

НЕКОТОРЫЕ АСПЕКТЫ КОНЦЕПЦИИ ВУЗОВСКОЙ ПОДГОТОВКИ ОПЕРАТИВНОГО ПЕРСОНАЛА АЭС

Д. т. н., проф. Семенов В. К.¹,
асс. Вольман М. А.¹,
нач. отдела Журавлева В. С.² (ФГБОУ
ВПО «Ивановский государственный
энергетический университет имени
В. И. Ленина», Филиал ОАО «Концерн
Росэнергоатом» Калининская атомная
станция)

АННОТАЦИЯ. Примерно 40% аварийных ситуаций на АЭС происходит по вине оперативного персонала. Для интенсивной подготовки будущих операторов в ИГЭУ совместно с Калининской АЭС внедрена концепция сквозной подготовки "вуз-предприятие", включающая компьютерное и имитационное моделирование в вузе и обучение в учебно-тренировочном подразделении станции. Разработаны математические модели, комплекс программ и методическое обеспечение для компьютерного моделирования быстрых и медленных переходных процессов в ядерных реакторах. Созданы программы и методическое обеспечение для симуляции на компьютерном и полномасштабном тренажерах различных технологических процессов и режимов атомного блока с реактором ВВЭР-1000. Реализация концепции позволяет практически вдвое сократить сроки адаптации выпускников на рабочих местах.

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА: подготовка оперативного персонала, математическое и имитационное моделирование, численные эксперименты, компьютерный и полномасштабный тренажер блока АЭС с ВВЭР-1000.

ABSTRACT. Therefore approximately 40% of emergencies are created by the operating personnel. For intensive training of future NPP operators there is the concept of training "high school-enterprise" at Ivanovo State Power Engineering University in cooperation with Kalinin NPP. The computer and simulation modeling are main components of this concept. Under this concept students also study at the training unit of the station. The mathematical models, the complex of programs and methodological support for simulation of fast and slow transients in nuclear reactors are designed. The programs and methodological support for the simulation on the computer and full-scale simulator of WWER-1000 of neutron-physical reactor measurements and the start-up — shutdown process are designed. The proposed approach allows reducing the adaptation terms for graduates in their workplaces.

KEY WORDS: training of operating personnel, mathematical and simulation modeling, numerical experiments, computer and full-scale simulator of WWER-1000.

Существенная роль в создании современной российской экономики инновационного типа отводится атомной отрасли. Масштабы развития ядерной энергетики в период до 2030 г. определены в Энергетической стратегии с учетом развития всей экономики и энергетики в целом, согласно которой суммарная мощность АЭС России к 2030 г. составит 52–62 ГВт (на сегодняшний день в нашей стране эксплуатируется 10 атомных электростанций, в общей сложности 33 энергоблока установленной мощностью 25,2 ГВт [1]). Прогнозируемые темпы развития требуют опережающего роста кадрового наполнения. В соответствии с Программой подбора, комплектования и подготовки персонала действующих и строящихся АЭС на период до 2020 года потребность в персонале оценивается минимум в 20 тысяч человек (ежегодная потребность —

не менее 2000 человек). По прогнозу в этот период доля молодых работников должна подняться до 35% за счет комплектования станций выпускниками образовательных учреждений. Кроме потребности в количестве молодых специалистов следует обратить внимание и на качество их подготовки, уровень которого должен оставаться высоким, несмотря на необходимость сокращения сроков адаптации выпускников на рабочих местах. В настоящее время наблюдается дефицит подготовленного оперативного персонала блочных щитов управления — ведущих инженеров по управлению реактором (ВИУР) и ведущих инженеров по управлению турбиной (ВИУТ).

Одним из основных недостатков вузовской подготовки будущих операторов является отсутствие у выпускников умений использовать знания в конкретных ситуациях. Приобретение практических умений и навыков может начинаться уже в вузе благодаря освоению наряду с теоретическими курсами компьютерного

¹ 153003, г. Иваново, ул. Рабфаковская, д. 34

² 171843, Тверская область, г. Удомля, Калининская атомная станция

и имитационного моделирования, а также за счет подготовки студентов на базах практики.

На кафедре АЭС ИГЭУ совместно с организованным в вузе «Научным образовательным центром высоких технологий в сфере тепловой и атомной энергетики» и Калининской АЭС в течение ряда лет совершенствуется и внедряется программа единой подготовки оперативного персонала для АЭС. Существенным элементом этой программы является наличие этапа «8-й семестр», когда студенты проходят обучение в учебно-тренировочном подразделении Калининской АЭС, приобретают навыки практической работы в цехах и там же сдают экзамены преподавателям-сотрудникам АЭС [2]. По этой программе ранее были разработаны программно-методическая оболочка для организации и автоматизации процесса обучения, обучающие модули по системам первого и второго контура блока АЭС и инструментальные средства для их создания [3].

В статье рассматривается единый обучающий комплекс, направленный на интенсификацию вузовской подготовки будущих ВИУРов. В его основе лежит компетентностный подход, подразумевающий, что в качестве результата образования рассматривается не сумма усвоенной информации, а компетенции выпускника, характеризующие его способность применять знания и умения для успешной профессиональной деятельности за счет глубокого понимания физики изучаемых процессов и получения необходимых навыков практической работы на тренажерах. Комплекс состоит из трех частей. Первая часть содержит разработанный нами компьютерный лабораторный практикум по кинетике водо-водяных реакторов. Вторая часть посвящена симуляции нейтронно-физических реакторных измерений на компьютерном тренажере блока АЭС с реактором ВВЭР-1000. В третьей части акцент сделан на отработку навыков по управлению технологическими процессами на компьютерном и полномасштабном тренажерах блока АЭС с ВВЭР-1000.

Компьютерный лабораторный практикум [4, 5] основывается на численных экспериментах, предназначенных для углубленного изучения и закрепления теоретического материала по кинетике ядерных реакторов. Каждый блок лабораторного практикума содержит теоретический раздел и практическую часть, включающую описание математической модели и программы по компьютерному моделированию соответствующего процесса. Математические модели охватывают широкий круг вопросов по кинетике холодного и горячего реактора. Они позволяют проанализировать роль запаздывающих нейтронов, влияние температуры топлива и теплоносителя на характер переходных процессов, процессы выгорания топлива, отравления реактора ксеноном и самарием, а также ксеноновые колебания. Математические модели основываются на системе жестких нелинейных дифференциальных уравнений, поэтому их интегрирование осуществлено с использованием соответствующих алгоритмов в среде Mathcad [6]. Использование указанной среды делает процесс моделирования весьма наглядным и удобным

для проведения численных экспериментов, позволяющих студентам «поиграть» различными входными параметрами и оценить их роль. При моделировании переходных процессов уделено внимание вопросу замыкания системы дифференциальных уравнений, что является не только математической проблемой, но имеет и практическое значение — позволяет сформулировать условия для анализа работы отдельных частей технологической схемы блока. Наряду с численными экспериментами студентам прививается умение рассматривать взаимосвязанные технологические переходные процессы на основе качественного анализа дифференциальных уравнений без их прямого решения. Развитие подобных навыков связано с глубоким пониманием протекающих в оборудовании процессов и может быть особенно полезным в практической работе при анализе аварийных ситуаций. Опыт эксплуатации показывает, что часто в аварийных ситуациях оперативный персонал не может адекватно оценить сложившуюся ситуацию.

Вторая часть предлагаемого обучающего комплекса касается симуляции нейтронно-физических реакторных измерений на компьютерном тренажере. Следует отметить, что в существующих вузовских программах и соответствующих учебниках реакторные измерения затрагиваются довольно скупо и поверхностно. Однако безопасный пуск и последующая эксплуатация ядерного реактора возможны только при знании его нейтронно-физических характеристик с точностью, удовлетворяющей требованиям правил ядерной безопасности и теплотехнической надежности активной зоны. Знакомство с техникой физического эксперимента и овладение ей со студенческой скамьи является одной из важнейших задач при подготовке специалистов, эксплуатирующих ядерные реакторы. В связи с этим разработка обучающих модулей, которые в качестве объекта исследования используют не сам реактор, а его математическую модель, реализованную на том или ином компьютерном тренажере, является совершенно необходимой. Тренажерная подготовка является мощным инструментом по формированию компетенций будущего специалиста, позволяющей воспроизводить предстоящую профессиональную деятельность.

В основу разработки комплекса симуляции реакторных физических экспериментов положены существующие руководящие документы (РД) [7, 8], адаптированные нами для имитаторов, в качестве которых используются функционально-аналитический тренажер (ФАТ) и полномасштабный тренажер (ПМТ) энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000 (В-320). В основе тренажерных комплексов лежит математическое моделирование нейтронно-физических, тепломеханических, теплофизических и других процессов и, как следствие, построение модели функционирования энергоблока в различных режимах в реальном времени. ФАТ реализован на персональном компьютере в программной среде 3KeyMaster™ (программный продукт ООО «Вестерн Сервисез»). Широкие возмож-

ности ФАТ позволяют проводить эксперименты над активной зоной, моделировать различного рода штатные и аварийные ситуации, а мобильность и удобство при работе на персональном компьютере дают возможность эффективно использовать ФАТ в учебном процессе. ПМТ имеет идентичное программное обеспечение в дополнение к полномасштабной модели реального блочного щита управления.

Каждый раздел по реакторным измерениям включает теоретическую и экспериментальную часть, содержащую программу и методику проведения и обработки результатов измерений. Экспериментально найденные характеристики (коэффициенты и эффекты реактивности, дифференциальные и интегральные характеристики поглотителей и пр.) далее используются в исследовательской работе студентов при математическом моделировании различных переходных процессов, расчетные характеристики которых сравниваются с результатами соответствующих экспериментов на имитаторе [9].

Заключительной частью разработанного комплекса является симуляция на компьютерном и полномасштабном тренажере процессов пуска и останова блока АЭС [10]. Этот раздел разработан на основе типовой пошаговой программы пуска-останова с учетом базового перечня операций по пуску-останову, порядка и последовательности их выполнения для энергоблока АЭС с ВВЭР-1000. Освоение студентами данной части обучающего комплекса позволяет им не только изучить принцип действия отдельных элементов энергоблока, но и исследовать их взаимные связи, закрепить и систематизировать теоретические знания, приобрести навыки управления сложным технологическим объектом.

Тренажерная подготовка способствует формированию профессионального мышления, а также является эффективным средством личностного становления будущего оператора, инструментом развития профессионально важных качеств. Поэтому в ходе симуляции пуско-остановочных работ на ПМТ ведутся исследования по выявлению индивидуально-личностных качеств, влияющих на успешность выполнения тренажерных заданий. Личностные особенности — один из компонентов компетенций, влияющий на скорость и эффективность их формирования. У студентов с разным уровнем успешности выполнения задач тренажерной подготовки выявляются значимые различия в показателях выраженности личностных качеств. Их анализ дает возможность развить методический аспект обучения на основе как комплексных решений, так и индивидуальных рекомендаций обучаемым.

Внедрение разработанного нами технологического комплекса обучающих программ является важной составной частью общей концепции вузовской подготовки оперативного персонала АЭС, позволившей сократить сроки адаптации выпускников кафедры АЭС ИГЭУ на рабочих местах в 1,5–2 раза и стать одним из основных поставщиков кадров для АЭС России [1].

В качестве примера рассмотрим одну из задач, ре-

шаемых в рамках компьютерного лабораторного практикума по кинетике водо-водяного реактора, целью которой является исследование влияния времени перемещения фронта температурной волны в петле реактор-парогенератор энергоблока АЭС на динамику реактора. В основе лежит математическая модель, имеющая ряд ограничений и допущений. Во-первых, она записана для реактора с сосредоточенными параметрами («точечный» реактор) в предположении, что за время переходного или аварийного процесса пространственное распределение нейтронного поля реактора не успевает заметно измениться. Во-вторых, также считается, что за время протекания вышеназванных процессов не изменяются концентрация борной кислоты и отравление реактора ксеноном и самарием. Подключение к данному блоку подпрограмм, определяющих изменение реактивности реактора вследствие изменения концентрации борной кислоты или отравления реактора ксеноном и самарием, позволит количественно исследовать кинетику реактора при многофакторном изменении его реактивности. Время распространения температурной волны учтено на участке реактор-парогенератор, а для обратного участка температура на выходе из парогенератора считается равной температуре на входе в реактор. Третье ограничение касается гипотезы замыкания приведенной системы уравнений. Дело в том, что реактор через систему трубопроводов связан с системами первого контура, а через парогенератор — с системами второго контура и, кроме того, он находится под управлением автоматики. Так как нас интересует физика процессов, непосредственно протекающих в реакторе, то в качестве ограничения системы уравнений (гипотезы замыкания задачи) считаем теплоотвод от парогенератора заданным, а автоматику отключенной. Предлагаемая гипотеза замыкания системы дифференциальных уравнений позволяет количественно проанализировать переходные и аварийные режимы в реакторной установке без учета вторичных факторов и действий автоматики, что для понимания физических процессов чрезвычайно важно.

Кинетика реактора представляет собой задачу Коши на основе системы нелинейных дифференциальных уравнений. Для обнаружения факторов, влияющих на процессы, введем характерные для задачи единицы измерения всех физических величин, или, как принято говорить, безразмерные переменные:

$$\frac{dN}{dt} = \frac{N}{\tau} \left[\delta\rho - \alpha_1 T_m (T_U - T_U(0)) - \alpha_2 T_m (T_B - T_B(0)) \right] + \sum_j \lambda_j N_j, \quad (1)$$

$$\frac{dN_j}{dt} = \frac{\beta_j}{\tau} N - \lambda_j N_j, \quad j = 1, \dots, 6, \quad (2-7)$$

$$\frac{dT_U}{dt} = N - (T_U - T_B), \quad (8)$$

$$\frac{dT_B}{dt} = R_1 (T_U - T_B) - R_2 (T_B - T_{Bx}), \quad (9)$$

$$\frac{dT_{\text{вх}}^n}{dt} = \frac{(T_{\text{в}} - T_{\text{вх}}^n)}{\tau_{\text{зап}}}, \quad (10)$$

$$\frac{dT_{\text{вх}}}{dt} = R_2(T_{\text{вх}}^n - T_{\text{вх}}) - R_1 W_{\text{пр}}, \quad (11)$$

$$\rho = \delta\rho(t) + \alpha_1(T_U - T_U(0)) + \alpha_2(T_{\text{в}} - T_{\text{в}}(0)). \quad (12)$$

Здесь N — нейтронная мощность реактора; N_j — мощность, вносимая j -ой группой запаздывающих нейтронов ($j = 1, \dots, 6$); β_j и λ_j — соответственно доля запаздывающих нейтронов и постоянная времени распада ядер-предшественников j -ой группы; $\beta = \sum_j \beta_j$ — суммарная доля запаздывающих нейтронов; m_U и C_U — соответственно масса и удельная теплоемкость топливной загрузки; k, F, T_U — соответственно коэффициент теплоотдачи, поверхность теплоотдачи и температура топлива; $T_{\text{в}}, T_{\text{вх}}$ — соответственно температура теплоносителя на выходе и входе в реактор; $\gamma_{\text{в}}, C_{\text{в}}, G$ — соответственно плотность, удельная теплоемкость при постоянном давлении и расход теплоносителя; $T_{\text{вх}}^n$ — температура теплоносителя на входе в парогенератор, τ_3 — время запаздывания перемещения фронта температурной волны в петле реактор-парогенератор; $\delta\rho(t)$ — возмущение реактора изменением реактивности; α_1 и α_2 — соответственно температурные коэффициенты реактивности по топливу и теплоносителю; R_1, R_2, τ — критерии подобия задачи:

$$R_1 = \frac{m_{\text{в}} C_U}{m_{\text{в}} C_{\text{в}}}, R_2 = \frac{\gamma_{\text{в}} C_{\text{в}} G}{kF} R_1, \tau = \frac{\tau^* kF}{m_U C_U},$$

где τ^* — время жизни одного поколения мгновенных нейтронов.

Начальные условия имеют следующий вид:

При $t = 0$:

$$N = N_0, N_j = \frac{\beta_j N_0}{\tau \lambda_j}, T_U = T_U(0), T_{\text{в}} = T_{\text{в}}(0) = T_{\text{вх}}^n, \quad (13)$$

$$T_{\text{вх}} = T_{\text{вх}}(0) = T_{\text{вх}}^n, W_{\text{пр}} = \text{const.}$$

Численные значения критериев подобия задачи удобно выразить через характерные параметры реакторной установки. Для реактора ВВЭР-1000 типичны следующие количественные характеристики:

$$\tau_U = \frac{m_U C_U}{kF} = 3,6 \div 4,2 \text{ с} \quad \text{—}$$

характерное время теплопередачи от топлива к теплоносителю;

$$\tau_{\text{в}} = \frac{m_{\text{в}} C_{\text{в}}}{kF + \gamma_{\text{в}} C_{\text{в}} G} = 0,8 \text{ с} \quad \text{—}$$

характерное время установления температуры теплоносителя за счет теплопередачи от топлива и выноса теплоты в парогенератор;

$$\varepsilon = \frac{kF}{kF + \gamma_{\text{в}} C_{\text{в}} G} = 0,07 \quad \text{—}$$

отношение мощности, приходящейся на один градус

для топлива, к соответствующей мощности для теплоносителя. Выражая критерии подобия через приведенные количественные характеристики, получим:

$$R_1 = \frac{\tau_U}{\tau_{\text{в}}} \varepsilon, R_2 = \left(\frac{1}{\varepsilon} - 1 \right) R_1. \quad (14)$$

Реактор из критического состояния выводится либо заданием реактивности $\delta\rho(t)$, либо скачком мощности, снимаемой с парогенератора, либо тем и другим способом вместе.

Приведенные уравнения отличаются разными временными масштабами от 10^{-4} и до 4 с, т. е. относятся к классу так называемых жестких дифференциальных уравнений, интегрирование которых осуществлено в среде Mathcad на основе алгоритма RADAUS [6].

Система является универсальной и позволяет количественно оценить влияние различных факторов на ряд важных для теории и практики нейтронно-физических процессов в ядерном реакторе ВВЭР-1000: исследования устойчивости реактора при малых случайных возмущениях реактивности; динамики разгона реактора в аварийных режимах с любым наперед заданным законом роста реактивности реактора во времени; динамики перехода реактора с одного уровня мощности на другой; динамики глушения реактора при сбрасывании стержней аварийной защиты с учетом конечного времени падения стержней и соответствующим законам ввода реактивности.

На рис. 1–4 приведены результаты численного эксперимента по исследованию влияния времени распространения фронта температурной волны при снижении мощности, снимаемой с парогенератора, со 100% до 80%. Все кривые получены для двух значений времени распространения температурного фронта (2 с и 6 с) при следующих начальных значениях параметров процесса: температура теплоносителя на входе в реактор — 289°C, температура теплоносителя на выходе из реактора — 322°C, $\tau^* = 10^{-4}$ с, $\alpha_1 = 10^{-4}$ 1/°C,

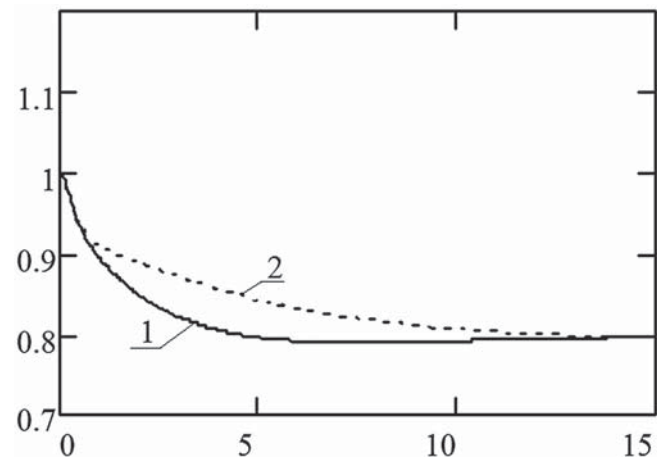


Рис. 1. Зависимость нейтронной мощности реактора от времени (в безразмерных величинах): 1 — при времени запаздывания 2 с; 2 — при времени запаздывания 6 с.

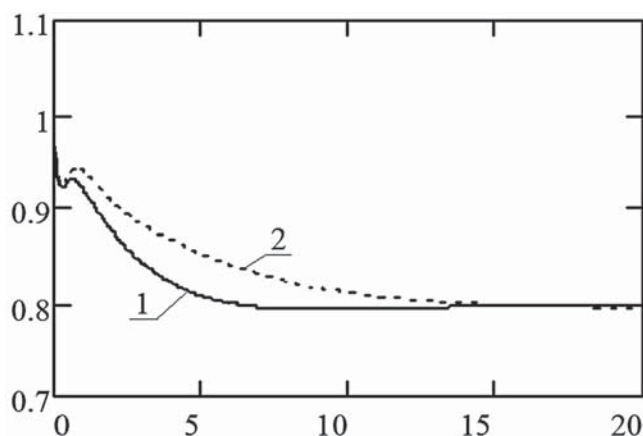


Рис. 2. Зависимость тепловой мощности реактора от времени (в безразмерных величинах): 1 — при времени запаздывания 2 с; 2 — при времени запаздывания 6 с.

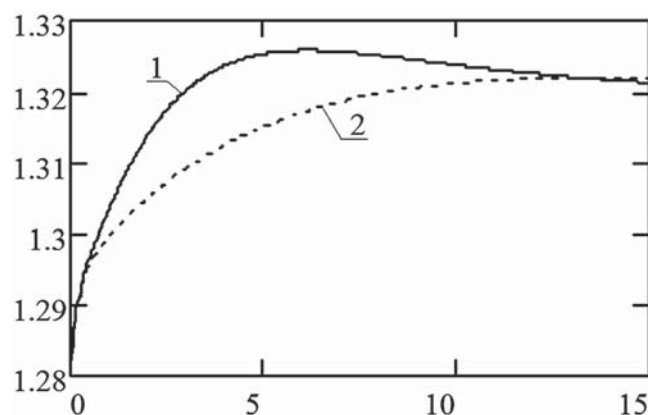


Рис. 3. Зависимость температуры теплоносителя на входе в реактор от времени (в безразмерных величинах): 1 — при времени запаздывания 2 с; 2 — при времени запаздывания 6 с.

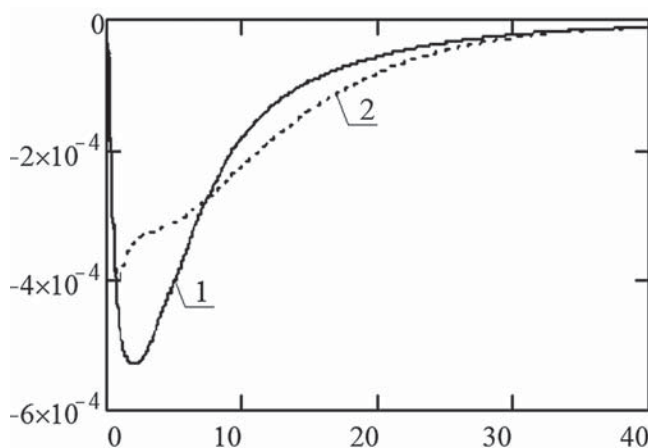


Рис. 4. Зависимость реактивности реактора от времени (в безразмерных величинах): 1 — при времени запаздывания 2 с; 2 — при времени запаздывания 6 с.

$\alpha_2 = 1,22 \cdot 10^{-5} \text{ 1/}^\circ\text{C}$. Пунктирные кривые отвечают времени распространения фронта температурной волны равной 6 с. Из приведенных кривых видно, что для рассматриваемого переходного процесса время за-

паздывания распространения температурного фронта влияет только на динамику процесса, тогда как установившиеся значения параметров процесса от этого времени практически не зависят. Таким образом, будущий оператор в рамках лабораторного практикума наглядно изучает влияние различных параметров (в приведенном примере времени перемещения фронта температурной волны) на динамику реактора.

Выводы

1. Разработаны математические модели, обучающий модуль и методическое обеспечение численных экспериментов по моделированию быстрых и медленных переходных процессов в ядерных водо-водяных реакторах.

2. Разработаны обучающий модуль и методическое обеспечение для симуляции на компьютерном и полномасштабном тренажерах нейтронно-физических реакторных измерений и процесса пуска-останова блока.

3. Внедрение в учебный процесс концепции подготовки оперативного персонала для атомных блоков позволяет сократить сроки адаптации будущих специалистов на рабочих местах в 1,5–2 раза.

Литература

1. Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом» [официальный сайт]. — Режим доступа: <http://www.rosatom.ru/>
2. Журавлева В. С. Организация практики на Калининской АЭС: проект «8 семестр» // Тезисы докладов Девятой международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». — М.: 2014. — С. 251 — 252.
3. Каекин В. С., Щебнев В. С., Токов А. Ю. Приоритеты в системе подготовки оперативного персонала АЭС // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 1996. № 5. С. 64–67.
4. Семенов В. К. Кинетика ядерных реакторов: методические материалы для проведения компьютерного лабораторного практикума. — Иваново: Б.и., 2013. — 52 с.
5. Свидетельство № 2014618789. Программный комплекс симуляции переходных процессов в ядерных реакторах / В. К. Семенов, М. А. Вольман; Иванов. гос. энерг. ун-т. — № 2014616344; заявл. 02.07.2014; зарегистр. 28.08.2014. — 1 с.
6. Кирьянов Д. В. Mathcad 13 в подлиннике. — СПб.: БХВ — Петербург, 2005. — 608 с.
7. РД ЭО 0150-2004. Типовые программы и методики проведения физических экспериментов на энергоблоках атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000. — М.: Росэнергоатом, 2005. — 273 с.
8. РД ЭО 0151-2004. Методики расчета нейтронно-физических характеристик по данным физических экспериментов на энергоблоках атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000. — М.: Росэнергоатом, 2005. — 101 с.
9. Семенов В. К., Вольман М. А. Реакторные измерения: методические материалы для проведения компьютерного лабораторного практикума. — Иваново: Б.и., 2014. — 80 с.
10. Вольман М. А. Пуск и останов энергоблока ВВЭР-1000: методические материалы для проведения лабораторного практикума. — Иваново: Б.и., 2014. — 60 с.