

УДК 621.039

КОНЦЕПТУАЛЬНЫЕ ПОДХОДЫ И МЕТОДОЛОГИЯ ОБРАЩЕНИЯ С ОБЛУЧЕННЫМ ПЕРСПЕКТИВНЫМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

Беденко Сергей Владимирович,

канд. физ.-мат. наук, доцент каф. физико-энергетических установок
Физико-технического института Томского политехнического университета,
Россия, 634050, г. Томск, пр. Ленина, д. 30. E-mail: bedenko@tpu.ru

Кнышев Владимир Владимирович,

студент каф. физико-энергетических установок Физико-технического
института Томского политехнического университета,
Россия, 634050, г. Томск, пр. Ленина, д. 30. E-mail: vvk28@tpu.ru

Яковлев Максим Вадимович,

студент каф. физико-энергетических установок Физико-технического
института Томского политехнического университета,
Россия, 634050, г. Томск, пр. Ленина, д. 30. E-mail: mcmillan@tpu.ru

Плевака Мария Николаевна,

студентка каф. физико-энергетических установок Физико-технического
института Томского политехнического университета, Россия,
634050, г. Томск, пр. Ленина, д. 30. E-mail: batkamaxno2010@mail.ru.

В мировой атомной энергетике работают реакторы различного типа. Одним из путей реализации существующей в ядерной энергетике тенденции к повышению эффективности использования топлива, является повышение его глубины выгорания. Актуальность работы обусловлена проблемой, связанной с увеличением глубины выгорания как штатного топлива, так и новых видов топливных композиций, а также необходимостью в разработке регулирующих решений при обращении с этим топливом в системах хранения и транспортировки.

Цель работы: оптимизация параметров систем и схем обращения в процессе «сухого» хранения модифицированного топлива, облученного в уран-графитовом реакторе канального типа.

Методы исследования. Исследования и численные эксперименты выполнены с привлечением верифицированных расчетных кодов программ, на основе метода Монте-Карло (MCU5TPU и Scale), современных библиотек оцененных ядерных данных (ENDF/B-VIII, JENDL-3.3, JEFF 3.0, EXFOR, РОСФОНД) и многогрупповых приближений. Совместное использование прецизионного расчетного кода программ MCU и Scale позволило провести верификацию полученных результатов численных экспериментов.

Результаты. Проведены расчетные исследования и численные эксперименты по определению нейтронно-физических характеристик систем «сухого» хранения облученного в уран-графитовом реакторе топлива. Оптимизированы параметры систем и схем обращения в процессе «сухого» хранения облученного топлива. Оптимизация осуществлена за счет чередующегося размещения слоев топлива с различной глубиной выгорания и обогащения. Выполненные исследования позволяют разработать технические и регулирующие решения при обращении с перспективным облученным топливом реакторных установок нового поколения.

Ключевые слова:

«Сухое» хранение, облученное ядерное топливо, эффективный коэффициент размножения нейтронов, мультиплицирующие системы, глубина выгорания.

Состояние исследований

На сегодняшний день повышение эффективности ядерной энергетики связано с решением двух основных задач. Первая задача связана с регенерацией облученного ядерного топлива (ОЯТ) атомных станций (АЭС) и возвращением его в топливный цикл. Вторая задача – увеличение глубины выгорания, как штатного топлива, так и новых видов перспективных топливных композиций типа $(Pu, Th)O_2$, $(U, Pu)O_2$, $UC/(U, Pu)C$, $UN/(U, Pu)N$.

Все это ведет к увеличению объемов ОЯТ, усложнению экологической обстановки, ядерной и радиационной опасности существующих реакторов и ядерных энергетических установок (ЯЭУ) но-

вого поколения. Сегодня в России особенно острой проблемой является хранение ОЯТ уран-графитовых реакторов (УГР) и других реакторных установок (РУ), топливо которых не перерабатывается и хранится в приреакторных хранилищах на АЭС.

Отметим, что расчетные исследования, выполненные авторами в рамках нескольких Государственных контрактов (Гос. контракта № П777, 2010–2012 гг., Соглашение № 14.В37.21.0473 от 3 августа 2012 г.), показали, что существует разумный предел выгорания керамического ядерного топлива.

Кроме того, увеличение глубины выгорания штатного оксидного топлива UO_2 , а также появление

новых перспективных керамических топлив для действующих реакторов и ЯЭУ нового поколения потребует разработки новых концептуальных подходов по обращению с этим топливом, обоснование безопасности существующих сегодня транспортных средств и систем долговременного хранения.

В настоящей работе рассматриваются концептуальные подходы и методология обращения с ОЯТ в системах «сухого» хранения ОЯТ (СХОЯТ). Приведены результаты численных исследований, направленных на определение нейтронно-физических и радиационных характеристик керамического ОЯТ.

Проведенные в работе теоретические исследования и численные эксперименты позволят разработать технические и регулирующие решения при обращении с ОЯТ РУ нового поколения.

Аналитическая модель ядерно-физических процессов, протекающих в уран-, плутоний- и торий-содержащих системах

При обращении с ОЯТ ЯЭУ нового поколения основная проблема будет связана с радиационной безопасностью, разработкой алгоритмов, процедур и регламентов обращения с учетом спектральных и интегральных характеристик ОЯТ [1–5].

В работах [3, 5–10] показано, что решение задач безопасного обращения с ОЯТ ЯЭУ нового поколения необходимо осуществлять с применением верифицированных расчетных кодов программ MCU и Scale [11, 12], физико-математических моделей [3, 5, 7–9] и современных библиотек оцененных ядерных данных [13–15].

Отметим, что существующие сегодня модели и методики расчета полей излучения вблизи ОЯТ разработаны и аттестованы в основном для оксидного топлива $UO_2/(U, Pu)O_2$, эксплуатировавшегося преимущественно в легководных РУ на тепловых нейтронах (PWR, BWR, ВВЭР) [6, 16, 17]. Кроме того, в попытке использовать Origen-Arp (Scale5) для расчета выгорания перспективных топливных композиций выяснилось, что разработчиками Scale накладывается жесткое ограничение на выбор типа топлива и его состава.

Таким образом, применение используемых сегодня методик и алгоритмов расчета для определения нейтронной составляющей радиационных характеристик новых видов топлив требует как минимум обоснования, а в ряде случаев существенного дополнения и модернизации. Кроме того, конструктивные особенности ЯЭУ нового поколения и

параметры их эксплуатации приводят к изменению характеристик поля излучения ОЯТ, влияющих на радиационную обстановку вблизи систем хранения и транспортировки, что не учитывается существующими сегодня методами расчета.

Авторами [5, 7] предложена оригинальная аналитическая модель ядерно-физических процессов, протекающих в топливе, которая позволила выделить основные каналы формирования нейтронов, включая нейтронные каналы вблизи порога реакции (α, n) и ранее не принимавшиеся во внимание фотоядерные резонансные процессы, протекающие в ОЯТ. Разработанная модель учитывает не только выход нейтронов и многообразие пороговых явлений на легких ядрах топливной керамики, но и спектр (α, n) - и (γ, xn) -реакций.

Результаты расчетов удельных выходов нейтронов q_i , (н/с/г) для наиболее значимых нуклидов, формирующих нейтронный фон, по предложенной авторами аналитической модели приведены в табл. 1.

В табл. 1 приняты следующие обозначения: q_i^α – удельный выход α -частиц, α /с/г; q_i^{sf} – удельный выход нейтронов спонтанного деления, sf/с/г; $q_i^{an}(\text{MeX})$ – удельный выход нейтронов по реакции (α, n) , н/с/г (MeX); ω_i – массовая доля тяжелого металла в соединении.

Таким образом, зная нуклидный состав топливной композиции, можно сравнительно просто оценить интегральный выход нейтронов, а также вклад каждого изотопа в нейтронное излучение как облученных, так и не облученных топлив на основе U, Pu и/или Th.

Для расчета нуклидного состава ОЯТ использовался пакет программ MCU5. Программа MCU5 [12], по нашему мнению, является одной из совершенных программ, используемых для расчета нуклидного состава топлива и источников излучения. Особенности программы MCU5 позволили при расчетной оценке выхода нейтронов $(\varphi(\Delta E_i, r_i))$, нейтр.см⁻²·с⁻¹ учесть тонкую структуру резонансной области поглощения нейтронов ядрами ^{232}Th и ^{238}U в области энергий от 4 до 24 эВ. Результаты численных экспериментов для серийного и модифицированного топлив, облученных в реакторе УТР, приведены в графическом виде на рис. 1.

Анализ полученных расчетных данных (рис. 1) показал, что тонкая структура резонансной области в зависимости сечения поглощения нейтронов от энергии для ^{232}Th обеспечивает ему существенные преимущества по сравнению с ^{238}U в части

Таблица 1. Радиационные характеристики некоторых радионуклидов и их соединений

Table 1. Radiative properties of some radionuclides and their compounds

Нуклид/Nuclide	q_i^α , α /с/г	q_i^{sf} , sf/с/г	Q_i^{sf} , н/с/г	$q_i^{an}(\text{MeO}_2)/\omega_i$, н/с/г	$q_i^{an}(\text{MeC})/\omega_i$, н/с/г	$q_i^{an}(\text{MeN})/\omega_i$, н/с/г
^{238}Pu	$6,342 \cdot 10^{11}$	$1,205 \cdot 10^3$	$2,808 \cdot 10^3$	$1,337 \cdot 10^4$	$9,902 \cdot 10^3$	$9,430 \cdot 10^2$
^{242}Cm	$1,226 \cdot 10^{14}$	$7,604 \cdot 10^6$	$1,772 \cdot 10^7$	$4,650 \cdot 10^6$	$3,182 \cdot 10^6$	$3,031 \cdot 10^5$
^{244}Cm	$2,998 \cdot 10^{12}$	$4,107 \cdot 10^6$	$1,109 \cdot 10^7$	$8,483 \cdot 10^4$	$6,031 \cdot 10^4$	$5,740 \cdot 10^3$
^{241}Am	$1,271 \cdot 10^{11}$	$5,465 \cdot 10^{-1}$	1,640	$2,673 \cdot 10^3$	$1,980 \cdot 10^3$	$1,886 \cdot 10^2$
^{252}Cf	$1,986 \cdot 10^{13}$	$6,141 \cdot 10^{11}$	$2,307 \cdot 10^{12}$	$6,284 \cdot 10^5$	$4,380 \cdot 10^5$	$4,170 \cdot 10^4$

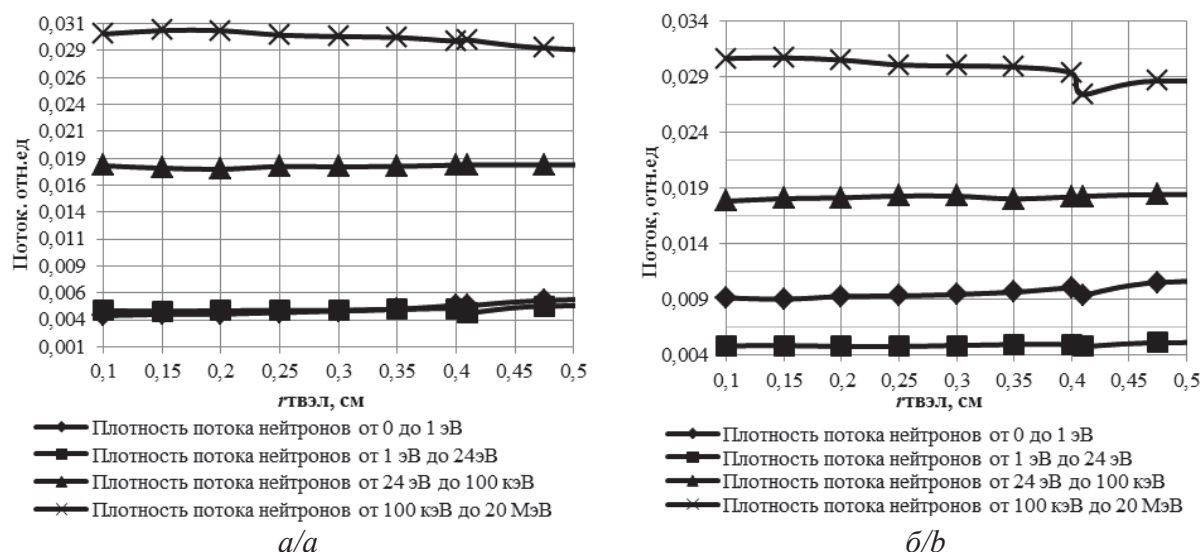


Рис. 1. Пространственно-энергетическое распределение плотности потока нейтронов в твэл полиячейки УГР для: а) урановой мультиплицирующей системы (3 % ^{235}U , 97 % ^{238}U) O_2 ; б) уран-ториевой мультиплицирующей системы (5 % U , 95 % Th) O_2

Fig. 1. Spatial-energy distribution of neutron flux density in a fuel element of uranium-graphite reactor polycell for: a) uranium multiple system (3 % ^{235}U , 97 % ^{238}U) O_2 ; b) uranium-thorium multiple system (5 % U , 95 % Th) O_2

обеспечения безопасности (ядерной и радиационной) ядерных реакторов на тепловых нейтронах типа УГР.

В дальнейших исследованиях, проведенных для систем $\{(m\% \text{U}, n\% \text{Th})\text{O}_2, (m\% \text{Pu}, n\% \text{Th})\text{O}_2\}$, действующих на тепловых нейтронах, нами проведена оценка точности существующих методов описания резонансных эффектов. Расчетные оценки показали [18, 19], что формализм, описывающий процессы резонансного взаимодействия нейтронов с ядрами U и Th , не всегда обеспечивает удовлетворительное согласие с экспериментом (эксперименты выполнены на базе УНУ реактора ИРТ-Т, уникальный id работ RFMEFI59114X0001, Соглашение № 14.591.21.0001 от 15.08.2014 г.). Обнаруженная аномалия связана с особенностью волновых процессов взаимодействия нейтрона и параметрами внутреннего блок-эффекта в твэл на основе тория.

Механизмы взаимодействия нейтрона в области разрешенных и неразрешенных резонансов, эффекты резонансного поглощения и рассеяния относятся к классу нейтронно-волновых процессов и имеют аналогию с оптическими явлениями, несмотря на различную природу нейтронного и электромагнитного излучений [20, 21].

В случае взаимодействия нейтронов с энергией менее 1 эВ в мультиплицирующих системах решением уравнения Шрёдингера является функция, которую можно записать следующим образом: $\psi(\mathbf{r}, t) = U(t) \cdot \Phi(0)$, где $\Phi(\mathbf{r}) = \sum C_i \psi_i$ – суперпозиция линейных комбинаций нейтронно-волновых функций ψ_i ; $\Phi(0)$ – начальное состояние квантовой системы (точка из которой начинается эволюция нейтронно-волновой функции); $U(t) = \exp(-iEt)$ – оператор, описывающий эволюцию системы во времени; E – полная энергия системы; собствен-

ные значения энергии E , образуют энергетический спектр квантовой системы.

На этапе расчетной оценки теории резонансных эффектов установлено, что учет волновых процессов взаимодействия нейтронов в области энергий до 1 эВ может привести к изменению критических параметров мультиплицирующих систем и заметной флуктуации потока тепловых нейтронов в области энергий от 4 до 24 эВ.

Таким образом, теория и математический формализм, описывающий резонансное взаимодействие нейтронов, требуют корректировки и детализации. Нейтронно-физические расчеты резонансного взаимодействия, включая определение параметров внутреннего блок-эффекта, должны проводиться после корректировки ядерных констант, коэффициентов поглощения и рассеяния.

Отметим, что имеющиеся в нашем распоряжении расчетные модули MCU5 и Scale5 позволяют проводить расчет энергетического спектра излучения только для оксидного топлива $\text{UO}_2/(\text{U}, \text{Pu}) \text{O}_2$. Кроме того, в попытке использовать Origen-Arp (Scale5) для расчета выгорания перспективных топливных композиций выяснилось, что разработчиками Scale [8] накладывается жесткое ограничение на выбор типа топлива и его состава.

В связи с этим для нитридной ($\text{UN}/(\text{U}, \text{Pu}) \text{N}$) и карбидной ($\text{UC}/(\text{U}, \text{Pu}) \text{C}$) топливной керамики выход нейтронов спонтанного деления аппроксимировался функцией Уатта с константами, соответствующими спектру нейтронов деления ^{244}Cm : $S_{sf}(E) = 0,172e^{-E} \text{sh}(2E)^{1/2}$, выход нейтронов по каналу (α, n) -реакции распределением Гаусса:

$S_{\alpha n}(E) = (2\pi a^2)^{-1} e^{-\frac{(E-b)^2}{2a^2}}$, а спектр фотоядерных (γ, xn) -реакций рассчитан в формализме Брейта-Вигнера: $S_{\gamma xn}(E) \sim (\sum_{\gamma xn} / \sum_i) (\Gamma/2)^2 (E_0/E)^{1/2} / ((E-E_0)^2 + (\Gamma/2)^2)$,

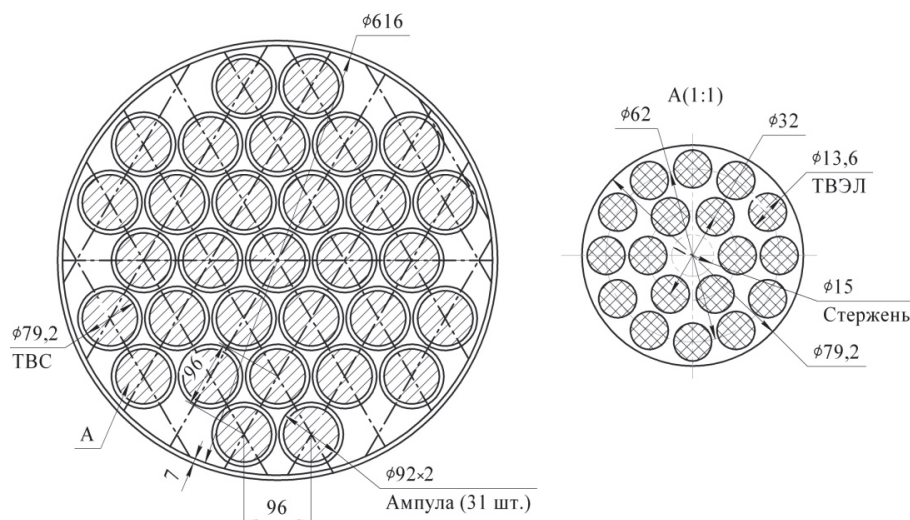


Рис. 2. Схема расположения ампул с ОЯТ УГР в пенале: А – схема расположения твэл в тепловыделяющей сборке

Fig. 2. Diagram of location of ampoules with spent nuclear fuel of uranium-graphite reactor in a tank: A is the diagram of fuel element location in a fuel assembly

где $\Sigma_{\gamma, \text{пл}}$ – макросечение реакции ($\gamma, \text{пл}$); Σ_t – полный коэффициент взаимодействия гамма-квантов, включающий фотоядерное взаимодействие; Γ – полуширина резонанса; E_0 – энергия максимума резонанса.

Расчетная модель системы «сухого» хранения облученного ядерного топлива

Хранение ОЯТ в России предусматривается в специальных гнездах, в которых размещаются герметичные пеналы с ОЯТ. Каждая камера хранения имеет 242 гнезда для герметичных пеналов с ОЯТ УГР, расположенных в гнезде в два яруса. Гнезда размещаются по квадратной решетке с шагом 1000 мм. Пенал представляет собой стальную трубу, в каждом пенале размещены по 31 ампулы с ОЯТ УГР (рис. 2).

Следует отметить, что аналитическая модель, предложенная в настоящей работе, позволяет провести лишь количественную оценку выхода нейтронов. Кроме того, конструкции активных зон и

твэл ЯЭУ нового поколения определили особенности проведения нейтронно-физических расчетов в системах «сухого» хранения штатного топлива УГР. Эта особенность заключается в том, что оценка выхода нейтронов в системах хранения проведена посредством совместного использования разработанной модели (табл. 1, [5, 7]), верифицированного расчетного кода программ MC5 и Scale4.4.a. Это позволило учесть размножающие характеристики $\sim 1/(1-k_{\text{eff}})$ системы, резонансную структуру сечений взаимодействий, факторы самоэкранировки сечений, утечку нейтронов в процессе замедления и диффузии.

Для расчета значений k_{eff} в Scale4.4.a. создана расчетная модель, соответствующая реальной конструкции СХОЯТ ФГУП «Горно-химический комбинат». В Scale4.4.a. используется ячеечный метод моделирования, что существенно упрощает расчет нейтронно-физических параметров такой системы. При этом достаточно детально описывается геометрия одной ячейки (каждое гнездо расчетной

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22
11	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
10	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
9	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
8	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
7	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
6	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
5	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
4	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
3	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1

Рис. 3. Массив размером 22×11, состоящий из ячеек одного типа

Fig. 3. 22×11 array which consists of a single-type cells

модели с размещенным в нем пеналом представляет собой ячейку, или UNIT), затем задается поле – массив размером 22×11 UNIT. Пример заполнения массива ячейками приведен на рис. 3.

Аналитическая последовательность CSAS25 (Scale4.4.a) запускает модули BONAMI, NITAWL-II и KENO V.a. для обработки требуемых сечений, а затем в зависимости от начальных и граничных условий рассчитывает необходимые функционалы и k_{eff} .

Результаты расчета k_{eff} системы «сухого» хранения облученного ядерного топлива

«Свежее» топливо. В работе рассмотрены варианты штатных (заполнения хранилища водой, при отсутствии воды в самом гнезде с пеналом) и нештатных ситуаций (заполнение всего хранилища водой и всех ампул, находящихся в герметичных пеналах в гнезде хранилища).

При расчете k_{eff} СХОЯТ использовалось уран-эрбиевой (модифицированное) топливо обогащением 1,6; 2,0; 2,4; 2,6 и 2,8 %. Результаты расчета k_{eff} СХОЯТ для пяти схем загрузок:

- 1) в хранилище находится одно гнездо с пеналом, размещенное в центре, $k_{eff}=0,1252 \pm 0,0004$;
- 2) полная загрузка хранилища топливом, $k_{eff}=0,2829 \pm 0,0008$;
- 3) в хранилище находится одно гнездо с пеналом, размещенное в центре. Все остальное пространство заполнено водой, вода везде, кроме самого гнезда с пеналом, $k_{eff}=0,3572 \pm 0,0010$;
- 4) полная загрузка хранилища топливом. Все остальное пространство заполнено водой, вода

везде кроме гнезд с пеналом, $k_{eff}=0,3867 \pm 0,0009$;

- 5) полная загрузка хранилища топливом. Рассмотрена нештатная ситуация, при которой происходит заполнение всего хранилища водой и всех ампул, находящихся в герметичных пеналах в гнезде хранилища, $k_{eff}=0,8146 \pm 0,0014$.

Результаты расчета k_{eff} для топлива других вариантов обогащения сведены в табл. 2.

Таким образом, возникновение самоподдерживающейся реакции деления возможно для топлива с обогащением 2,6 и 2,8 % и только в случае нештатных аварийных ситуаций, когда происходит заполнение хранилища и отдельных его зон водой. Данное событие имеет пренебрежимо малую вероятность. Кроме того, ядерная безопасность при нештатной ситуации заведомо гарантирована при учете факта выгорания топлива [4].

«Выгоревшее» топливо. СХОЯТ полностью загружено ОЯТ. Характеристики ОЯТ: начальное обогащение по ^{235}U – 2 %, выгорание – 20, 25 и 30 ГВт·сут/т (U), выдержка – 10 лет. Расчет изотопного состава топлива и источников нейтронного излучения в ОЯТ ($\varphi(\Delta E_i)$, нейтр. $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$) проведен с использованием программы MCSU5.

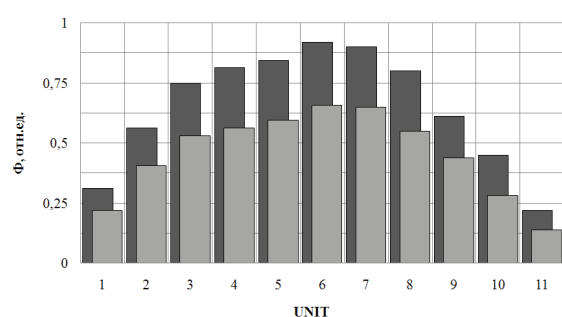
Эффективный коэффициент размножения в СХОЯТ, полностью загруженном ОЯТ УГР, составляет $k_{eff}=0,2229 \pm 0,0005$. Значения потоков нейтронов в зависимости от расположения UNIT в массиве приведены на рис. 4.

Результаты численных исследований показали, что учет глубины выгорания топлива приводит к уменьшению значения k_{eff} на 27–30 %. С точки зрения ядерной безопасности система СХОЯТ яв-

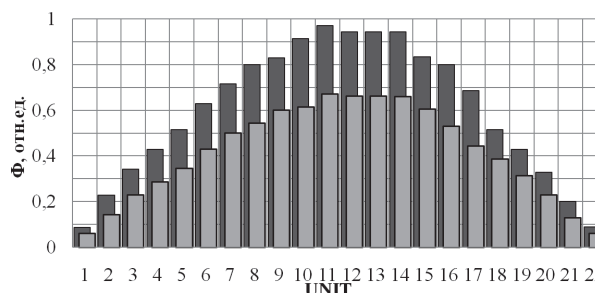
Таблица 2. Расчетные значения k_{eff} СХОЯТ для топлива различного обогащения

Table 2. Design values of k_{eff} «dry» storage spent nuclear fuel for fuel of different saturation

Обогащение топлива, % Fuel saturation, %	Варианты загрузок/Variants of loads				
	1	2	3	4	5
1,6	$0,1252 \pm 0,0004$	$0,2829 \pm 0,0008$	$0,3572 \pm 0,0010$	$0,3867 \pm 0,0009$	$0,8146 \pm 0,0014$
2,0	$0,1299 \pm 0,0004$	$0,3034 \pm 0,0006$	$0,3779 \pm 0,0010$	$0,4108 \pm 0,0011$	$0,8942 \pm 0,0014$
2,4	$0,1338 \pm 0,0004$	$0,3277 \pm 0,0007$	$0,4003 \pm 0,0011$	$0,4319 \pm 0,0013$	$0,9502 \pm 0,0015$
2,6	$0,1355 \pm 0,0004$	$0,3399 \pm 0,0008$	$0,4058 \pm 0,0012$	$0,4422 \pm 0,0012$	$0,9756 \pm 0,0017$
2,8	$0,1362 \pm 0,0004$	$0,3499 \pm 0,0008$	$0,4115 \pm 0,0012$	$0,4492 \pm 0,0011$	$0,9967 \pm 0,0014$



a/a



b/b

Рис. 4. Значения потоков быстрых нейтронов в зависимости от расположения UNIT в массиве; ■, ■ – выдержка ОЯТ УГР 0,5 и 10 лет соответственно. 1 отн. ед. равна а) 160; б) $350 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$

Fig. 4. Values of fast-neutron fluxes depending on UNIT location in the array: ■, ■ is the spent nuclear fuel storage in uranium-graphite reactor 0,5 and 10 years, respectively. 1 arb. unit equals а) 160; б) $350 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22
11	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5
10	39	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	5
9	40	1	1	1	1	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	1	1	1	5
8	41	1	1	1	2	2	2	3	3	3	3	3	3	3	3	2	2	2	1	1	1	5
7	42	1	1	1	2	2	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	2	2	1	1	1	5
6	43	1	1	1	2	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	2	1	1	1	5
5	44	1	1	1	2	2	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	2	2	1	1	1	5
4	45	1	1	1	2	2	2	3	3	3	3	3	3	3	3	2	2	2	1	1	1	5
3	46	1	1	1	1	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	1	1	1	5
2	47	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	5
1	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69

Рис. 5. Массив размером 22×11. UNIT 1, 2, 3 – гнезда с пенами, выгорание 20, 25, 30 ГВт·сут/т соответственно; 5, 39–69 – пустые гнезда

Fig. 5. 22×11 array. UNIT 1, 2, 3 are the cells with the tanks, burn-up 20, 25, 30 GW-day/t respectively; 5, 39–69 are the empty cells

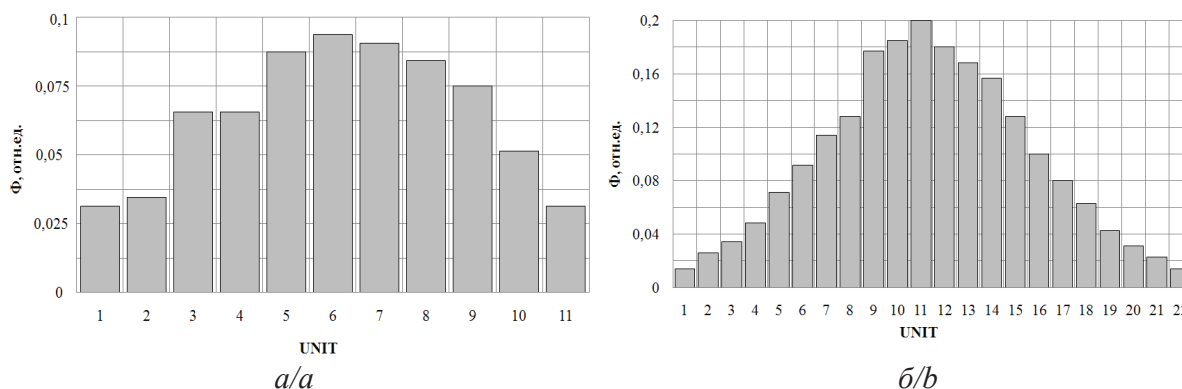


Рис. 6. Значения потоков быстрых нейтронов в зависимости от расположения UNIT в массиве, выдержка ОЯТ 10 лет. 1 отн. ед. равна а) 160; б) 350 см²·с⁻¹

Fig. 6. Values of fast-neutron fluxes depending on UNIT location in the array, spent nuclear fuel storage is 10 years. 1 arb. unit equals а) 160; б) 350 cm²·s⁻¹

ляется глубоко подкритической системой даже для штатных аварийных ситуаций. Однако уровни излучения по быстрым нейтронам превышают предельно допустимые значения при выгорании начиная от 20 ГВт·сут/т.

Анализ возможных нейтронно-физических состояний технических систем «сухого» хранения ОЯТ с различной глубиной выгорания показал, что необходима оптимизация схем размещения ОТВС в СХОЯТ с различной глубиной выгорания с целью уменьшения дозовой нагрузки на персонал.

На рис. 5 приведена одна из схем загрузки СХОЯТ, позволяющая снизить уровни нейтронного излучения в критических точках хранилища до предельно допустимых значений. Эффективный коэффициент размножения моделируемой системы равен $k_{eff}=0,2148\pm0,0003$.

Значения потоков в зависимости от расположения UNIT в массиве приведены на рис. 6.

Оптимизация параметров систем и схем обращения в процессе «сухого» хранения облученного

топлива осуществлена за счет чередующегося размещения его слоев с различной глубиной выгорания и обогащения.

Заключение

Проведенные в работе теоретические исследования и численные эксперименты позволят повысить экологическую, ядерную и радиационную безопасность систем «сухого» хранения и транспортировки керамического облученного ядерного топлива реакторных установок нового поколения.

Выполненные исследования позволят разработать технические и регулирующие решения при обращении с перспективным облученным топливом реакторных установок нового поколения.

Совместное использование прецизионного расчетного кода программ MCU и Scale позволило провести верификацию полученных результатов численных экспериментов.

В работе показана необходимость в проведении дополнительных расчетов резонансного поглоще-

ния нейтронов ядрами с ярко выраженной резонансной структурой и корректировке ядерных констант, используемых в расчетах параметров резонансного поглощения и внутреннего блок-эффекта в ядерном топливе на основе теории.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Роль ядерной энергетики в структуре мирового энергетического производства 21 в. / А.Ю. Гагаринский, В.В. Игнатьев, Н.Н. Пономарев-Степной, С.А. Субботин, В.Ф. Цибульский // Атомная энергия. – 2005. – Т. 99. – № 5. – С. 323–335.
2. Строганов А.А., Курындин А.В., Аникин А.Ю. Анализ соответствия российской и международной нормативной базы по регулированию безопасности при транспортировании радиоактивных материалов и отработавшего ядерного топлива // Ядерная и радиационная безопасность. – 2011. – № 3. – С. 23–25.
3. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г. О нейтронно-физических особенностях модифицированных топливных циклов // Известия ВУЗов. Серия: Ядерная энергетика. – 1997. – № 6. – С. 42–48.
4. Внуков В.С. Глубина выгорания как параметр ядерной безопасности хранилищ и транспортных упаковочных комплектов с отработавшим ядерным топливом // Атомная техника за рубежом. – 1990. – № 12. – С. 9–11.
5. Шаманин И.В., Буланенко В.И., Беденко С.В. Поле нейтронного излучения облученного керамического ядерного топлива различных типов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 2. – С. 97–103.
6. Беденко С.В., Гнетков Ф.В., Кадочников С.Д. Дозовые характеристики полей нейтронов керамического ядерного топлива различных типов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 1. – С. 6–12.
7. Шаманин И.В., Беденко С.В., Губайдулин И.М. Пороговые реакции и предельные глубины выгорания облученного керамического ядерного топлива // Известия вузов. Физика. – 2014. – Т. 57. – № 2–2. – С. 8–12.
8. Materials of New Generation in Nuclear Power Industry / I.V. Shamanin, S.V. Bedenko, I.M. Gubayduln, N.G. Novikova // Advanced Materials Research. – 2014. – V. 1040. – P. 74–79.
9. Буланенко В.И., Фролов В.В., Центр Э.М. Расчетная оценка выхода нейтронов (α, n)-реакции для многокомпонентных сред // Атомная энергия. – 1982. – Т. 53. – № 3. – С. 160–168.
10. Okumara K., Mori T. Validation of a continuous-energy Monte-Carlo burn-up code MVP-BURN and its application to analysis of post irradiation experiment // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2000. – V. 47. – № 2. – P. 71–77.
11. Gauld I.C., Westfall R.M., Ilas G. Validation of ORIGEN for LWR used fuel decay heat analysis with Scale // Nuclear Engineering and Design. – 2014. – V. 273. – P. 58–77.
12. Проект MCU. Моделирование процесса переноса частиц методом Монте-Карло. URL: <http://mcuproject.ru/rinfo.html> (дата обращения: 02.04.2014).
13. Алгоритмы расчета групповых констант энергоуглового распределения рассеянных нейтронов в среде из неподвижных ядер / Г.А. Гончаров, В.П., Горелов В.Н. Иванникова и др. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Математическое моделирование физических процессов. – 1991. – № 1. – С. 38–43.
14. Расчет изотопного состава реакторных установок при моделировании процессов выгорания и остаточного энерговыделения ядерного топлива в программном комплексе CONCORD / С.В. Мжачих, А.В. Алексеев, А.Н. Гребенников и др. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Математическое моделирование физических процессов – 2014. – Т. 1. – С. 49–64.
15. Блохин Д.А., Митенкова Е.Ф., Блохин А.И. Подготовка полных библиотек ядерных данных в поточечном представлении на основе файлов оцененных данных ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1, JENDL-4.0. – М.: ИБРАЭ РАН, 2011. – 58 с.
16. Опаловский В.А., Тихомиров Г.В. Расчетные исследования параметров ОЯТ в целях безопасного обращения, учета и контроля. Научная сессия МИФИ-2002 // Сборник научных трудов. Т. 8. – М.: МИФИ, 2002. – С. 98–100.
17. Kryuchkov E.F., Opalovsky V.A., Tikhomirov G.V. Comparative Analysis of Radiation Characteristics from various types of Spent Nuclear Fuel // Proc. of the SNA-2003. – Paris, France, 2003. – P. 71–77.
18. The Use of (Th, U, Pu) O₂ Fuel in a Water Water Energy Reactor (WWER-1000): Physics and Fuel Cycle Simulation by means of the V.S.O.P.(97) Computer Code / I.V. Shamanin, A.A. Ukhov, H.J. Rutten, K. Haas, W. Sherer. – Forschungszentrum Julich, FZJ-ISR-IB-1/99, 1999. – 40 p.
19. Шаманин И.В. Следствия, вызванные отличиями структур резонансной области поглощения ядер ²³⁸U и ²³²Th // Альтернативная энергетика и экология. – 2006. – № 11. – С. 47–53.
20. Hodgson P.E. The Optical Model of Elastic Scattering. – Oxford: Clarendon press, 1963. – 230 p.
21. Shiroya S., Kudo K. Criticality Analysis of Highly Enriched Uranium/Thorium Fueled Thermal Spectrum Cores of Kyoto University Critical Assembly // PHYSOR 2004 – The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems: Global Developments. – Chicago Illinois: American Nuclear Society, 2004. – P. 112–117.

Поступила 11.12.2014 г.

UDC 621.039

CONCEPTUAL APPROACHES AND METHODS OF TREATING THE IRRADIATED POTENTIAL NUCLEAR FUEL

Sergey V. Bedenko,

National Research Tomsk Polytechnic University,
30, Lenin Avenue, Tomsk, 634050, Russia. E-mail: bedenko@tpu.ru

Vladimir V. Knyshev,

National Research Tomsk Polytechnic University, 30, Lenin Avenue,
Tomsk, 634050, Russia. E-mail: vvk28@tpu.ru

Maksim V. Yakovlev,

National Research Tomsk Polytechnic University, 30, Lenin Avenue,
Tomsk, 634050, Russia. E-mail: mcmillan@tpu.ru

Maria N. Plevaka,

National Research Tomsk Polytechnic University, 30, Lenin Avenue,
Tomsk, 634050, Russia. E-mail: batkamaxno2010@mail.ru

Various types of reactors are applied in the world nuclear power industry. One of the ways to implement the existing trend to increase the effectiveness of using nuclear fuel in nuclear power engineering is the growth of its burn-up fraction. The relevance of the research is caused by the problem related to increase of burn-up fraction depth both of normal nuclear fuel and new types of fuel, as well as by the necessity to develop the conceptually new approaches to handling such fuel in storage systems and transport means.

The main aim of the research is to optimize the system parameters and schemes of handling in «dry» storage of spent fuel irradiated in uranium-graphite reactor of channel type.

The methods. The research and numerical experiments were carried out with the assistance of verified computer codes programs based on the Monte Carlo method (MCU5TPU and Scale5), modern evaluated nuclear data library (ENDF/B-VIII, JENDL-3.3, JEFF 3.0, EXFOR, ROSFOND) and multi-group approximation. The sharing of the precise calculation program code of MCU and Scale allowed carrying out the verification of the obtained results of numerical experiments.

The results. The authors have carried out the computational studies of the neutron-physical characteristics of the system of «dry» storage of spent nuclear fuel irradiated in the uranium-graphite reactor. Practical recommendations for optimizing the system parameters and schemes of handling and placement of spent fuel in a «dry» storage were developed. The system parameters and handling schemes in the process of «dry» storage of spent fuel were optimized due to the alternating layers of placing fuel with different burn-up and enrichment.

Key words:

«Dry» storage system, spent nuclear fuel, effective neutron multiplication factor, burn-up fraction, multiplying system.

Grant Council of the President of the RF. The contest for scholarship of the President of the RF for young scientists and post-graduates. Grant no. SP-295.2015.2.

REFERENCES

1. Gagarin A.Yu., Ignatiev V.V., Ponomarev-Steppe N.N., Subbotin S.A., Tsibulsky V.F. Rol yadernoy energetiki v strukture mirovogo energeticheskogo proizvodstva 21 v [Role of nuclear energy in the structure of world energy manufacture 21]. *Atomic Energy*, 2005, vol. 99, no. 5, pp. 323–335.
2. Stroganov A.A., Kuryndin A.V., Anikin A.Yu. Analiz sootvetstviya rossiyskoj i mezhdunarodnoy normativnoy bazy po regulirovaniyu bezopasnosti pri transportirovani radioaktivnykh materialov i otrabotavshogo yadernogo topliva [Analysis of the compliance of the Russian and international normative base for the regulation security for transportation of radioactive materials and spent nuclear fuel]. *Nuclear and Radiation Safety*, 2011, no. 3, pp. 23–25.
3. Shmelev A.N., Kulikov G.G. O neytronno-fizicheskikh osobennostyakh modifitsirovannykh toplivnykh tsiklov [On the neutron-physical characteristics of the modified fuel cycles]. *News of high school. Nuclear power*, 1997, no. 6, pp. 42–48.
4. Vnukov V.S. Glubina vygoraniya kak parametr yadernoy bezopasnosti khranilishch i transportnykh upakovochnykh komplektov s otrabotavshim yadernym toplivom [Burn-up depth as the nuclear safety parameter of storing and transporting packagings of spent nuclear fuel]. *Atomic energy technology abroad*, 1990, no. 12, pp. 9–11.
5. Shamanin I.V., Bulanenko V.I., Bedenko S.V. Pole neytronno izlucheniya obluchennogo keramicheskogo yadernogo topliva razlichnykh tipov [Field of neutron radiation of irradiated ceramic nuclear fuel of different types]. *News of high schools. Nuclear power*, 2010, no. 2, pp. 97–103.
6. Bedenko S.V., Gnetkov F.V., Kadochnikov S.D. Dozovye kharakteristiki poley neytronov keramicheskogo yadernogo topliva razlichnykh tipov [Radiation doses characteristics of neutron fields of ceramic nuclear fuels of different types]. *News of high schools. Nuclear power*, 2010, no. 1, pp. 6–12.
7. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Gubayduln I.M. Porogovye reaktssii i predelnye glubiny vygoraniya obluchennogo keramicheskogo

- yadernogo topliva [Threshold reactions and limit burnup depth of irradiated ceramic nuclear fuel]. *News of high school. Physics*. 2014, vol. 57, no. 2–2, pp. 8–12.
8. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Gubaydulin I.M., Novikova N.G. Materials of New Generation in Nuclear Power Industry. *Advanced Materials Research*, 2014, vol. 1040, pp. 74–79.
 9. Bulanenko V.I., Frolov V.V., Tsenter E.M. Raschetnaya otsenka vykhoda neytronov (α, n)-reaktsii dlya mnogokomponentnykh sred [The estimation of neutron yield of the (α, n)-reaction for multicomponent media]. *Atomic Energy*, 1982, vol. 53, no. 3, pp. 160–168.
 10. Okumara K., Mori T. Validation of a continuous-energy Monte-Carlo burn-up code MVP-BURN and its application to analysis of post irradiation experiment. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2000, vol. 47, no. 2, pp. 71–77.
 11. Gauld I.C., Westfall R.M., Ilas G. Validation of ORIGEN for LWR used fuel decay heat analysis with Scale. *Nuclear Engineering and Design*, 2014, vol. 273, pp. 58–77.
 12. Proekt MCU. Modelirovanie protsessa perenosa chastits metodom Monte-Karlo [Project MCU. Modelling of process of transport of particles by the Monte Carlo method]. Available at: <http://mcu-project.ru/rinfo.html> (accessed 02.04.2014).
 13. Goncharov G.A., Gorelov V.P., Ivannikova V.N. Algoritmy rascheta gruppovykh konstant energouglovogo raspredeleniya rasseyannykh neytronov v srede iz nepodviznykh yader [Algorithms for calculating group constants of energy angular distribution of scattered neutrons in fixed nuclei media]. *Problems of Atomic Science and Technology. Mathematical modeling of physical processes*, 1991, no. 1, pp. 38–43.
 14. Mzhachikh S.V., Alekseev A.V., Grebennikov A.N. Raschet izotopnogo sostava reaktornykh ustanovok pri modelirovanii protsessov vygoraniya i ostatochnogo energovydeleniya yadernogo topliva v programmnom komplekse CONCORD [Calculation of isotopic composition of the reactor plants when modeling the processes of burnout and the residual energy of nuclear fuel in the software package CONCORD]. *Problems of Atomic Science and Technology. Mathematical modeling of physical processes*, 2014, vol. 1, pp. 49–64.
 15. Blokhin D.A., Mitenkova E.F., Blokhin A.I. Podgotovka polnykh bibliotek yadernykh dannykh v potochesnom predstavlenii na osnove faylov otsenennykh dannykh ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1, JENDL-4.0 [Preparation of complete nuclear data libraries in the pointwise representation on the basis of evaluated data files ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1, JENDL-4.0]. *Preprint/Institute of Nuclear Safety Sciences*, № IBRAE-2011–08. Moscow, IBRAE, 2011. 58 p.
 16. Opalovsky V.A., Tikhomirov G.V. Raschetnye issledovaniya parametrov OYat v tselyakh bezopasnogo obrashcheniya, ucheta i kontrolya. Nauchnaya sessiya MIFI-2002 [Settlement researches of spent nuclear fuel parameters for the safe handling, accounting and control. Scientific session of the MEPhi 2002]. *Collection of scientific works*. Moscow, MEPhi Press, 2002. Vol. 8, pp. 98–100.
 17. Kryuchkov E.F., Opalovsky V.A., Tikhomirov G.V. Comparative Analysis of Radiation Characteristics from various types of Spent Nuclear Fuel. *Proc. of the SNA-2003*. Paris, France, 2003. pp. 71–77.
 18. Shamanin I.V., Ukhov A.A., Rutten H. J., Haas K., Sherer W. The Use of (Th, U, Pu) O₂ Fuel in a Water Water Energy Reactor (WWER-1000): Physics and Fuel Cycle Simulation by means of the V.S.O.P.(97) Computer Code. *Forschungszentrum Julich, FZJ-ISR-IB-1/99*, 1999, 40 p.
 19. Shamanin I.V. Sledstviya, vyzvannye otlichyami struktur rezonansnoy oblasti pogloshcheniya yader ²³⁸U i ²³²Th [Consequences caused by the differences in the structures of the resonance region of absorbing ²³⁸U and ²³²Th]. *Alternative Energy and Ecology*, 2006, no. 11 (43), pp. 47–53.
 20. Hodgson P.E. The Optical Model of Elastic Scattering. Oxford, Clarendon press, 1963. 230 p.
 21. Shiroya S., Kudo K. Criticality Analysis of Highly Enriched Uranium/Thorium Fueled Thermal Spectrum Cores of Kyoto University Critical Assembly. *PHYSOR 2004 – The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems: Global Developments*. Illinois, American Nuclear Society, 2004. pp. 112–117.

Received: 11 December 2014.