

УДК 519.622

Оценка сходимости параллельного алгоритма решения линейной задачи Коши для систем обыкновенных дифференциальных уравнений первого порядка большой размерности при представлении решения в виде ряда по ортогональным полиномам

А.В. Моряков,

НИЦ “Курчатовский Институт”, 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Представлен алгоритм решения линейной задачи Коши для систем обыкновенных дифференциальных уравнений первого порядка большой размерности. Дано доказательство сходимости предложенного итерационного процесса при представлении решения в виде ряда по ортогональным полиномам на отрезке $[0,1]$, полученным из полиномов Лежандра. К особенностям алгоритма можно отнести его простоту и возможность решения нелинейных задач с поправкой оператора с учетом решения, полученного в итерационном процессе, а также возможность использования параллельных вычислений.

Ключевые слова: алгоритм, итерационный процесс, программа, компьютер, система уравнений, решение, пространство, вектор.

УДК 621.039

Определение потока нейтронов на основе метода многоточечной кинетики

М.В. Иоаннисиан,

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

Представлены уравнения для вычисления потока нейтронов в связке с системой дифференциальных уравнений многоточечной кинетики. Алгоритм вычисления обменных коэффициентов, входящих в эти уравнения, реализован в рамках пользовательского модуля для программы MSU. На примере стационарного расчёта полномасштабной модели активной зоны КЛТ-40С показана корректность работы алгоритма пользовательского модуля для вычисления коэффициентов связи. Для решения дифференциальных уравнений выбран неявный (3,2)-метод. Методика решения задачи кинетики реализована в программном комплексе MRNK. Приведен результат апробации программы на тестовой задаче RPCEU235.

Ключевые слова: многоточечная кинетика, обменные коэффициенты, коэффициенты связи, метод Монте-Карло.

УДК 621.039

Моделирование нейтронной кинетики активной зоны реактора КЛТ-40С с применением метода Монте-Карло

М.В. Иоаннисиан, Е.А. Гомин, В.Д. Давиденко,

НИЦ “Курчатовский Институт”, 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Представлены результаты моделирования нейтронной кинетики полномасштабной модели активной зоны реактора КЛТ-40С по программам MRNK и КИР. Рассмотрены процессы с перемещением пучка стержней в одном канале, а также с перемещением отдельных групп стержней при условии сохранения стационарной критичности. В расчётах, кроме интегральной мощности энерговыделения,

определялись потоки нейтронов в ионизационных камерах, расположенных за пределами активной зоны.

Ключевые слова: кинетика, расчёт, многоточечная кинетика, прямой метод Монте-Карло, ядерный реактор.

УДК 621.039

Об измерении подкритичности реакторов статистическими методами

Г.В. Лебедев,

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

Обсуждается возможность измерения подкритичности реакторов АЭС статистическими методами во исполнение требований Правил НП-082-07. Статистическими методами, в частности, методом Фейнмана можно измерить подкритичность остановленных реакторов и при первых пусках в требуемом диапазоне (0,01...0,02) на уровне счёта детекторов нейтронов ~ 1 импульс в секунду. На критсборке газоохлаждаемого высокотемпературного реактора PROTEUS в Институте Пауля Шеррера (Швейцария) отработан метод Фейнмана применительно к измерениям подкритичности. Приводятся результаты измерений. Сформулированы условия, которые необходимо обеспечить для получения приемлемого результата эксперимента.

Ключевые слова: подкритичность, метод Фейнмана, ядерная безопасность.

УДК 631.039.56

О программе перемещения поглощающих стержней при выводе реактора из подкритического состояния

Н.А. Виногоров, И.Е. Батягин,

ФГУП “НИТИ им. Александра” Ленинградская область, г. Сосновый Бор,
Копорское шоссе, д. 72, 188540

Обсуждается влияние программы перемещения поглощающих стержней на характер изменения периода реактора в режиме пуска. Приведены результаты реализации двух вариантов программы на полномасштабном стенде-прототипе судового ядерного реактора.

Ключевые слова: реактивность, пуск реактора, период реактора, компенсирующая группа

УДК 621.039.56

Расчётное моделирование измерений на этапе физического пуска энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2

В.И. Куликов,

Санкт-Петербургский филиал АО “ФЦНИВТ “СНПО “Элерон”,
ул. Дибуновская, д.55, Санкт-Петербург, 197183,

К.Ю. Куракин,

АО ОКБ “ГИДРОПРЕСС”, ул. Орджоникидзе, д.21, Подольск, Московская обл., 142103,

Т.В. Семенова,

ФГУП “РФЯЦ-ВНИИЭФ”, пр. Мира, д.37, Саров, Нижегородская обл., 607188,

Н.М. Жылмаганбетов, О.Ю. Кавун, А.А. Смирнова, А.И. Попыкин, Р.А. Шевченко,

С.А. Шевченко,

ФБУ “НТЦ ЯРБ”, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, к. 5, Москва, РФ, 107140,

Н.В. Шукин,

НИЯУ «МИФИ», Каширское шоссе, д.31, Москва, РФ, 115409

В статье представлены результаты расчётного моделирования экспериментов, проведенных на этапе физического пуска энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2. Рассмотрены измерения таких параметров как критическая концентрация борной кислоты и эффективность аварийной защиты (АЗ). Расчёты проводились как по программе RAINBOW-TRP (совместный нейтронно-физический и теплогидравлический расчёт РУ), так и по прецизионным нейтронно-физическим программам методом Монте-Карло. При этом эффективность АЗ определялась как из стационарных расчётов, так и по формуле обратного решения уравнения кинетики (ОРУК) на основе расчётного моделирования плотности потока нейтронов в месте расположения ионизационных камер (ИК). Результаты расчётного моделирования эффективности АЗ сравниваются с измеренными параметрами, определяемыми в процессе физического пуска.

Ключевые слова: ВВЭР, обоснование безопасности, реактивность, ионизационная камера, реактиметр, минимально контролируемый уровень мощности, эффективность аварийной защиты, моделирование, энергоблок № 1 Нововоронежской АЭС-2, RAINBOW-TRP.

УДК 621.039.5

Ядерный источник энергии на жидких солях для Арктики

М.В. Ковальчук, Б.Б. Чайванов, С.С. Абалин, О.С. Фейнберг,
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Рассмотрена принципиальная схема ядерной энергетической установки малой мощности с циркулирующим топливом на основе расплавов солей фторидов металлов. Обсуждается возможность создания практически необслуживаемой реакторной установки с термоэлектрическим генератором мощностью от 1 до 500 кВт (эл) со сроком службы 5–10 и более лет.

Ключевые слова: жидкосолевого ядерный реактор, кампания, критичность, топливная соль

УДК 621.039.536.2

Отработка технологии восстановительного отжига корпусов реакторов типа ВВЭР-1000 на полномасштабном стенде

Т.М. Губайдулов, Д.А. Журко, Ю.М. Семченков,
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182 Москва, пл. Курчатова, 1,

Ю.А. Рыжков,

АО “Концерн Росэнергоатом” Балаковская АЭС, 413866, Саратовская обл. г. Балаково,

А.В. Шутиков,

АО “Концерн Росэнергоатом”, 109507 Москва, Ферганская ул., д. 25,

А.А. Цовьянов,

АО “НПО “ЦНИИТМАШ”, 115088 Москва, Шарикоподшипниковская ул., д. 4

Представлено экспериментальное подтверждение возможности безопасного применения восстановительного отжига корпусов реакторов ВВЭР-1000/320 действующих АЭС с целью продления срока эксплуатации сверх проектного, что является стратегической задачей атомной отрасли России. Восстановительному отжигу, т.е. проведению термической обработки металла по режиму выдержки при температуре 565 ± 15 °С не менее 100 часов, подвергается часть корпуса реактора, расположенная напротив активной зоны, а именно металл сварных швов № 3, № 4 и основной металл между ними. Для проведения восстановительного отжига был разработан и изготовлен комплекс оборудования, включающий в себя:

- нагревательное устройство;
- стапель для сборки нагревательного устройства;
- комплекс монтажа внешней теплоизоляции корпуса реактора;
- система управления нагревом.

Для экспериментальной проверки оборудования был спроектирован и на площадке АО “АЭМ-технологии” “Атоммаш” в г. Волгодонск сооружен полномасштабный экспериментальный стенд с использованием натурального корпуса реактора ВВЭР-1000, опорного кольца и фермы опорной. Стенд

оснащен системой термометрирования корпуса реактора и опорных конструкций и регистрации перемещений отдельных элементов шахты реактора. На стенде произведен монтаж и пуско-наладочные работы оборудования для восстановительного отжига корпуса реактора ВВЭР-1000, а также ряд экспериментальных нагревов, которые показали, что:

- оборудование обеспечивает необходимую температуру термообработки для всего объема отжигаемого металла корпуса;
- максимальная температура в процессе отжига для серпентинитового бетона и строительного бетона фермы опорной не превысила допустимых значений.

Ключевые слова: корпус реактора, восстановительный отжиг, ферма опорная, серпентинитовый бетон, строительный бетон, нагревательное устройство, полномасштабный стенд, экспериментальный нагрев.