

МОДУЛЬ ПРОСТРАНСТВЕННОЙ НЕЙТРОННОЙ КИНЕТИКИ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА РОСА

А.Л. Черезов, Н.В. Щукин

*Московский инженерно-физический институт (государственный университет),
г. Москва*



Разработан модуль пространственной нейтронной кинетики программного комплекса РОСА. Приведено описание использованных в модуле численных схем решения уравнений нейтронной кинетики. Проанализированы метод с аналитическим интегрированием уравнений для эмиттеров запаздывающих нейтронов и метод прямого численного интегрирования (метод Гира). Приведены результаты сравнительного анализа обоих методов (по производительности и точности). Представлены результаты верификации разработанного модуля на тестовых задачах.

Ключевые слова: ЯЭУ, реакторная установка, активная зона, поле энерговыделения, диффузионное приближение, трехмерный расчет.

Key words: nuclear power units, nuclear power plant, core, power field, diffusion approximation, spatial calculations.

ВВЕДЕНИЕ

Проектирование ядерных энергетических установок сопряжено с выполнением трудоемких вычислений, проведение которых невозможно без использования вычислительной техники. Увеличение памяти и быстродействия компьютеров, разработка нового программного обеспечения позволяют создавать новые, более совершенные и производительные программные средства для ядерной отрасли. Они используются при проведении расчетов на различных стадиях проектирования ЯЭУ, для непрерывного мониторинга работающих ядерных реакторов, в качестве тренажеров для обучения оперативного персонала энергетических станций, для решения задач оптимизации режимов работы ядерных реакторов.

Процесс создания ЯЭУ включает в себя несколько этапов проектирования. На каждом этапе решаются задачи, позволяющие конкретизировать параметры установки.

На стадии предэскизного (концептуального) проектирования проводится оценочный расчет разрабатываемой установки, дающий ее первоначальные очертания. Этот этап можно условно разбить на теплогидравлический и нейтронно-физический расчеты. Приблизительно определяются основные физические характеристики разрабатываемой ЯЭУ (удельное тепловыделение, габаритные размеры, запас реактивности и др.). Проводятся оценки эффективности системы управления

© А.Л. Черезов, Н.В. Щукин, 2009

и защиты реактора, коэффициентов и эффектов реактивности. На основании полученных результатов рассматривается вопрос о целесообразности строительства такой установки.

Интенсивное развитие ядерной энергетики влечет за собой разработку новых видов ядерных установок (новых концепций). Для выполнения этих поисков необходимы многофункциональные программные комплексы, позволяющие дать быструю оценку перспективности развития данного проекта ЯЭУ.

В ходе эскизного проектирования производится уточнение параметров и более детальный расчет ядерной установки с использованием специализированных программных средств. Создаются первые инженерные наброски (эскизы) разрабатываемой ЯЭУ, определяется место строительства и уточняются режимы работы будущей ядерной установки.

После создания эскиза начинается стадия технического проектирования, полностью конкретизирующая вид ЯЭУ. Определяются все аппараты, устройства, включенные в схему ядерной установки. Делаются детальные чертежи всей ЯЭУ.

Расчеты на каждом из перечисленных этапов проводятся с использованием специальных программных комплексов. Программы, используемые в ходе предэскизного проектирования, не являются узкоспециализированными. С их помощью можно исследовать ядерные реакторы различных типов. В определенном смысле они являются многофункциональными, т.к. предназначены для решения широкого круга задач (нейтронно-физические расчеты, оптимизация параметров ядерных реакторов произвольного типа).

Специализированные комплексы создаются под определенные типы и подтипы ядерных установок. В эти коды могут быть включены модели нейтронной кинетики, теплофизики, гидравлики, термомеханики, систем управления и защиты реактора. В большинстве этих программ используются для расчетов трехмерная геометрия, групповое диффузионное приближение с шестью группами эмиттеров запаздывающих нейтронов. Во многих реализована модель ксеноновых переходных процессов.

Присутствие модели нейтронной кинетики является необязательной, но все более востребованной частью в программных продуктах атомной отрасли. Во многих вышеперечисленных комплексах эта модель реализована с использованием различных приближений и с применением различных методов численного решения. В комплексе РОСА программно реализован модуль (RIVER) с алгоритмом решения уравнений нейтронной кинетики в 3D-геометрии, с использованием многогруппового диффузионного приближения без принципиальных ограничений на число энергетических групп и групп эмиттеров запаздывающих нейтронов. Модуль прошел верификацию на ряде тестовых задач.

СТРУКТУРА КОМПЛЕКСА РОСА

Программный комплекс РОСА существенно отличается от остальных нейтронно-физических комплексов по своей структуре. Рабочей средой является интерпретатор CINT [3] языка C++, позволяющий обрабатывать код, написанный на этом языке программирования. Главным достоинством интерпретатора является возможность строчного исполнения программного кода без его полномасштабной компиляции и сборки в отдельную программу. Достоинствами такой организации является контроль над выполнением расчетов в процессе исполнения кода.

Непосредственно интерпретатору «понятны» лишь ключевые слова, операторы и директивы препроцессора языка C++. Повышение функциональности интерпретатора производится за счет подключения к нему динамических библиотек,

содержащих в себе коды необходимых функций. Весь комплекс представляет собой набор таких библиотек, объединенных между собой на базе единой интегрирующей оболочки CINT [3]. Каждой части нейтронно-физического расчета соответствует определенная функция, извлекаемая из соответствующей библиотеки.

Изменять алгоритм нейтронно-физического расчета можно на любом уровне: от стратегии проведения расчета посредством изменения аргументов функций и порядка их следования до методов решения, применяемых в ходе вычислений, математических задач, посредством создания и подключения соответствующих библиотек.

В ходе расчета можно извлечь, исследовать и сохранить любые интересные промежуточные данные.

НАЗНАЧЕНИЕ МОДУЛЯ RIVER

Модуль является частью программного комплекса, ответственной за решение задач распределенной нейтронной кинетики ядерного реактора. В модуль включены средства подготовки картограммы реактора, расчета эффективного коэффициента размножения (по решению условно-критической задачи и баланскому соотношению), инструменты визуализации полученных данных с возможностью их сохранения в памяти компьютера.

Ядром модуля является алгоритм решения уравнений пространственной нейтронной кинетики в диффузионном многогрупповом приближении без ограничений на число эмиттеров запаздывающих нейтронов. Алгоритм позволяет получать численное решение этих уравнений с заданной точностью. Вычисляются нейтронное поле и распределение концентраций источников запаздывающих нейтронов в реакторе на определенном временном интервале с заданным шагом.

Суть диффузионного приближения заключается в предположении определенной связи тока нейтронов с плотностью потока нейтронов в физически большой слабо поглощающей размножающей однородной среде вдали от локальных неоднородностей и сосредоточенных источников нейтронов, на достаточном расстоянии от границ среды. Эти ограничения определяют область применимости созданной модели.

Многогрупповое приближение предполагает подготовку групповых макроскопических данных:

- макроскопические сечения перевода, увода нейтронов;
- коэффициент диффузии;
- размножающая способность;
- скорость нейтронов и др.

Все эти данные могут быть получены с использованием модуля GETERA [2], основанного на одноименном комплексе нейтронно-физических расчетов.

Задача численного интегрирования уравнений нейтронной кинетики решается с использованием различных по порядку и устойчивости схем Гира, Эйлера, Рунге-Кутты. Оператор переноса нейтронов представляется в виде матрицы, полученной методом конечных разностей на прямоугольной равномерной расчетной сетке. Могут быть заданы граничные условия первого, второго рода, позволяющие моделировать отражатель и условия третьего рода, в результате чего возможно моделирование источника на границе реактора. Матричное уравнение решается методом бисопряженных градиентов (bi-conjugate gradient, BiCG) или методом квазимиимальных невязок (quasi minimal residual, QMR) [4]. Оба этих итерационных метода основаны на рекуррентных соотношениях для невязок приближенного решения. В методе BiCG невязка убывает немонотонно с ходом итераций, по-

этому трудно судить о том, когда нужно останавливать процесс поиска решения. В методе QMR проблема решена за счет перехода к вектору, для которого невязка имеет более регулярное поведение.

В настоящее время с помощью модуля RIVER можно моделировать реактор с искусственными обратными связями, которые отражают работу автоматики системы управления и защиты реактора. Возможны внедрение естественных обратных связей, учет температурных и плотностных эффектов реактивности. Корректное моделирование этих явлений требует создания модуля теплогидравлических расчетов и последующего его объединения с модулем RIVER.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Нейтронная кинетика ядерного реактора в диффузионном многогрупповом приближении описывается системой дифференциальных уравнений:

$$\begin{cases} \frac{1}{v^g} \frac{\partial \Phi^g}{\partial t} = -\hat{L}\Phi^g + \hat{Q}\Phi^g + \chi_i^g \sum_{i=1}^I \lambda_i C_i^g + Q^g, g = \overline{1, G} \\ \frac{\partial C_i}{\partial t} = -\lambda_i C_i + \beta_i \sum_g v_f \Sigma_f^g \Phi^g, i = \overline{1, I}, \end{cases} \quad (1)$$

где операторы L и Q имеют вид

$$\begin{aligned} \hat{L}\Phi^g &= -\text{div}(D^g \text{grad} \Phi^g) + \Sigma_{ad}^g \Phi^g, \\ \hat{Q}\Phi^g &= \sum_s \Sigma_s^{g \rightarrow g} \Phi^g + (1 - \beta) \chi^g \sum_s v_f \Sigma_f^g \Phi^g \end{aligned}$$

при следующих начальных и граничных условиях:

$$\begin{aligned} \Phi^g(\vec{r}, 0) &= \Phi_0^g(\vec{r}), \\ C_i(\vec{r}, 0) &= C_i^0(\vec{r}), i = \overline{1, I}, \\ \Phi^g(\vec{r}_s, t) &= F_0^g(t), \vec{r}_s \in S_v. \end{aligned}$$

Все использованные символы имеют общепринятое значение.

МЕТОДЫ РЕШЕНИЯ

Для решения уравнений нейтронной кинетики (1) применяются различные численные схемы интегрирования. К ним предъявляются требования по обеспечению точности, устойчивости и производительности.

В данной работе с этих позиций проанализированы два метода интегрирования.

1. Метод с аналитическим интегрированием уравнений для концентраций эмиттеров запаздывающих нейтронов (в дальнейшем метод АИ). Идея метода заключается в аппроксимации функции плотности потока нейтронов на данном временном отрезке полиномом некоторой степени (как правило, первой):

$$\varphi(r, t) = \varphi(r, t_1) + \frac{\varphi(r, t_2) - \varphi(r, t_1)}{t_2 - t_1} (t - t_1), t \in [t_1; t_2]. \quad (2)$$

С учетом этого разложения нижние уравнения в системе (1) интегрируются аналитически:

$$C_s(t_2) = e^{-\lambda_s \tau} C_s(t_1) + \frac{v \beta_s}{\lambda_s^2 \tau} [1 - (1 + \lambda_s \tau)] \hat{Q}n(t_1) + \frac{v \beta_s}{\lambda_s^2 \tau} [e^{-\lambda_s \tau} - (1 + \lambda_s \tau)] \hat{Q}n(t_2), s = \overline{1, S}. \quad (3)$$

Полученные функции $C_s(r, t_2)$ подставляются в первое уравнение системы (1), которое разрешается относительно $\varphi(r, t_2)$:

$$\begin{aligned}\hat{B}n_{i+1} &= f, \\ \hat{B} &= \hat{E} + v\tau\hat{L} - v\sum_{s=1}^S \left(\frac{\beta_s}{\lambda_s} (e^{-\lambda_s\tau} - 1) + \tau \right) \hat{Q}, \\ f &= n_i + \tau S_i + \tau \sum_{s=1}^S e^{-\lambda_s\tau} C_s^i + \sum_{s=1}^S \frac{v\beta_s}{\lambda_s} \{1 - (1 + \lambda_s\tau)e^{-\lambda_s\tau}\} \hat{Q}n_i.\end{aligned}\quad (4)$$

По этим уравнениям находится значение плотности потока нейтронов в момент времени t_2 .

Концентрации эмиттеров запаздывающих нейтронов вычисляются аналитически (3). Это является одним из достоинств метода, но точность получаемого решения – первого порядка. Повышение порядка усложняет вид формулы (3) в смысле увеличения числа экспонент, на вычисление которых тратится достаточно времени. По этой причине, существенное увеличение порядка ведет к значительному росту вычислительных затрат.

2. Метод Гира. Используется численная схема решения задачи (1) следующего вида:

$$\begin{aligned}\bar{Y}_0 &= \bar{F}_0, \bar{Y}_1 = \bar{F}_1, \dots, \bar{Y}_K = \bar{F}_K, \\ (a_0 E - b_0 A) \bar{Y}_{i+1} &= \tau(b_1 A \bar{F}_i + \bar{S}) - \sum_{k=1}^K a_k \bar{Y}_{i+1-k}, i = \bar{K}, \bar{I}.\end{aligned}\quad (5)$$

При решении этого уравнения большая часть вычислительных затрат идет на поиск вектора, стоящего при матрице в левой части уравнения. Затраты на вычисление правой части линейно зависят от порядка метода (числа K), но их доля от общих затрат на решение (5) мала. Следовательно, увеличение порядка метода Гира повышает точность расчетов, но не приводит к существенному увеличению вычислительных затрат. Этот факт является основным достоинством метода.

3. Сравнительный анализ методов. Сравнительный анализ рассматриваемых методов проведен на тестовой задаче. По полученным результатам можно сделать вывод, что в случае достаточно «плавных» переходных процессов в реакторе, использование метода Гира может дать более точное решение, чем метод аналитического интегрирования. Для интегрирования уравнений на отрезках времени, на которых происходят относительно быстрые изменения свойств модели, необходимо использовать метод Гира (либо любой другой метод) с более мелким временным шагом. Это позволит избежать явлений неустойчивости в решении.

ВЕРИФИКАЦИЯ МОДУЛЯ

Отладка алгоритма модуля проводилась на ряде тестовых задач, описанных в статье [5] Ferguson и Hansen. Результаты сравниваются с данными, полученными по программам SCETCH [1] и 3DKIN [5]. Ниже приведено описание одной из задач.

Гомогенный куб со стороной 200 см со свойствами среды, приведенными в [5]. Две энергетические группы, диффузионное приближение. Одна группа эмиттеров запаздывающих нейтронов (доля запаздывающих нейтронов $\beta=0.64\%$, постоянная распада эмиттеров $\lambda=0.08\text{ с}^{-1}$). На гранях куба стоит условие равенства нулю плотности потока.

Вначале реактор находится в критическом стационарном состоянии. В момент времени $t=0$ с вносится возмущение реактивности на 0.5% скачкообразным уменьшением макроскопического сечения поглощения тепловых нейтронов на $\Delta\Sigma_a = -0.369 \times 10^{-4}\text{ см}^{-1}$. Растет амплитуда плотности потока нейтронов по всему кубу. В табл. 1 сравниваются значения плотности потока тепловых нейтронов в

Таблица 1

**Плотность потока тепловых нейтронов
в центре куба**

$t, \text{с}$	$\tau = 0,002 \text{ с}$			
	Точное	RIVER	3DKIN	SKETCH
0.00	0.816	0.816	0.816	0.816
0.05	1.127	1.121	1.116	1.126
0.10	1.407	1.402	1.403	1.406
0.15	1.660	1.655	1.660	1.659
0.20	1.890	1.885	1.892	1.887
0.30	2.288	2.284	2.294	2.285
0.40	2.620	2.617	2.628	2.617

центре куба в различные моменты времени после события, рассчитанные аналитически и численно (на равномерной прямоугольной сетке $10 \times 10 \times 10$ точек) с использованием программ 3DKIN [5], RIVER и SKETCH [1].

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА РОСА

В настоящее время комплекс позволяет производить расчет стационарного состояния реактора, моделирование быстропротекающих процессов в активной зоне (плановый или аварийный останов реактора, переход на другую мощность и др.).

ПК РОСА может использоваться в ходе предэскизного проектирования и обоснования безопасности ЯЭУ, а также для расчетного анализа методов обработки реакторных измерений.

С помощью программы планируется провести моделирование процедуры измерения реактивности в реакторе с использованием метода спектральной проекции.

Предлагаемый метод обработки данных теоретически обоснован, позволяет построить процедуру однозначного определения эффектов реактивности. Ожидается, что метод позволит повысить точность определяемых величин реактивности и оперативность их получения. Для подтверждения этих предположений требуется провести численное моделирование измерительной процедуры на трехмерных моделях реакторов РБМК, ВВЭР, БР.

Пусть кинетика реактора описывается системой

$$\begin{cases} \frac{d\vec{Y}}{dt} = \hat{\Lambda} \vec{Y} \\ \vec{Y}(0) = \vec{Y}_0 \end{cases} \quad (6)$$

Тогда общая схема процедуры измерения может быть построена следующим образом.

1. Расчет асимптотического распределения энерговыделения по а.з.

Определяется «нулевая» собственная функция $\Psi_0(\vec{r})$ оператора $\hat{\Lambda}$, на основе которой вычисляется функция пространственного распределения $W_0(\vec{r})$. Расчет производится решением условно-критической задачи.

2. Восстановление поля энерговыделения в каждый момент времени на основе показаний датчиков ВРК $W_j(t)$, моделируемых блоком нестационарных расчетов

комплекса РОСА. Процедура восстановления формально может быть описана интерполяционным оператором \hat{H} , тогда восстановленное поле выразится в виде $W(\vec{r}, t) = \hat{H}col[W_j(t)]$.

3. Проекция восстановленного поля на асимптотическое поле энерговыделения. Полученное значение амплитуды проекции $C(t) = \langle W_0(\vec{r}), W(\vec{r}, t) \rangle$ можно интерпретировать как мощность реактора, реализуемая на нулевой гармонике оператора переноса нейтронов.

4. Вычисление реактивности путем решения обращенных уравнений нейтронной кинетики.

Результаты моделирования позволят подтвердить независимость получаемых методом спектральной проекции величин реактивности от процедуры проведения эксперимента и оценить точность предлагаемого метода для реакторов разного типа.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проектирование ЯЭУ начинается с научных исследований, направленных на определение основных нейтронно-физических, теплогидравлических, прочностных и других параметров установки. При их проведении применяются общие математические модели с использованием грубых приближений, дающие лишь качественную оценку характеристик проектируемого реактора. Рассчитываются основные функционалы нейтронного поля (мощность, коэффициенты неравномерности поля энерговыделения, реактивность реактора и др.). Несмотря на невысокую точность получаемых в результате исследований данных их анализ дает ответ на вопрос о дальнейшем направлении развития проекта.

Существует много ПС, предназначенных для выполнения описанных задач. Одним из них является комплекс РОСА, который обладает рядом особенностей, отличающих его от других, решающих аналогичные задачи, программ.

Во-первых, ПС РОСА написано на языке программирования C++. Возможности этого объектно-ориентированного языка в целом превосходят возможности часто используемого в атомной отрасли процедурного языка Fortran. В частности, на языке C++ достаточно легко разрабатывать графические приложения, что позволяет реализовать удобный интерфейс в модуле RIVER.

Во-вторых, модульная структура позволяет легко повышать функциональные возможности комплекса РОСА за счет создания и подключения дополнительных модулей.

ПС РОСА развивается как исследовательская программа. Комплекс должен позволять проводить исследования динамики ЯР с учетом всех основных естественных обратных связей, обусловленных внутренними свойствами реактора, и искусственных обратных связей, связанных с работой автоматики СУЗ. Корректное моделирование этих явлений возможно при взаимодействии нейтронно-физической, теплогидравлической, термомеханической моделей.

Алгоритм решения пространственных уравнений нейтронной кинетики реализован в модуле RIVER программного комплекса РОСА. В модуль включены инструменты подготовки картограммы реактора, решения условно-критической задачи, трехмерного нейтронно-физического моделирования нестационарных процессов в ЯР, а также средства обработки, визуализации и сохранения полученных данных. Ядром модуля является алгоритм численного решения уравнений пространственной нейтронной кинетики в многогрупповом диффузионном приближении

без принципиальных ограничений на число энергетических групп и групп эмиттеров запаздывающих нейтронов (ограничения могут быть связаны с возможностями вычислительного инструмента).

Выбор метода интегрирования был основан на результатах сравнительного анализа метода Гира с переменным порядком и метода с аналитическим интегрированием уравнений для концентраций эмиттеров запаздывающих нейтронов (далее – метод АИ). Основной особенностью первого метода является возможность повышения точности решения без существенного увеличения вычислительных затрат. Неустойчивость при больших порядках и необходимость «разгона», т.е. выполнения процедуры поиска нескольких начальных векторов перед первым шагом, являются основными недостатками метода. АИ является наиболее часто используемым методом при решении уравнений нейтронной кинетики, но он позволяет находить решение лишь с первым порядком по точности. Повышение порядка возможно, но сопряжено с усложнением алгоритма метода и значительным увеличением затрат на вычисление по этому алгоритму.

Сопутствующая любому неявному методу интегрирования, в том числе и методу Гира, задача нахождения вектора из матричного уравнения решается с использованием метода квазимиимальных невязок (queasy minimal residual, QMR) или метода бисопряженных градиентов (bi-conjugate gradient, BiCG) [4]. Эти методы позволяют решать матричное уравнение с несимметричной жесткой матрицей в левой части, обладающей высокой размерностью.

Правильность работы созданного модуля подтверждена на нескольких тестовых задачах, предложенных в статье [5]. Тестирование показало хорошие для комплекса исследовательского уровня результаты.

Литература

1. *Зимин В.Г.* Моделирование пространственной нейтронной кинетики для анализа динамики и безопасности перспективных быстрых реакторов/Дисс. на соискание ученой степени к.ф.-м.н. – МИФИ, 1996.
2. *Белоусов Н.И., Бычков С.А., Марчук Ю.В. и др.* Использование программы GETERA в задачах оценки эффектов реактивности/Внутренняя безопасность ЯЭУ: Тез. докладов VII Всесоюзного семинара по проблемам физики реакторов (Москва, МИФИ, 3-7 сентября 1991 г.). – С. 145-146.
3. C++ Interpreter – CINT, Masaharu Goto, CQ publishing, ISBN4-789-3085-3 (Japanese).
4. *Barrett R., Berry M., Chan Iony.* Templates for the Solution of Linear Systems: Building, Blocks for Iterative//Methods. Society for Applied Mathematics. – Philadelphia, 1997.
5. *Ferguson D.R., Hanson K.F.* Solution of the Space-Dependent Reactor Kinetics Equations in Three Dimensions//Nuclear Science and Engineering: 51, 189-205 (1973).

Поступила в редакцию 11.02.2008

(Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 12 titles.

The article is devoted to opportunity of application the methods of the Allium-test in radioecological monitoring. It is carried out biotestings of natural waters from territories of Obninsk regional radioactive repository. Ecological conditions is investigated and the estimation of potential danger to the natural environment is carried out. Results have shown, that negative biological effects are formed under influence of polluting substances in water of well located near to emergency capacity. For determination of the contribution radioactive components in formation of the biotests response are carried out additional modelling experiments. The estimation of radiosensitivity of an onions in a range of doses from 0,1 up to 2 Гр is given.

УДК 621.039.5

Development of Calculation Model and Analysis of Some Transition Processes in KLT-40S Reactor with SERPENT Code \P.E. Kaplar, I.S. Lisitsin, P.V. Markov, N.A. Marchikhina; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 10 illustrations. – References, 5 titles.

Calculation model of KLT-40S reactor with concern of stationary and transition regimes of reactor by means of heat-hydraulic code SERPENT had developed. Results of calculation of stationary regime at the rated power level with code had compared with the reactors developers data, which indicates that calculation model was highly valid. Calculation analysis of transition regimes had performed. These transition regimes are: shutdown of 2 steam generators sections; shutdown of 2 circulation pumps of first circuit. The fact that position of control rods was invariable must be in parenthesis. Alterations of power, heat carrier temperature, fuels and dispersive fuel compositions coats had specified.

УДК 621.039.512

Spatial Neutron Kinetic Module of ROSA Code \A.L. Cherezov, N.V. Shchukin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 1 table. – References, 5 titles.

A spatial neutron kinetic module was developed for the computer code ROSA. The paper describes the numerical scheme used in the module for resolving neutron kinetic equations. Two methodologies (analytical integration and Gears method) were compared each other on their efficiency and accuracy. Both methodologies were verified on the test problems. The paper presents the results obtained in the verification studies.

УДК 621.039.59: 621.039.7

Control System of Extraction Column \A.G. Gorunov, Y.A. Chursin, K.V. Turetskov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 10 pages, 7 illustrations. – References, 14 titles.

The universal multicomponent model of extraction in pulsating Column was presented. Check of adequacy of model was made and the system of automated control by concentration of uranium in pulsating Column is synthesised.

УДК 621.183.371

Calculation of Main Joint of MCPA-1391 under Different Operation Conditions \A.A. Mukhlynin, V. I. Slobodchyk; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References, 4 titles.

Results of stress calculation of studs of the main joint of the main circulation pump MCPA-1391 both under steady state, and under transient conditions are presented. The thermal stress arising in the studs of the main joint under the warming up and under shut-down conditions are estimated. It is shown, that the thermal stress is an insignificant part of the total stress, and the total stress of the studs of the main joint does not exceed the limit value under all considered conditions.