

УДК 621.039-78

**Влияние неупругого рассеяния на пропускание нейтронов  
монокристаллом свинца**

*П.П. Паршин, В.П. Глазков, Е.В. Дюжева-Мальцева,*

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Приводятся результаты эксперимента и расчётов, направленных на исследование пропускания монохроматических нейтронов монокристаллом свинца. Температурная зависимость полного сечения, полученная в эксперименте, хорошо описывается расчётом, основанным на учёте одно-, двух- и трёхфононного рассеяния нейтронов. Обнаружена дополнительная, независящая от температуры составляющая полного сечения взаимодействия нейтронов. Предполагается, что эта составляющая связана с наличием в исследованном образце свинца небольшого количества примесных атомов, сильно поглощающих нейтроны. Показано, что в случае отсутствия в составе свинца примеси, поглощающей нейтроны, монокристаллический образец можно использовать как фильтр гамма-излучения без существенной потери нейтронов.

**Ключевые слова:** монокристалл свинца, пропускание нейтронов, фононный спектр, сечение неупругого рассеяния нейтронов, поглощение нейтронов.

EDN: AOXTHQ

УДК 621.039.51...17, 539.125.523.4

**Разработка и реализация в программе КИР метода учёта непрерывности  
распределения плотности материалов**

*В.И. Белоусов, М.И. Гуревич, В.Д. Давиденко, М.В. Иоаннисян, К.Ф. Раскач,*

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Рассматривается методика учёта неоднородной плотности материала при моделировании переноса нейтронов методом Монте-Карло [1], где неоднородность плотности задаётся в исходных данных программы на основе кусочно-непрерывных аналитических функций пространственных координат. Используемый подход подобен методу выровненных сечений и реализован в расчётном коде КИР [2, 3] в качестве одной из возможностей. Несмотря на некоторое родство с методом отслеживания траекторий [4, 5] (delta-tracking method), представленная усовершенствованная методика является вполне самостоятельной разработкой. Полученный алгоритм учёта непрерывной плотности материала используется в обычных зонах геометрического модуля NSG [6] с отслеживанием перехода частиц через границу. Алгоритм апробирован расчётами тестовых моделей ячеек реактора типа ВВЭР с резким изменением плотности теплоносителя, аналогичных системам со сверхкритическими параметрами теплоносителя, например, ВВЭР-СКД [7]. При этом вариант задания исходных данных с непрерывно изменяющейся плотностью материалов при необходимости может быть применён для любого типа задач и систем с любым спектром нейтронов (тепловым, промежуточным и быстрым).

**Ключевые слова:** уравнение переноса нейтронов, метод Монте-Карло, прецизионные расчёты, программа КИР, непрерывность распределения плотности материалов.

EDN: BVMCXX

## Алгоритмы расчёта эффективных параметров уравнения точечной кинетики на основе метода Монте-Карло, их верификация и валидация

*В.И. Белоусов, Е.А. Гомин, В.Д. Давиденко, И.И. Дьячков, М.В. Иоаннисян,  
К.Ф. Раскач, А.Н. Писарев,*

НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Моделирование переходных режимов и процессов в ядерных реакторах осуществляется на основе уравнения точечной кинетики с использованием эффективных функционалов — доли запаздывающих нейтронов  $\beta_{\text{эф}}$  и времени генерации мгновенных нейтронов  $\Lambda$ . Параметр  $\beta_{\text{эф}}$  также играет ключевую роль в реакторных измерениях, используется в обращённых уравнениях точечной кинетики [1] и является основной единицей измерения реактивности (доллар). Точный расчёт функционалов уравнения точечной кинетики в гетерогенных системах является достаточно трудоёмкой задачей, так как необходимо решать сопряжённые уравнения переноса для определения функции ценности нейтронов. Особенно проведение расчётов затрудняется для активных зон с топливом, содержащим смешанный нуклидный состав из нескольких основных делящихся элементов или имеющим сложную геометрическую структуру, которую невозможно смоделировать инженерными расчётными средствами. В этом случае на практике используют программы, основанные на методе Монте-Карло.

В данной статье рассматриваются три алгоритма для расчёта эффективных параметров уравнения точечной кинетики на основе метода Монте-Карло, реализованные в программе КИР. Приведены результаты валидации алгоритмов на серии опубликованных бенчмарк-экспериментов и результаты верификации на основе результатов программы MCNP, а также в групповых тестовых задачах, рассчитанных с использованием метода дискретных ординат.

**Ключевые слова:** уравнение переноса нейтронов, метод Монте-Карло, прецизионные расчёты, программа КИР, кинетические параметры, алгоритмы кинетики.

EDN: CADHKG

## Создание библиотеки нейтронных сечений с помощью кода на основе метода Монте-Карло

*Х.А. Танаиш, В.Г. Зимин, А.А. Семенов, Д.А. Соловьёв, Д.А. Плотников, В.И. Романенко,  
НИЯУ МИФИ, 115409, Москва, Каширское ш., д. 31*

*Б. Джарум,*

Ядерный исследовательский центр Бирине, 17200, Алжир, Джелфа, Аин Оусера, 180

В настоящее время в Российской Федерации проводятся работы по созданию и вводу в эксплуатацию разноплановых ЯЭУ: ВВЭР-1200, РИТМ-200, КЛТ-40, БРЕСТ-ОД-300, БН-1200 и других. Для обоснования их безопасности и расчётной поддержки эксплуатации используются инженерные расчётные коды, которые используют групповые нейтронно-физические библиотеки. Поэтому целью данной работы является создание универсальной методики подготовки групповых библиотек нейтронных сечений для инженерных кодов. В качестве основного инструмента исследования в данной работе была выбрана программа OpenMC, реализующая метод Монте-Карло. При построении нейтронно-физической библиотеки производится аппроксимация групповых нейтронных сечений с помощью кубического сплайна по выгоранию и аппроксимация многомерным полиномом методом пошаговой регрессии. Аппроксимируется зависимость нейтронных констант ТВС от глубины выгорания, температуры топлива, температуры и плотности теплоносителя, концентрации раствора борной кислоты (в случае реактора ВВЭР): сечения деления, размножения, рассеяния, поглощения, микросечения поглощения ксенона и самария, данные запаздывающих нейтронов и выходы продуктов деления ксенона, йода и прометия. Эффективность предложенной методики показана на примере создания библиотеки нейтронных сечений, включающей несколько типов ТВС, и моделирования измерений, проведённых на 3-м блоке Калининской АЭС с реактором ВВЭР-1000. Для нейтронно-физического расчёта применялась программа SKETCH-N. При этом были проведены расчёты критических состояний на минимальном контролируемом уровне мощности (МКУ), интегральных и дифференциальных характеристик групп органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) на МКУ, температурных и плотностных коэффициентов реактивности на МКУ, коэффициентов реактивности по концентрации борной кислоты на МКУ, поля энерговыделения на мощности. Полученные результаты были сравнены с результатами измерений на АЭС и показали хорошее совпадение.

**Ключевые слова:** метод Монте-Карло, библиотека нейтронных сечений, аппроксимация сечений, пошаговая регрессия, кубический сплайн, равномерно распределённая сетка.

EDN: DZBSAR

УДК 621.039.54, 621.039.516.22

## Аналитическое построение сеточных диаграмм для выгорания ядерного топлива различного состава в водоохлаждаемых реакторах

*Е.В. Семенов, В.В. Харитонов,*  
Национальный исследовательский ядерный университет “МИФИ”,  
115409, Москва, Каширское шоссе, д. 31

Обсуждается обнаруженная авторами возможность аналитических оценок выгорания ядерного топлива в зависимости от его состава, теплонапряжённости, обогащения, периодичности и кратности перегрузок ТВС. Из сравнения аналитических и нейтронно-физических расчётов выгорания уранового топлива для конкретных реакторов следует, что максимальные отклонения составляют от  $-4\%$  до  $+8,5\%$  в широком диапазоне параметров топливного цикла (обогащение топлива  $3,5\text{—}10\%$ , выгорание  $8\text{—}100$  МВт·сут/кг U, кратность перегрузок ТВС  $1\text{—}8$ , кампания реактора  $250\text{—}800$  сут). Показан один из вариантов визуализации зависимости выгорания топлива от указанных параметров, основанный на построении сеточных диаграмм. В качестве иллюстрации подхода приложен ряд сеточных диаграмм выгорания различных видов топлива, отличающихся теплонапряжённостью, в том числе и тех составов, которые рассматриваются в качестве перспективного толерантного топлива ( $\text{UO}_2$ ,  $\text{U}_3\text{Si}_2$ , UN, U—Mo). Согласно расчётам топливо U—Mo за счёт более низкой теплонапряжённости обладает наивысшим потенциалом использования при продлении топливной кампании в случае, если имеются ограничения по обогащению топлива и его выгоранию.

**Ключевые слова:** выгорание ядерного топлива, сеточная диаграмма выгорания, обогащение, теплонапряжённость, кратность перегрузок, кампания реактора, толерантное топливо, аналитическая аппроксимация.

EDN: HEXNIK

УДК 621.039.5

## Двухгрупповая тестовая задача КЗ\_1\_Т для моделирования опускания органов регулирования реактора типа ВВЭР-1000

*М.Н. Зизин,*  
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Предлагается тест для кроссверификации программ, используемых при расчётах пространственной кинетики реакторов типа ВВЭР. В его основу положена модель первой топливной загрузки 3-го блока Калининской АЭС с упрощением структуры торцевых и радиальных отражателей и укрупнением групп органов регулирования (ОР). Тест позволяет моделировать постепенное опускание как групп ОР, так и двух одиночных ОР. Использовались 13 физических зон и девять типов кассет, включающих четыре типа ОР. Для теста скомпонованы кинетические параметры вместе с двухгрупповыми сечениями, подготовленными с помощью кода HELIOS. Представленный набор входных данных достаточен для проведения независимых кроссверификационных расчётов пространственной кинетики. Приводятся результаты расчётов в среде интеллектуальной программной системы ShIPR. Мотивацией для создания теста были существенные расхождения значений реактивности, получаемых в процессе движения ОР в прямых расчётах  $K_{\text{eff}}$  и с помощью обращённого решения уравнения кинетики. Ставится под сомнение приемлемость двухгруппового приближения для расчётов пространственной кинетики.

**Ключевые слова:** ВВЭР-1000, пространственная кинетика, ОРУК, эффективность ОР, реактивность, запаздывающие нейтроны, двухгрупповое диффузионное приближение, 3D-треугольная геометрия, ShIPR, HELIOS.

EDN: INKISG

УДК 629.039.58

## Запроектная авария с полным обесточиванием на реакторах типа РБМК

*В.Н. Бабайцев, А.В. Краюшкин, А.К. Смирнова, И.А. Тупошилов,*  
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Запроектная авария с полным обесточиванием РБМК анализируется с использованием трёхмерной программы STEPAN-T, разработанной специально для моделирования такого рода аварий. Также для варианта с подачей воды в контур СУЗ приводятся данные, полученные по программе Kladka-2, в которой активная зона описывается с максимальной детализацией. Приводятся зависимости от времени температуры в активной зоне и окружающих металлоконструкциях. Выполнены количественные оценки массы сгенерированного в ходе аварии водорода. Обсуждаются возможность возникновения повторной критичности и выход радиоактивных веществ в ходе аварии, а также возможные меры по ослаблению последствий аварии.

**Ключевые слова:** тяжёлая авария, зависимости температур, эффекты реактивности, образование водорода, выход радионуклидов, РБМК, программа для ЭВМ.

EDN: JJTDZR

УДК 621.039:519.23

**Оценка неопределённости расчётов изотопного состава образцов уран-плутониевого нитридного топлива, облучённого в реакторе БН-600**

**О.И. Чертовских, А.А. Белов,**  
ИБРАЭ РАН, 115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52,  
**О.Н. Андрианова,**  
независимый эксперт

В статье представлены результаты анализа влияния неопределённостей ядерных данных и технологических параметров на расчётное описание эксперимента по облучению образцов уран-плутониевого топлива в составе комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки (КЭТВС-1) в реакторе БН-600. Выполнена оценка погрешности расчётов изотопного состава, обусловленная неопределённостями основных технологических параметров: начального состава облучаемых образцов, времени выдержки до проведения радиохимического анализа, плотности потока нейтронов. Погрешности ядерных данных (одноруповых нейтронных сечений, коэффициентов ветвления и периодов полураспада) определены на основе актуальных версий библиотек оцененных ядерных данных. Оценка константных и технологических неопределённостей расчётов изотопного состава выполнена с помощью детерминистического и стохастического методов, реализованных в кодах SUN и NUCLEX. Показано, что практически для всех нуклидов (за исключением  $^{243}\text{Am}$ ) расчётно-экспериментальные расхождения могут быть объяснены неопределённостями ядерных данных и технологических параметров.

**Ключевые слова:** оценка неопределённости, анализ чувствительности, ядерные данные, КЭТВС-1, нуклидная кинетика, константная погрешность, технологические параметры.

EDN: KDOBOH

УДК 621.039.4

**Мультифизический анализ жидкосолевых реакторов**

**К.С. Курпьянов, О.С. Фейнберг, В.В. Игнатьев,**  
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Созданный в НИЦ “Курчатовский институт” для моделирования ЖСР различного назначения расчётный комплекс (ПК) MULTIMSR состоит из нескольких программных средств (ПС), работающих в единой структуре и имеющих возможность обмениваться расчётной информацией. ПК MULTIMSR использует ПС SERPENT для проведения нейтронно-физических расчётов методом Монте-Карло. Кроме того, ПК включает ряд ПС, предназначенных для решения уравнений теплогидравлики, переноса нейтронов в диффузионном приближении и вспомогательных задач, реализованных в рамках библиотеки вычислительных операций OpenFOAM, базу данных физических свойств топливных солей, промежуточных теплоносителей и конструкционных материалов, а также объединяющую подпрограмму, необходимую для согласованной работы элементов ПК.

Приводятся описание и блок-схема ПК, а также результаты анализа влияния количества используемых групп в диффузионном приближении на корректность получаемых результатов применительно к ЖСР-сжигателю (ЖСР-С) трансурановых элементов из ОЯТ реакторов типа ВВЭР-1000/1200 с топливной солью состава  $\text{Li, Be, An/Fm}$ . Проведено мультифизическое моделирование развития аварии при потере принудительной циркуляции топливной соли и отказе срабатывания защиты в ЖСР-С тепловой мощностью 2,4 ГВт с активной зоной полостного типа. Представлены некоторые выводы о стабильности реактора в ряде переходных процессов.

**Ключевые слова:** жидкосолевой ядерный реактор, мультифизическое моделирование, методы расчёта, расплавы солей фторидов металлов, циркулирующее жидкое топливо.

EDN: LGPNPV

УДК 621.039.51...17

**Нуклидная кинетика в ториевом бланкете термоядерного источника нейтронов**

*В.Д. Давиденко, И.И. Дьячков, М.В. Иоаннисиан,*

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

В статье рассматриваются процессы трансмутации нуклидов в бланкете термоядерного реактора, содержащем металлический  $^{232}\text{Th}$  в виде шаровой засыпки. Для расчётных исследований использовались геометрические и физические характеристики термоядерной установки ДЕМО-ТИН (термоядерный источник нейтронов) установленной мощностью 100 МВт. На основе разработанной модели были получены распределённые по объёму бланкета потоки нейтронов, которые использовались при решении задачи нуклидной кинетики. Представлены результаты расчётных исследований накопления делящегося материала и радиоактивных продуктов деления в бланкете ДЕМО-ТИН в зависимости как от времени облучения, так и от расстояния от центра установки. Также приведены результаты расчётов энерговыделения в бланкете при расхолаживании облучённого  $^{232}\text{Th}$ . Представленные результаты показывают потенциальную возможность эффективного накопления  $^{233}\text{U}$  при существенно меньших энерговыделениях в облучённом топливе по сравнению с традиционными схемами накопления делящихся нуклидов в ядерных реакторах.

**Ключевые слова:** оцененные ядерные данные, термоядерный реактор, бланкет, энерговыделение, термоядерный источник нейтронов, нуклидная кинетика, активность.

EDN: LNDXRХ