

НЕКОТОРЫЕ ВОПРОСЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ ТЕХНОЛОГИИ ПРОЕКТИРОВАНИЯ НОВЫХ РЕАКТОРОВ НА ОСНОВЕ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ МОКС-ТОПЛИВА

© 2015

А.Р. Белозерова, кандидат физико-математических наук, старший научный сотрудник*Е.С. Комарова*, инженер I категории*Государственный научный центр –**Научно-исследовательский институт атомных реакторов, Димитровград (Россия)**Б.Ф. Мельников*, доктор физико-математических наук, профессор*Самарский государственный университет, Самара (Россия)**С.В. Пивнева*, кандидат педагогических наук, доцент*Тольяттинский государственный университет, Тольятти (Россия)*

Ключевые слова: многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах; нейтронно-физические характеристики; центральный петлевой канал; вертикальный экспериментальный канал; активная зона.

Аннотация: К вопросу моделирования технологии проектирования новых реакторов на основе физико-химических свойств МОКС-топлива рассматриваются существующие математические модели для определения расчетных оценок нейтронно-физических и радиационных характеристик основных экспериментальных объемов на примере проектируемого исследовательского реактора на быстрых нейтронах.

Эффективное использование МОКС-топлива достигается при сжигании его в реакторах на быстрых нейтронах, а его изготовление возможно путем переработки облученного топлива с энергетических реакторов. Применение МОКС-топлива в существующих реакторах требует значительных изменений (введение большего числа управляющих стержней), но оно будет возможно на полную загрузку в специально спроектированном реакторе МБИР. Одним из привлекательных свойств МОХ-топлива является то, что при его производстве могут утилизироваться излишки оружейного плутония, которые в противном случае являлись бы радиоактивными отходами.

Для центрального петлевого канала реактора получены оценки средней и максимальной плотности потока нейтронов, аксиальное распределение плотности потока нейтронов, что актуально к вопросу радиационной стойкости материалов, применяемых в современном реакторостроении. Расчетная модель составлена на базе пакета прикладной программы MCU (версия MCU-RR2), реализующей парадигму метода Монте-Карло при розыгрыше траекторий нейтронов и гамма-квантов в трехмерной геометрии для совместного моделирования функционалов потока нейтронов и фотонов в исследовательских ядерных реакторах, на основе оцененных ядерных данных.

Для вертикального экспериментального канала определены зависимости удельной наведенной активности и наведенной активности газообразного азота технического от времени работы реактора в целях обеспечения экономии по затратам на материалы для охлаждения канала, предназначенного для ядерного легирования кремния. Моделирование активации охлаждающей среды проведено средствами математического моделирования кинетики нуклидных превращений по комплексу программ UPM-PREPRO_2007-FENDL-2.0-ENDF/B-VII.0, где PREPRO_2007 – пакет утилит для предварительной обработки ядерных данных в формате ENDF/B.

ВВЕДЕНИЕ

Применение всевозможных схем расчета на основе существующих математических моделей при проектировании новых быстрых реакторов актуально для решения проблемы замыкания топливного цикла на базе быстрых реакторов.

Проектирование и строительство дорогостоящих реакторов на быстрых нейтронах экономически выгодно, так как на каждый захват нейтрона в активной зоне такого реактора испускается в 1,5 раза больше нейтронов деления, чем в активной зоне реактора на тепловых нейтронах. Следовательно, для переработки ядерного сырья в реакторе на быстрых нейтронах можно использовать значительно большую долю нейтронов. Это главная причина, из-за которой проводят широкие исследования в области применения реакторов на быстрых нейтронах [1; 2].

Объектом исследования является проектируемый многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах (МБИР). В работе приводятся результаты расчетов нейтронно-физических характеристик (НФХ) центрального петлевого канала (ЦПК) и активации теплоносителя, используемого в системе охлаждения вертикального экспериментального канала (ВЭК) проектируемого реактора.

Детализация расчетной модели возможна при описании топливных сборок с учетом полных конструктивных особенностей. Трудоемкость создания подробной модели компенсируется сокращением времени расчета, если использовать метод сетей. Именно технология сетей была использована при создании расчетной модели на базе пакета прикладных программ MCU (версия MCU-RR2). Расчетная программа MCU-RR2 предназначена для расчета функционалов потока нейтронов и фотонов в исследовательских ядерных реакторах методом Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных. В программе реализован аналоговый метод совместного моделирования траекторий нейтронов и гамма-квантов в трехмерной геометрии.

Полученные данные в виде значений средней и максимальной плотности потока нейтронов, аксиальное распределение плотности потока нейтронов в ЦПК реактора МБИР могут быть использованы для расчета скорости радиационного повреждения конструкционных материалов. Статистическая погрешность результатов составляет не более 2 %.

Проведено компьютерное моделирование активации охлаждающей среды в ВЭК реактора МБИР для ядерного легирования кремния. Определены расчетные зависимости удельной наведенной активности и наведенной

активности газообразного азота технического от времени работы реактора для заданных параметров конструкции ВЭК.

КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ РЕАКТОРА МБИР [3]

Компоновка активной зоны реактора МБИР создана на базе тепловыделяющей сборки (ТВС) с твэлом диаметром 6,0 мм. Активная зона (а.з.) включает в себя 94 ТВС, 3 экспериментальных канала (ЭК), 8 рабочих органов системы управления защиты (РО СУЗ), 14 материаловедческихборок (МС). В центре в семи ячейках расположен центральный петлевой канал (ЦПК), на периферии а.з. – петлевой канал № 1 (ПК1) и петлевой канал № 2 (ПК2).

В а.з. предусмотрено 3 петлевых канала, одинаковых по размеру, каждый из которых вписан в семь ячеек. Петлевой канал цилиндрической формы радиусом 5 см. Петлевой канал вставляется в чехол цилиндрической формы с внешним радиусом 6 см и толщиной оболочки 5 мм. В качестве теплоизоляции используется аргон. Толщина газового зазора 5 мм. Наличие газового зазора не влияет на нейтронно-физические характеристики. В модели он не учитывается (рис.1).

Твэл реактора МБИР состоит из четырех зон: газосборник, верхний торцевой экран, топливная часть и нижний торцевой экран. Общая высота твэла составляет 157,5 см. Топливная часть твэла представляет собой смешанное уран-плутониевое виброуплотненное оксидное соединение (МОКС). Масса топливного сердечника 113 г (МОКС-гранулят – 105 г, уран металлический – 8 г). Материалом торцевых экранов является обедненный уран. Газосборник высотой 50 см заполнен гелием.

С целью дистанционирования твэлов в пучке ТВС на оболочке твэла навита проволока: на центральных твэлах – круглая; на периферийных твэлах – эллипсная. Для обоих типов проволоки шаг навивки равен 100 мм в соответствии с рисунком 2.

Основой конструкции органов СУЗ является пэл с поглощающей частью из материала карбида бора B_4C , обогащение которого изотопом B^{10} составляет 80 %. Для рабочего органа автоматического регулирования (РО АР) использован природный бор.

Конструкция рабочих органов компенсирующего регулирования (КР) и аварийной защиты (АЗ) одинакова: один центральный пэл и 6 периферийных пэлов, расположенных по треугольной решетке согласно рисунку 3.

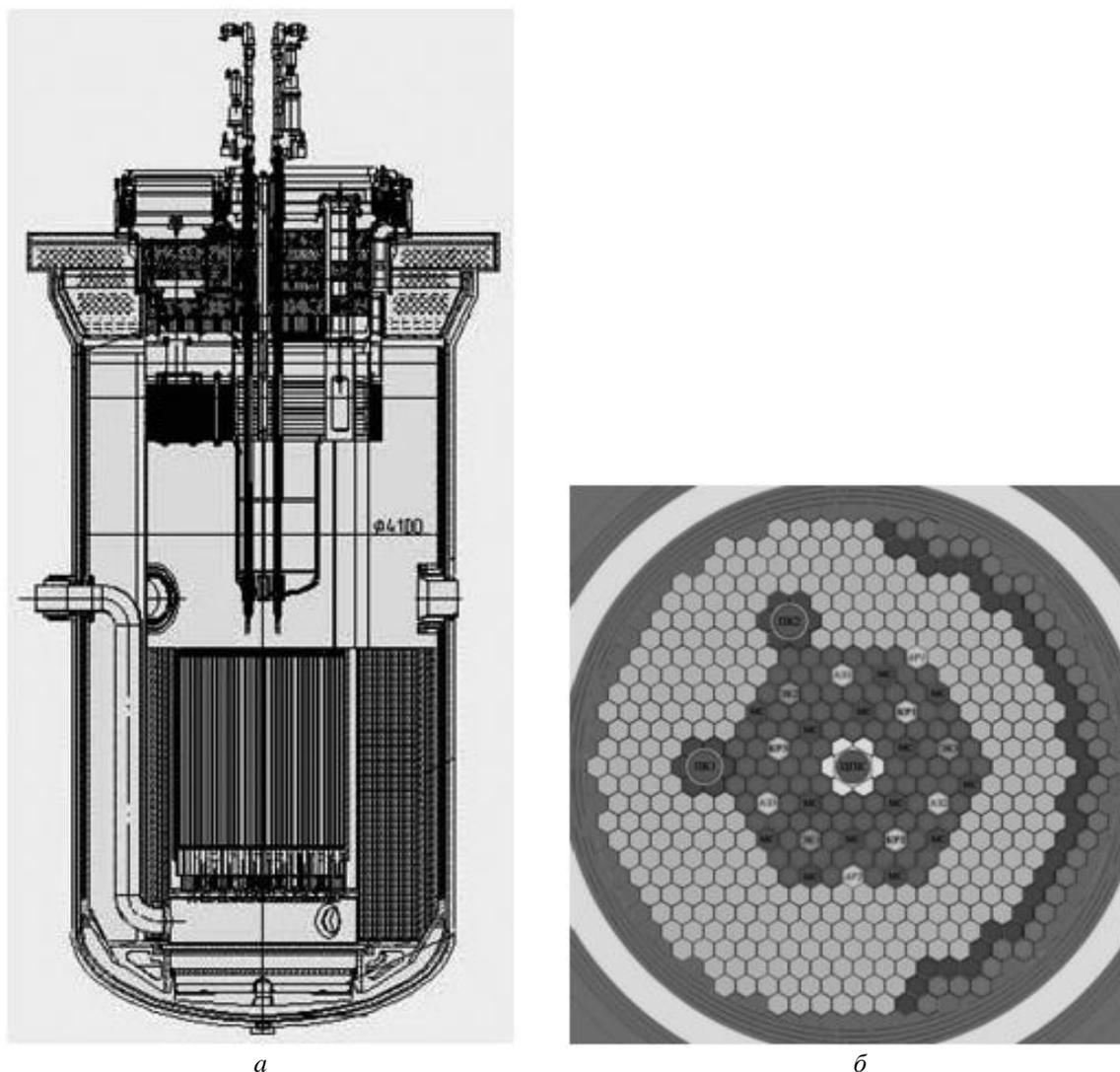


Рис. 1. Общая схема (а) и картограмма активной зоны реактора МБИР (б)

Конструкция РО АР включает в себя четыре пэла (из природного бора с 19,6 % содержания В-10), три стальных вытеснителя, каждый из которых аналогичен по размеру пэла.

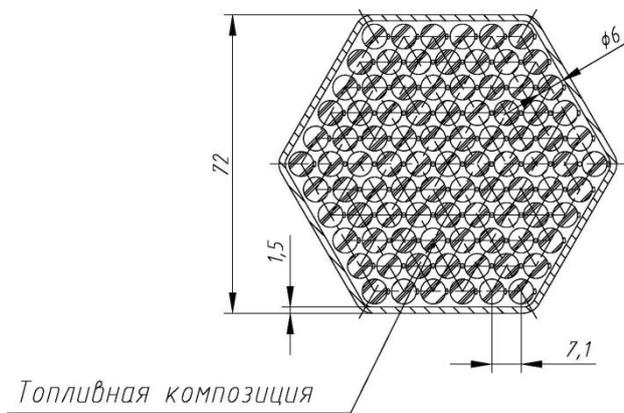


Рис. 2. Поперечный разрез тепловыделяющей сборки

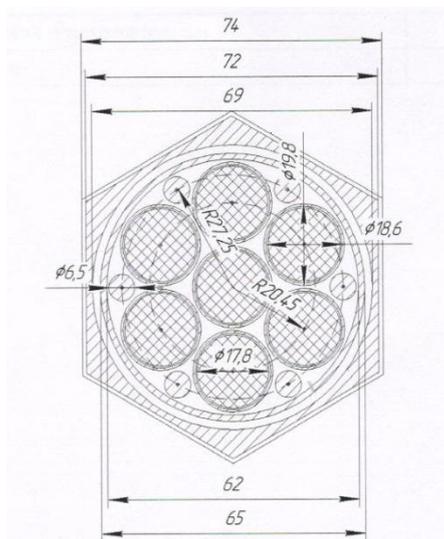


Рис. 3. Конструкция рабочих органов компенсирующего регулирования (КР) и аварийной защиты

Система охлаждения ВЭК состоит из трубопроводов, подающих азот на каждый канал ВЭК (всего шесть каналов), и общего отводного коллектора, трубопроводы от коллектора идут к теплообменникам и далее к газодувкам согласно рисунку 1 а. Направление потока азота – снизу вверх.

В расчете используется спектр нейтронного потока в шестигрупповом энергетическом распределении с учетом радиального распределения плотности потока нейтронов (ППН) разных энергетических диапазонов в центральной плоскости в направлении ВЭК. Значения ППН разных энергетических диапазонов приняты для нейтронно-физических условий облучения на расстоянии 1675 мм от центра а.з. согласно рисунку 1 а. Аксиальное распределение ППН принято равномерным, т. е. постоянным по всей высоте а.з.

РАСЧЕТНЫЕ ПРОГРАММЫ И МОДЕЛИ

Расчетная модель составлена на базе пакета прикладных программ MCU (версия MCU-RR2). Расчетная программа MCU-RR2 предназначена для расчета функционалов потока нейтронов и фотонов в исследовательских ядерных реакторах методом Монте-Карло [4; 5] на основе оцененных ядерных данных [6]. В программе реализован аналоговый метод совместного моделирования траекторий нейтронов и гамма-квантов в трехмерной геометрии. Моделирование производится на основе детального описания геометрической структуры и материального состава исследуемых систем с использованием статистических методов расчета взаимодействия частиц. В процессе работы вычисляется набор линейных и дробно-линейных функционалов потока частиц и статистические погрешности.

Расчетная модель формируется на базе описанной выше конструкции реакторной установки (РУ). В геометрическом модуле программы допускается два способа задания регулярных и нерегулярных повторяющихся структур [7; 8]. Описание большого числа повторяющихся элементов может быть реализовано двумя способами: методом решеток и методом сетей [9; 10]. При описании конструкции РУ МБИР годятся оба метода. В данном расчете использован метод сетей, так как при большом числе (более 100) повторяющихся объектов сеть лучше не только по объему используемой памяти, но и по быстродействию [7].

Топливная сборка представлена в виде шестигранных призм, состоящих из набора регистрационных зон, различных по высоте. Каждая зона заполняется однородной смесью в виде топлива, стали и теплоносителя. В модели выделены топливная часть, верхний и нижний торцевые экраны, газосборник. Сверху и снизу слоев обедненного урана в ТВС заданы гомогенизированные слои из разных долей стали и натрия. Для стержней СУЗ использована аналогичная модель – зоны заполнены в виде однородной смеси поглотителя, теплоносителя и стали с массами материалов, соответствующими конструкции реактора. Вне поглощающей части расположены слои из смеси стали и теплоносителя. Экспериментальные сборки и сборки бокового экрана заданы в виде однородной смеси стали и теплоносителя, пересчет концентраций произведен в соответствии с заданной конструкцией.

Центральный петлевой канал заполняется однородной смесью, состоящей из 50 % натрия и 50 % конструкционных материалов. Ячейки, охватывающие центральный петлевой канал, заполнены натрием (рис. 4).

Два других петлевых канала (периферийные) также заполняются однородным составом, состоящим из 50 % (объемных) натрия и 50 % стали. В ячейках, охватывающих петлевой канал, концентрации материалов заданы в соответствии с их конструкцией, каждая из которых включает в себя 5 стальных вытеснителей, остальное пространство ячеек заполнено натрием.

В модели использовалось свежее топливо [12]. Положение стержней СУЗ: РО АР введены на половину, РО КР полностью введены в активную зону, РО АЗ выведены из активной зоны. Выбранное положение стержней СУЗ характерно для момента пуска реактора.

Данная модель является достаточно точной, адекватно описывающей исследуемые системы при исполь-

зовании прецизионных кодов, основанных на методе Монте-Карло.

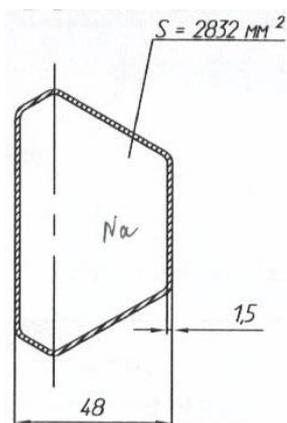


Рис. 4. Ячейка вокруг центрального петлевого канала

Для расчета активности в теплоносителе (газообразном азоте) использовались ядерные данные библиотеки FENDL-2.0 [13], разработанной в рамках международных усилий, скоординированных Секцией Ядерных Данных МАГАТЭ, и рекомендованной для прикладных расчетов.

Математическое моделирование кинетики нуклидных превращений выполнено средствами комплекса

программ UPM [14–16], PREPRO_2007 [17], FENDL-2.0–ENDF/B-VII.1 [18], где FENDL-2.0 является библиотекой ядерных данных по взаимодействию нейтронов с ядрами атомов, ENDF/B-VII.1 – библиотека с константами по распадам радионуклидов. FENDL-2.0 состоит из нескольких каталогов (подбиблиотек). В расчетах ядерной трансмутации применяется каталог АКТИВАЦИЯ (FENDL/A-2.0) – сечения для реакций активации нейтронами с энергией до 20 МэВ на 687 мишенях в диапазоне от ^1H до ^{248}Cm . Используются поточечные данные в формате ENDF/B-VI.

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Нейтронно-физические характеристики ЦПК. Для расчета распределения плотности потока нейтронов в ЦПК произведено разбиение полости ЦПК на 11 регистрационных зон по высоте активной зоны.

Все функционалы нормированы на поток от первичной единичной частицы. Для регистрационных зон и объектов вычисляются различные наборы функционалов, выраженных в виде интегральных по объему, занимаемому регистрационной зоной или объектом, линейных или дробно-линейных функций. Для каждой зоны вычислен спектр нейтронов. Результаты расчета нормированы на мощность реактора 150 МВт. Перерасчет функционалов произведен таким образом, что результаты представлены в виде дискретного спектра нейтронов с разбиением по шкале БНАБ-93. Результаты расчета представлены на рисунке 5.

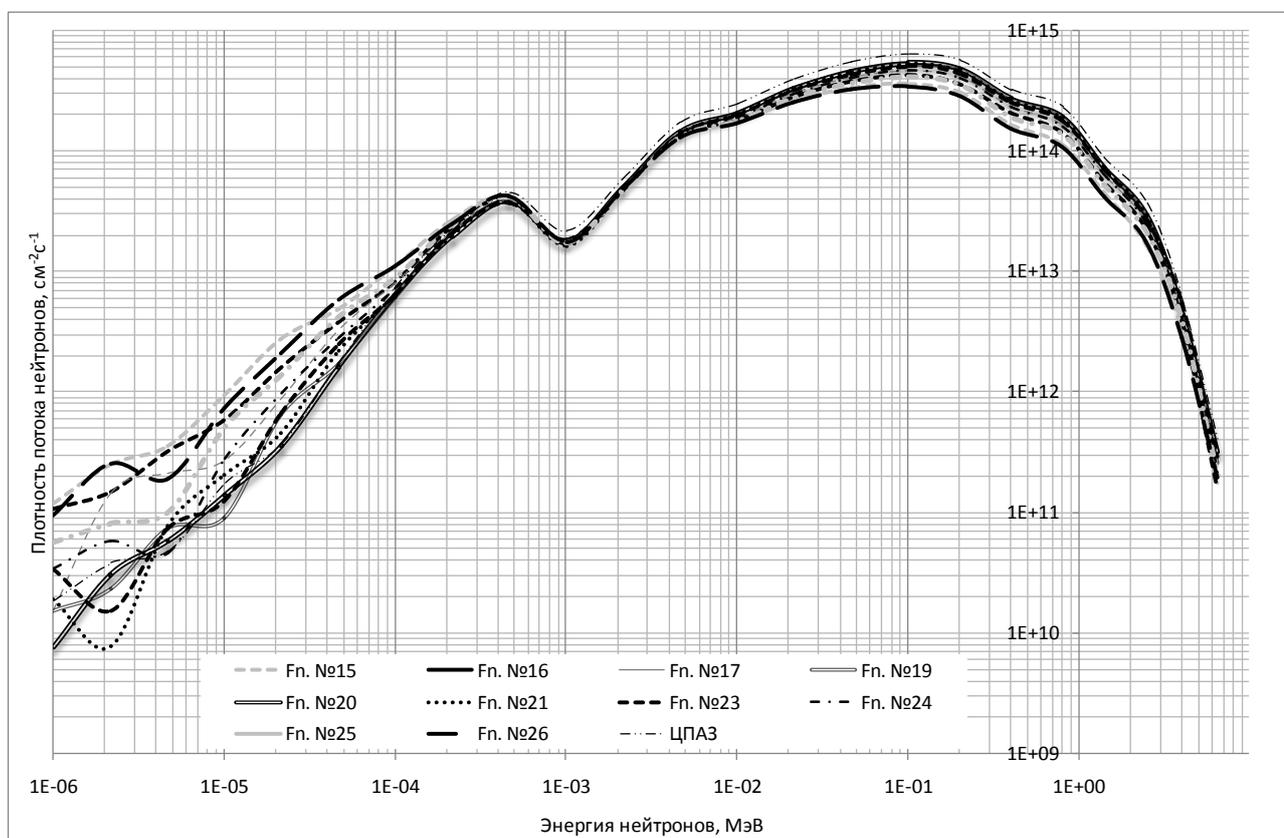


Рис. 5. Спектры нейтронов в формате интегрального представления доли нейтронов на единицу летаргии нейтрона, нейтр/см²·с, 11 регистрационных зон по высоте а.з. в ЦПК

Определены средний поток в ЦПК – соответствует $1,06 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, значение эффективного коэффициента размножения нейтронов $K_{эфф}=0,998$.

Радиационные характеристики охлаждающей среды. Полная схема ядерных трансмутаций в теплоносителе для расчета активации составлена по всем имеющимся в библиотеках нейтронно-индуцированным ядерным реакциям. Взаимодействия, вызванные α -частицами и γ -излучением, в рассматриваемой модели не учитываются. Основными каналами для наработки активности охлаждающей среды являются:

1. $^{14}N(n, p)^{14}C \xrightarrow{-1\beta} \underline{5734\text{года}} \ ^{14}N$;
2. $^{14}N(n, ^3H)^{12}C, \ ^3H \xrightarrow{-1\beta} \underline{12\text{лет}} \ ^3He$.

Как правило, заряженные частицы могут испускаться из составного ядра, образованного поглощением нейтрона с энергией в области мегаэлектронвольт [20]. Существует реакция (n, p) , в которой поглощаются медленные нейтроны, – реакция (n, p) на азоте, у которого легкое ядро и поэтому кулоновский барьер составного ядра низок. При промежуточных энергиях падающих нейтронов реакции с заряженными частицами показывают резонансы.

Скорость реакции (n, p) по основному каналу наведенной активности теплоносителя для РУ МБИР в ВЭК ниже на два порядка, чем в ВЭК-4 реактора БОР-60. Доля вклада в суммарную активность теплоносителя от трития на 1,5 порядка ниже, чем от углерода-14.

Период полураспада углерода-14, согласно данным библиотеки ENDF/B-VII.1, составляет 5 734 года, поэтому на рассматриваемой временной шкале наблюдается линейная зависимость наведенной удельной активности теплоносителя от длительности работы реактора в эффективных сутках согласно аналитике (1). В расчете учитывается коэффициент использования реактора 0,65 [21]. Аналитические зависимости наведенной удельной активности азота и наведенной активности теплоносителя на выходе для заданных технических параметров работы ВЭК представлены соответственно:

$$\bar{A}(t) = 0,001 \cdot t^{0,998} \left[\frac{MKi}{\varepsilon(\text{газообразного азота})} \right] \quad (1)$$

$$A(t) = 4,044 \cdot t^{0,884} [MKi],$$

где t – время работы реактора в эффективных сутках. С учетом геометрии зазоров напротив а. з. перед 6 каналами определяет наведенную активность охлаждающей среды порядка 4,044 мКи ($1,5 \cdot 10^8$ Бк) за один день. При консервативном подходе без учета утечки теплоносителя за одну микрокампанию с периодом 100 суток на конец облучения наведенная активность азота составит $250 (\pm 5 \%)$ [мКи] ($9,25 \cdot 10^8$ Бк).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основе созданной расчетной модели получены нейтронно-физические характеристики в ЦПК реактора МБИР: значение средней и максимальной плотности

потока нейтронов, аксиальное распределение плотности потока нейтронов. Полученные данные могут быть использованы для расчета скорости радиационного повреждения конструкционных материалов. При этом статистическая погрешность результатов составляет не более 2 %.

Детализация расчетной модели возможна при описании топливных сборок с учетом полных конструктивных особенностей. Трудоемкость создания подробной модели компенсируется сокращением времени расчета, если использовать метод сетей.

Проведено компьютерное моделирование активации охлаждающей среды в ВЭК РУ МБИР для ядерного легирования кремния. Определены расчетные зависимости удельной наведенной активности и наведенной активности газообразного азота технического от времени работы реактора для заданных параметров конструкции ВЭК.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ма Б.М. Материалы ядерных энергетических установок. М.: Энергоатомиздат, 1987. 408 с.
2. Markina N.V., Shimansky G.A. TRANS_MU computer code for computation of transmutant formation kinetics in advanced structural materials for fusion reactors // Journal of nuclear materials. 1999. Vol. 271-272. P. 30–34.
3. ГОСТ Р 8.736-2011. Измерения прямые многократные. Методы обработки результатов измерений. Основные положения. М.: Стандартинформ, 2013. 24 с.
4. Metropolis N., Ulam S. The Monte Carlo Method // Journal of the American Statistical Association. 1949. Vol. 44. № 247. P. 335–341.
5. Соболев И.М. Метод Монте-Карло. М.: Наука, 1985. 78 с.
6. Франк-Каменецкий А.Д. Моделирование траекторий нейтронов при расчёте реакторов методом Монте-Карло. М.: Атомиздат, 1978. 96 с.
7. Колмогоров А.Н., Фомин С.В. Элементы теории функций и функционального анализа. Изд. 4-е. М.: Наука, 1976. 544 с.
8. Мандель И.Д. Кластерный анализ. М.: Финансы и статистика, 1988. 176 с.
9. Грудзевич О.Т., Зеленецкий А.В., Игнатюк А.В., Пашенко А.Б. Библиотека ядерно-физических данных для расчётов активации и трансмутации // Атомная энергия. 1994. Т. 76. № 2. С. 127–130.
10. Лебедев В.Б. Моделирование структуры данных методами теории решеток // Проблемы информатики в образовании, управлении, экономике и технике: сб. ст. X Междунар. науч.-техн. конф. Пенза: Изд-во ПДЗ, 2010. С. 41–45.
11. Люгер Д.Ф. Искусственный интеллект: стратегии и методы решения сложных проблем. 4-е изд. М.: Вильямс, 2003. 864 с.
12. Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П. Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. М.: Энергоатомиздат, 1989. 574 с.
13. Fusion Evaluated Nuclear Data Library. URL: www.nds.iaea.org/fendl/index.html.
14. Белозёрова А.Р., Пивнева С.В. Об одной математической модели в задаче ядерной трансмутации. Часть II. Результаты вычислительных эксперимен-

- тов // Вектор науки Тольяттинского государственного университета. 2013. № 3. С. 37–40.
15. Белозерова А.Р., Мельников Б.Ф. Подход к математическому моделированию трансмутационных процессов в ядерных энергетических установках // Известия высших учебных заведений. Поволжский регион. Физико-математические науки. 2014. № 2. С. 88–100.
 16. Белозерова А.Р., Белозеров С.В. Подход к построению эвристических алгоритмов анализа качества экспериментальных данных по нейтронно-активационным измерениям // Эвристические алгоритмы и распределенные вычисления. 2014. Т. 1. № 4. С. 6–23.
 17. PREPRO 2007. URL: www-nds.iaea.org/ndspub/endf/prepro2007.
 18. ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data // Nuclear Data Sheets. 2011. Vol. 112. № 12. P. 2887–2996.
 19. Конструкционные материалы ядерных реакторов. Ч. 2. Структура, свойства, назначение / под ред. Н.М. Бескоровайного. М.: Атомиздат, 1977. 256 с.
 20. Левин В.Е. Ядерная физика и ядерные реакторы. 4-е изд. М.: Атомиздат, 1979. 288 с.
- REFERENCES**
1. Ма В.М. *Materiali yadernikh energeticheskikh ustanovok* [Materials of nuclear power plants]. Moscow, Energoatomizdat publ., 1987, 408 p.
 2. Markina N.V., Shimansky G.A. TRANS_MU computer code for computation of transmutant formation kinetics in advanced structural materials for fusion reactors. *Journal of nuclear materials*, 1999, vol. 271-272, pp. 30–34.
 3. GOST R 8.736-2011. *Izmereniya pryamie mnogokratnie. Metodi obrabotki rezultatov izmereniy. Osnovnie polozheniya* [Direct multiple determinations. Methods of measuring results processing. Basic statements]. Moscow, Standartinform publ., 2013, 24 p.
 4. Metropolis N., Ulam S. The Monte Carlo Method. *Journal of the American Statistical Association*, 1949, vol. 44, no. 247, pp. 335–341.
 5. Sobol' I.M. *Metod Monte-Karlo* [The Monte Carlo Method]. Moscow, Nauka publ., 1985, 78 p.
 6. Frank-Kamenetsky A.D. *Modelirovanie traektoriy neytronov pri raschete reaktorov metodom Monte-Karlo* [Modeling of neutrons traces when calculating reactors using Monte-Carlo method]. Moscow, Atomizdat publ., 1978, 96 p.
 7. Kolmogorov A.N., Fomin S.V. *Elementi teorii funktsiy i funktsionalnogo analiza* [Elements of theory of functions and functional analysis]. 4th ed. Moscow, Nauka publ., 1976, 544 p.
 8. Mendel' I.D. *Klasterniy analiz* [Cluster analysis]. Moscow, Finansi i statistika publ., 1988, 176 p.
 9. Grudzevich O.T., Zelenetsky A.V., Ignatyuk A.V., Pashchenko A.B. Nuclear data library for activation and transmutation calculations. *Atomic Energy*, 1994, vol. 76, no. 2, pp. 127–130.
 10. Lebedev V.B. Modeling of data structure using the methods of trellis theory. *Sbornik statey X mezhdunar. nauchno-prakt. konf. "Problemi informatiki v obrazovanii, upravlenii, ekonomike i tekhnike"*. Penza, PDZ publ., 2010, pp. 41–45.
 11. Lyuger D.F. *Iskusstvenniy intellekt: strategii i metody resheniya slozhnykh problem* [Artificial intelligence: strategies and methods of the complex issues solving]. 4th ed. Moscow, Vilyams publ., 2003, 864 p.
 12. Gerasimov A.S., Zaritskaya T.S., Rudik A.P. *Spravochnik po obrazovaniyu nuklidov v yadernikh reaktorakh* [Reference book on the nuclides production in the nuclear reactors]. Moscow, Energoatomizdat publ., 1989, 574 p.
 13. *Fusion Evaluated Nuclear Data Library*. URL: www-nds.iaea.org/fendl/index.html.
 14. Belozerova A.R., Pivneva S.V. About one mathematical model the nuclear transmutations problem. Part II. Results of computing experiments. *Vektor nauki Tolyattinskogo gosudarstvennogo universiteta*, 2013, no. 3, pp. 37–40.
 15. Belozerova A.R., Melnikov B.F. Approach to mathematical simulation of transmutational processes in nuclear power plants. *Izvestiya visshikh uchebnykh zavedeniy. Povolzhsky region. Fiziko-matematicheskie nauki*, 2014, no. 2, pp. 88–100.
 16. Belozerova A.R., Belozеров S.V. An approach to construction of heuristic algorithms for quality of experimental data by neutron activation analysis measurements. *Evristsicheskie algoritmi i raspredelennye vychisleniya*, 2014, vol. 1, no. 4, pp. 6–23.
 17. PREPRO 2007. URL: www-nds.iaea.org/ndspub/endf/prepro2007.
 18. ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data. *Nuclear Data Sheets*, 2011, vol. 112, no. 12, pp. 2887–2996.
 19. Beskorovayniy N.M., ed. *Konstruksionnie materialy yadernikh reaktorov. Chast' 2. Struktura, svoystva, naznachenie* [Structural materials of nuclear reactors. P.2. Structure, properties, application]. Moscow, Atomizdat publ., 1977, 256 p.
 20. Levin V.E. *Yadernaya fizika i yadernie reaktori* [Nuclear physics and nuclear reactors]. 4th ed. Moscow, Atomizdat publ., 1979, 288 p.

**SOME ISSUES OF MODELING OF DESIGN TECHNOLOGY OF NEW REACTORS
BASED ON THE PHYSICOCHEMICAL PROPERTIES OF MOX-FUEL**

© 2015

A.R. Belozerova, candidate of physical and mathematical sciences, senior researcher

E.S. Komarova, engineer of the I category

State Scientific Center – Research Institute of Atomic Reactors, Dimitrovgrad (Russia)

B.F. Melnikov, Doctor of Physics and Mathematics, Professor

Samara State University, Samara (Russia)

S.V. Pivneva, candidate of pedagogical sciences, Associated Professor,
assistant professor of the Department «Higher mathematics and mathematical modeling»

Togliatti State University, Togliatti (Russia)

Keywords: multifunctional fast research reactor; neutronics; central serpentine passage; vertical experimental channel; reactor core.

Abstract: To the issue of modeling of design technology of new reactors based on the physicochemical properties of MOX-fuel, the authors considered the existing mathematical models for estimation of neutronics and radiation characteristics of the main experimental volumes using the example of the designed fast research reactor. The efficient use of MOX-fuel is achieved when combusting it in fast reactors; and its production is possible by processing irradiated fuel of power reactors. The use of MOX-fuel in existing reactors requires significant alterations (introduction of more control rods), but it will be possible in full in specially designed MBIR reactor. One of the attractive properties of MOX-fuel is that during its production it is possible to dispose the extra amount of weapon grade plutonium, which otherwise would be the radioactive wastes. For central serpentine passage, the authors get the estimations of average and maximum neutron flux density, axial distribution of neutron flux density that is actual for the issue of radiation resistance of the materials used in modern reactor engineering. The design model is developed on the basis of MCU applied software package (MCU-RR2 version) implementing the paradigm of Monte-Carlo method when drawing the traces of neutrons and gamma-quanta in 3D geometry for mutual simulation of neutrons and photons flux functionality in the research nuclear reactors, basing on the estimated nuclear data.

For vertical experimental channel, the authors determined the dependences of specific induced activity and induced activity of commercial nitrogen gas on the operation time of reactor in order to ensure the cost-effectiveness of the materials used for the cooling of channel supposed for the nuclear doping of silicon. Simulation of the cooling environment activation was carried out by means of mathematical modeling of kinetics of nuclide transformations according to the UPM-PREPRO_2007-FENDL-2.0-ENDF/B-VII.0 software complex, where PREPRO_2007 is the package of utilities for the preprocessing of nuclear data in ENDF/B format.