

УДК 621.039.5

Модернизация РБМК как альтернатива выводу из эксплуатации

В.Ф. Цибульский, Е.А. Андрианова,

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

В статье проанализированы проблемы экономического и репутационного характера, которые возникли или возникнут в ближайшее время в развивающейся атомной энергетике России. Проведены оценки выручки от продажи электроэнергии, произведённой на АЭС, затрат на новое строительство и вывод из эксплуатации. Показано, что с учётом вывода из эксплуатации 11 ГВт реакторов РБМК и прекращения господдержки после 2020 г. финансовых ресурсов на развитие атомной энергетики не останется. В работе предложено рассмотреть модернизацию реакторов РБМК с целью продления их эксплуатации. Модернизация предполагает замену графитовой кладки, которая состоит из графитовых блоков, на засыпную, что позволит улучшить эксплуатационные характеристики реактора. Это наряду с заменой отработавших элементов даст возможность для дальнейшей эксплуатации реакторов РБМК, наращивания мощностей атомной энергетики и развития экономики России.

Ключевые слова: РБМК, вывод из эксплуатации, продление эксплуатации, модернизация.

УДК 621.039.55

Расчёты по оптимизации реактора ИБР-2

В.Д. Ананьев, Ю.Н. Пепельшев, А.Д. Rogov,

Объединённый институт ядерных исследований, 141980, г. Дубна Московской обл.,
ул. Жолио-Кюри ул., д. 6.

Рассматривается нейтронно-физический аспект оптимизации реактора ИБР-2: можно ли в принципе создать реактор типа ИБР-2 с плотностью потока нейтронов в пучках выше существующей $0,5 \cdot 10^{13}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$. Расчёты показали, что плотность потока тепловых нейтронов теоретически можно повысить до $(2,0—2,5)10^{13}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, но только при полном изменении конструкции реактора: уменьшении объёма активной зоны, замене типа топлива на более плотное и изменении системы вывода пучков с радиальной на тангенциальную. Техническая реализация указанных требований в настоящее время является проблемой.

Ключевые слова: высокопоточный импульсный источник нейтронов, реактор ИБР-2, выведенные пучки нейтронов, тепловые нейтроны, холодные нейтроны.

УДК 621.039.5

Методические аспекты создания и решения пространственно-кинетических тестовых задач

М.Н. Зизин,

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

На примере трёх задач анализируются проблемы, возникающие при создании и обчёте пространственно-кинетических тестов. Рассматривается связь нестационарного диффузионного уравнения с обращённым уравнением кинетики (ОРУК) при разных способах подготовки и представления кинетических параметров. Обсуждаются следующие тестовые задачи: недиффузионный тест Small LWR из серии задач Такеды, дополненный моделированием движения органов регулирования; тест

Фергюсона, дополненный вычислением изменения реактивности с помощью ОРУК; тест TWIGL — 2D-модель реактора типа LWR с вводом положительной реактивности. Все расчёты проводились в среде интеллектуальной программной системы ShIPR.

Ключевые слова: тест Фергюсона, тест Такеды, тест TWIGL, пространственная кинетика, обращённое решение уравнения кинетики, запаздывающие нейтроны, диффузионное приближение, интеллектуальная программная система ShIPR.

УДК 621.039

Нестационарная версия нейтронно-физического кода CORNER

В.П. Березнев, И.С. Чернова,

ИБРАЭ РАН, 115191, г. Москва, Большая Тульская ул., д. 52.

Расчётные возможности нейтронно-физического кода CORNER расширены на случай анализа нестационарных процессов. Для решения нестационарных задач существуют различные подходы. Наиболее затратным и ресурсоёмким является прямой метод. Его использование совместно с S_n -методом, который положен в основу кода CORNER, является неэффективным с точки зрения расчётного времени. Поэтому для решения задач пространственной кинетики был выбран улучшенный квазистатистический метод с модифицированной методикой определения реактивности. Описан алгоритм решения и приведены основные формулы. Разработанный модуль нестационарного расчёта апробирован на тестовой задаче. Для сравнения приводятся результаты, полученные с помощью кода TIMER, использующего прямой метод решения нестационарной задачи.

Ключевые слова: нейтронно-физический расчёт, нестационарный процесс, перенос нейтронов, метод дискретных ординат.

УДК 621.039.5

Некоторые результаты верификации кода ODETTA для неоднородных задач

В.И. Белоусов, Н.А. Грушин, Е.П. Сычугова, Е.Ф. Селезнев,

ИБРАЭ РАН, 115191, г. Москва, Большая Тульская ул., д. 52.

Представлено краткое описание транспортного кода ODETTA, предназначенного для расчёта защиты реакторов на быстрых нейтронах. В коде используется линейный разрывный метод конечных элементов на неструктурированных тетраэдральных сетках для решения многогруппового уравнения переноса нейтронов и гамма-квантов в приближении дискретных ординат в $X-Y-Z$ -геометрии. Код написан на языке FORTRAN-90 с использованием технологии OpenMP. Рассматриваются результаты верификации кода ODETTA на экспериментах по радиационной защите (установки ASPIS и EURACOS из базы SINBAD). Приводится сравнение полученных результатов с экспериментальными и опубликованными ранее результатами расчётов по другим кодам (DORT, MCBEND, KATRIN) с использованием разных библиотек констант.

Ключевые слова: расчёт переноса нейтронов и гамма-излучения, транспортные коды, метод дискретных ординат, метод конечных элементов.

УДК 621.039.54

Моделирование выхода продуктов деления из микротвэлов с учётом эффектов задерживаемой доли и скачков концентрации на границах раздела фаз

А.С. Иванов, А.А. Русинкевич,

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

М.Д. Таран,

Государственный научный центр Российской Федерации “Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований”, 142190, г. Москва, г. Троицк, ул. Пушкиных, вл. 12.

Выполнена модификация кода FP Kinetics [1] для расчёта выхода продуктов деления из микротвэлов ВТГР, позволяющая учесть химическое связывание, эффекты ограниченной растворимости и скачки концентрации компонентов на границах раздела слоёв покрытий. Проведено сравнение кривых выхода Cs из микротвэлов, рассчитанных с помощью кодов FP Kinetics и PARFUME [2]. Показано, что учёт скачков концентрации на границах раздела слоя карбида кремния позволяет дать непротиворечивое объяснение экспериментальным данным по выходу Cs, полученным в послереакторных тепловых испытаниях. Отмечена необходимость проведения экспериментов по измерению пределов растворимости в материалах покрытий.

Ключевые слова: микротвэл, продукты деления, диффузия, растворимость.

УДК 621.039

Разработка и верификация модуля химической кинетики соединений йода и цезия. Часть 1. Математические тесты

А.А. Ковалишин, М.Н. Лалетин, О.Ю. Повещенко,

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

При анализе последствий аварии на АЭС важной задачей является определение физико-химического состава соединений йода и цезия, их активности, поведения, отложения в различных местах и величины их выброса в атмосферу. В статье представлено описание модели химической кинетики соединений йода и цезия в пароводородной атмосфере при выбросе продуктов деления в реакторах типа ВВЭР. Результаты расчётов по представленной модели сравниваются с результатами, полученными по другим программам.

Ключевые слова: йод, цезий, выброс радиоактивного йода, соединения йода и цезия, химическая кинетика, численное моделирование, коэффициент химической реакции, уравнение химической реакции.

УДК 621.039.531

Оценка срока службы корпуса реактора ВВЭР-1000 по критерию хрупкой прочности с использованием результатов испытаний образцов-свидетелей

Л.Н. Неделчев,

Nuclear Power Plant “Kozloduy” PLC, 3321 Kozloduy, Bulgaria,

Д.Ю. Ерак, Д.А. Журко, М.А. Скундин, В.Б. Папина,

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

Состояние корпуса реактора является одним из важнейших звеньев при определении остаточного срока службы реакторной установки типа ВВЭР, поскольку корпус является её незаменимым элементом. Для контроля состояния корпуса реактора осуществляется периодическая оценка степени изменений свойств корпусной стали по образцам-свидетелям. Целью работы, результаты которой описаны в данной статье, было обоснование возможности продления срока службы корпусов реакторов ВВЭР-1000 энергоблоков № 5 и 6 АЭС “Козлодуй” сверх 40-летнего проектного срока. Обоснование проводили по критерию хрупкой прочности корпуса реактора при термошоке под давлением в случае проектной аварии с потерей теплоносителя и заливом холодной воды в горячий корпус. Степень охрупчивания стали определялась по российским нормативам с учётом результатов испытаний образцов-свидетелей корпусов реакторов энергоблоков № 5 и 6 АЭС “Козлодуй”. При прогнозировании изменения критической температуры вязко-хрупкого перехода (ΔT_K) под воздействием эксплуатационных факторов на продлеваемый период проведено сравнение двух методов: аналитического и экспериментального. Выполнено обоснование возможности эксплуатации корпусов реакторов энергоблоков № 5 и 6 АЭС “Козлодуй” за пределами проектного срока службы до 60 лет.

Ключевые слова: ВВЭР-1000, корпус реактора, образцы-свидетели, продление срока службы, температура вязко-хрупкого перехода, критерий хрупкой прочности.

УДК 621.039

Стратегии локализации расплава при тяжёлых авариях с плавлением топлива в новых проектах АЭС с ВВЭР

Ю.А. Звонарев, Ю.М. Семченков,

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

Представлены результаты расчётного анализа применения стратегий внутри- и внекорпусной локализации и охлаждения расплава в новых проектах АЭС с ВВЭР различной мощности. Обоснован выбор в пользу применения внутрикрупного удержания расплава для ВВЭР-600 и вне реакторного устройства локализации расплава для реакторов ВВЭР-1200. Показано, что ловушка эффективно выполняет свои функции по управлению тяжёлой аварией с плавлением топлива и надёжно обеспечивает локализацию и охлаждение расплава для реакторов большой мощности. Расчёты локализации расплава в ловушке выполнены с помощью разработанного в НИЦ “Курчатовский институт” кода ГЕФЕСТ-УЛР.

Ключевые слова: тяжёлая авария, расплав, бассейн расплава, устройство локализации расплава, разработка кода, код ГЕФЕСТ-УЛР.

УДК 621.039.531

Методика прогнозирования изменения предела текучести и модуля упругости материала кожуха активной зоны ЯЭДУ

П.В. Алексеев, А.Т. Алексеев, Е.Е. Алексеев, О.Д. Лоскутов, А.А. Тутнов,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123098, г. Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1.

В статье дано описание методики оценки изменения в процессе эксплуатации предела текучести и модуля упругости сплава ТСМ-7, применяемого для кожуха активной ядерной энергодвигательной установки (ЯЭДУ) космического назначения. Сформулированы условия применения и допущения методики. Предложен подход к моделированию кинетики образования радиационных дефектов и отжига. Приводятся формулы для оценки снижения предела текучести и модуля упругости ТСМ-7 на основании разработанной модели.

Ключевые слова: моделирование радиационного охрупчивания, ядерная энергодвигательная установка, сплав ТСМ-7, кинетика радиационных дефектов, предел текучести, модуль упругости, энергия образования кластера.

УДК 621.039.531

Расчётное прогнозирование изменения предела текучести и модуля упругости молибденового сплава ТСМ-7 в условиях работы ЯЭДУ

П.В. Алексеев, А.Т. Алексеев, Е.Е. Алексеев, О.Д. Лоскутов, А.А. Тутнов,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123098, г. Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1.

Статья содержит описание результатов расчётного моделирования изменения в процессе эксплуатации предела текучести и модуля упругости сплава ТСМ-7, применяемого для кожуха активной ядерной энергодвигательной установки (ЯЭДУ) космического назначения. Показаны графически результаты моделирования кинетики кластеров при разных температурах. Приводится изменение модуля упругости и предела текучести материала в зависимости от температуры и времени эксплуатации.

Ключевые слова: моделирование радиационного охрупчивания, ядерная энергодвигательная установка, сплав ТСМ-7, кинетика радиационных дефектов, предел текучести, модуль упругости, энергия образования кластера.

УДК 621.039

Испытания по оценке живучести внутриреакторных термопар при запроектной аварии

А.С. Тимонин,

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

В.И. Донецкий, С.Л. Петрунин,

АО “НИКИЭТ”, 107140, г. Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8.

Приведены результаты эксперимента по оценке живучести хромель-алюмелевых кабельных внутриреакторных термопар, применяемых в РУ ВВЭР, в условиях запроектной аварии (1400 °С и более). Полученные результаты по сохранению целостности термоэлектрических цепей термопар позволяют рассматривать их в качестве элементов аварийного КИП.

Ключевые слова: ВВЭР, термопара, запроектная авария, надёжность, живучесть.