топлива в реальном времени при проведении перегрузки/Тр. Одес. политехн. ун-та. – 2000. – Вып. 3 (12). – С. 50–55.
14. *Маслов О.В., Олейник С.Г.* Автоматизированная система контроля распределения продуктов деления в ТВС ВВЭР-1000 при проведении перегрузки ядерного топлива/Вторая рос. междунар. конф. “Учет, контроль и физ. защита ядерн. материалов” (Обнинск, 22-26 мая, 2000 г.). – С.3-70 – 3-88.
15. *Билей Д.В., Маслов О.В.* Анализ возможности использования CdTe-детекторов для создания систем контроля состояния ядерного топлива на АЭС//Автоматика. Автоматизация. Электротехн. комплексы и системы. – 1998. – №1(4) – С.141–148.
16. *Галченков О.Н., Маслов О.В., Олейник С.Г.* Сравнение двух способов построения спектров в цифровом гамма-спектрометре// Ядерная и радиационная безопасность – 2000. – Т. 3. – Вып. 3. – С.61 – 63.
17. *Маслов О.В., Олейник С.Г., Кальнев Л.Л., Савельев С.А.* Определение глубины выгорания ядерного топлива в реальном времени при проведении перегрузки//Автоматика. Автоматизация. Электротехн. комплексы и системы. – 2000. – №1(6) – С.141–148.
18. *Маслов О.В., Олейник С.Г., Кальнев Л.Л., Савельев С.А.* Измерение спектров собственного гамма-излучения ядерного топлива при проведении перегрузки/IV Междунар. совещание “Проблемы прикладной спектрометрии и радиометрии. ППСР-2000” (Одесса, 6-8 июня 2000 г.). – С. 38.
19. *Олейник С.Г., Болтенков В.А.* Имитационное моделирование системы определения глубины выгорания облученного ядерного топлива//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002 – №.1 – С.39 – 52.
20. *Маслов О.В., Максимов М.В., Савельев С.А., Билей Д.В.* Автоматизированная система проведения контроля состояния ядерного топлива при проведении перегрузки в режиме реального времени/Праці П’ятої Укр. Конф-ції з автоматичного управління “Автоматика-98” (Київ – 13-16 травня 1998 р.). – Ч. IV. – Київ: НТТУ “КПІ” – С. 197-203.

21. Олейник С.Г., Максимов М.В., Маслов О.В. Методика определения выгорания отработавшего ядерного топлива в процессе перегрузки//Атомная энергия. – 2002. – Т. 92. – Вып. 4 – С. 268 – 272.
22. Soltys I., Yacout A. M., McKnigh R. D. Application of Control Charts and Isotope Correlations to Spent Fuel Measurements at FCF / 40th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Material Management. July 25-29, 1999, Phoenix. – 7 p.
23. Rinard P. Shuffler Instruments for the Nondestructive Assay of Fissile materials. LA- 2105 – 76 p.
24. Peak Fitting Applied to Low-Resolution Enrichment Measurements. / Bracken D.S., McKown T., Sprinkle J.K., Jr., Gunnink R., eds. / 40th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Material Management. July 26-30, 1998, Naples. – 7 p.
25. Use CdZnTe-Detectors in Hand-Held and Portable Isotope Identifiers to Detect Illicit Trafficking of Nuclear Material and Radioactive Sources /Artl R., Brutscher J., Gunnik R., Ivanov V., eds.// 2000 IEEE Nuclear Science Symposium Conf. Record – Lyon, France. – 15–20 Oct. 2000. – P. 4-18 – 4-24.
26. Arlt R., Ivanov V., Parnham K. Advantages and Use of CdZnTe-Detectors in Safeguards Measurements//Вторая рос. междунар. конф. "Учет, контроль и физ. защита ядерн. материалов" (Обнинск – 22-26 мая, 2000 г.). – С.3-45 – 3-57.

Поступила в редакцию 10.02.2003

УДК 621.039.54

Mathematical Equipment for Flow Rate Identification in the Fuel Channels of RBMK-Reactor Based on Nitrogen Activity Data \ A.M. Zagrebayev, N.V. Ovsyannikova, A.Y. Artemiev, N.I. Mironov; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 7 titles.

A mathematical model of the coolant activation by fast neutrons in the fuel channels of RBMK reactor and possibilities of its application to flow rate identification during operating at nominal and low power levels as well as to interpreting active and passive experiments on flow rate identification are described. A flow rate restoring algorithm is considered based on experimental data on nitrogen activity of the coolant provided by fuel elements covers intactness control system (SKGO), reactor status files and the mathematical model of coolant activation. The results of coolant flow rate restoring using experimental data from Kurskaya and Ignalinskaya Atomic Power Stations with the help of proposed mathematical equipment are given.

УДК 621.039.52

Peculiarities of Realization of the Abnormal Events in Large Power BN-type Reactors with Non-traditional Form of Core \ V.S. Okunev; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 10 pages, 4 illustrations, 2 tables. – References, 9 titles.

The non-traditional form (ring or band) of the LMFR's core can be provided the optimal values of the void reactivity effect, density reactivity factor and Doppler-effect. The analysis of anticipated transients without scram in the MOX-fuelled and MN-fuelled BN-1600-type LMFRs with ring-shaped core are presented.

УДК 539.1.07+621.039.516

The Analysis of Possibilities to Use Single-Type Hardware and Methodology for Real Time Monitoring of Nuclear Fuel and Nuclear Materials Condition \ O.V. Maslov, M.V. Maximov, S.G. Oleynik; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 11 pages, 6 illustrations, 1 table. – References, 26 titles.

There is proved a need for real time monitoring of nuclear fuel and nuclear materials condition. The fundamental principle of the nuclear fuel monitoring system is measuring spectra of a spent fuel assembly g-irradiation. Based on over 200 measurements, a procedure for real time monitoring of burnout in spent fuel assemblies in the course of handling was proposed. Also, this article demonstrates a possibility to monitor by applying a measuring system based on CdZnTe-detectors to fresh nuclear fuel. The provision of priority systems with digital spectrometers improves the measurement quality. The use of CdZnTe-detectors allows to monitor the spent nuclear fuel burnout and enrich fresh nuclear fuel in real time during handling operations.

УДК 621.039.73

Some Features of Burn-up of Curium Fraction from Minor Actinides in Neutron Field \ A.E. Sintsov, V.A. Apse, A.N. Shmelev; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 9 pages, 9 illustrations, 2 tables. – References, 14 titles.

Some neutronic features of curium minor actinides fraction burn-up in neutron field of nuclear reactors are analysed. It is demonstrated that fuel composition containing a mixture of curium isotopes can become critical with neutron multiplying properties substantially better than those of traditional uranium dioxide UOX-fuel. The results obtained in numerical analyses of curium oxide Cm_2O_3 -fuel burn-up in different neutron spectra are presented. Two mathematical models are applied: cell of VVER-type reactor and cell of micro particle fuel of HTGR-type reactor. It is demonstrated that rather high fuel burn-up can be achieved for one irradiation cycle. There are considered the specific features of curium-based fuel management related with intense heat generation and helium accumulation in α -decays.