

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ В РЕАКТОРЕ ВВЭР-1000 ДЛЯ ПРЕДВАРИТЕЛЬНОЙ ПОДГОТОВКИ ОПЕРАТИВНОГО ПЕРСОНАЛА

М.А. ВОЛЬМАН

**Ивановский государственный энергетический университет имени
В.И. Ленина, г. Иваново**

Предложен комплекс предварительной подготовки оперативного персонала АЭС с реакторами ВВЭР-1000 на основе внедрения компьютерных средств моделирования переходных процессов. Разработаны компьютерные программы и методическое обеспечение для математического моделирования кинетики ядерного реактора. В качестве примера по их реализации описаны результаты численных экспериментов по исследованию режима быстро глубокого расхолаживания первого контура с возможным выходом реактора в критическое состояние. На основе адаптации руководящих документов и действующих инструкций по эксплуатации разработаны методики симуляции на аналитическом тренажере энергоблока различных технологических режимов, представляющих интерес в качестве учебных задач, в частности симуляции действия защит и блокировок.

Ключевые слова: атомная электростанция, водо-водяной энергетический реактор, подготовка персонала, математическое моделирование, численные эксперименты, аналитический тренажер.

Введение

Эксплуатационная надежность и безопасность АЭС существенно зависят от уровня подготовки персонала. В нашей стране создана и функционирует действенная система подготовки кадров для АЭС. Она включает в себя учебную подготовку специалистов в вузе, на рабочих местах, подготовку в учебно-тренировочных подразделениях станций, повышение квалификации и переподготовку. Подготовка оперативного персонала осуществляется по типовым программам, охватывающим широкий круг теоретических и общих вопросов. Особенно актуальна задача обучения операторов энергетических блоков действиям при нарушениях нормальных условий эксплуатации и в аварийных режимах. Обучение и отработка действий в подобных ситуациях по понятным причинам на реальном оборудовании невозможна, и эта задача решается с помощью тренажерных занятий. Однако между теоретической подготовкой, в том числе вузовской, и приобретением практических навыков управления энергоблоком на полномасштабном тренажере требуется связующее звено. Для повышения эффективности подготовки кадров целесообразно дополнить действующую систему подготовки компьютерными средствами моделирования переходных процессов, т.е. элементами предварительной (предтренажерной) подготовки, способствующей более глубокому пониманию физики протекающих в оборудовании взаимосвязанных технологических процессов и принципов обеспечения безопасности эксплуатации.

Инструменты для предварительной подготовки оперативного персонала

Анализ взаимосвязанных технологических переходных процессов можно провести на основе численных экспериментов, используя прямое компьютерное моделирование в рамках соответствующих математических моделей и программ.

Проблемно-ориентированные программы и численные эксперименты в некоторых случаях предоставляют единственную возможность смоделировать различного рода переходные и аварийные режимы. В компьютерном моделировании по физике реакторов можно выделить два направления. Одно из них связано с разработкой мощных высокоуровневых программных кодов с высокой степенью детализации рассматриваемых процессов. Область применения таких кодов – расчет активных зон реакторов на стадии проектирования, в том числе при обосновании их безопасности. Другое направление связано с использованием уравнений точечной кинетики и сложилось на ранней стадии разработки вопросов физики реакторов. Модель точечной кинетики не только до сих пор широко используется в учебном процессе, но и является основой методик обработки результатов нейтронно-физических реакторных измерений. Обучение и практическая деятельность операторов блоков в основном базируется на этой модели, поэтому она и должна использоваться при обучении оперативного персонала. Необходимо учитывать, что обучающие программные комплексы для предварительной подготовки персонала должны затрагивать моделирование потенциально опасных переходных процессов, связанных с нарушением нормальных условий эксплуатации.

В последние годы рядом компаний ведется параллельная разработка полномасштабных и аналитических (компьютерных) тренажеров-имитаторов энергоблоков. Аналитические тренажеры, реализованные на персональном компьютере, не содержат аппаратуры, требующей постоянного обслуживания. Они дают возможность экспериментировать при симуляции различных переходных процессов и также могут быть использованы при предварительной подготовке персонала АЭС. Для эффективного использования тех широких возможностей, которые заложены в программном обеспечении компьютерных тренажеров, требуется разработка соответствующего методологического обеспечения, в том числе позволяющего обучаемым интенсивно использовать тренажер самостоятельно, без участия инструкторов.

Нами предлагается расширение действующей системы подготовки кадров за счет включения в нее комплекса программ и методик прямого компьютерного моделирования и симуляции на аналитических тренажерах различных переходных режимов. Освоение этих элементов может осуществляться как в компьютерных классах, оснащенных соответствующим программным обеспечением под руководством инструктора, так и индивидуально с использованием персонального компьютера.

Математическое моделирование и численные эксперименты

Нами выбрана, обоснована и уточнена математическая модель, позволяющая исследовать быстрые и медленные кинетические процессы, протекающие в реакторе ВВЭР-1000. Эта модель положена в основу разработанного в среде *MathCad* комплекса проблемно-ориентированных программ [1]. Компьютерные программы, входящие в состав комплекса, являются проблемно-ориентированными и в сочетании с соответствующими методическими указаниями направлены на изучение, путем численных экспериментов, быстрых и медленных переходных процессов в «холодном» и «горячем» реакторе.

Базовая часть модели основана на известной системе, состоящей из девяти нелинейных жестких дифференциальных уравнений, описывающих кинетику неотравленного ксеноном и самарием реактора, и расширяемой, по мере необходимости, уравнениями подключаемых дополнительных процессов:

$$\frac{dN}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\tau} N + \sum_j \lambda_j N_j + q_{ист},$$

$$\begin{aligned} \frac{dN_j}{dt} &= \frac{\beta_j}{\tau} N - \lambda_j N_j, j = 1, \dots, 6, \\ m_U c_U \frac{dT_U}{dt} &= N - kF(T_U - T_B), \\ m_B c_B \frac{dT_B}{dt} &= kF(T_U - T_B) - \gamma_B c_B G(T_{\text{ВЫХ}} - T_{\text{ВХ}}), \\ \rho &= \delta\rho(t) + \alpha_1(T_U - T_U(0)) + \alpha_2(T_B - T_B(0)). \end{aligned}$$

Здесь N – нейтронная мощность; t – время; ρ – реактивность реактора; β – суммарная доля запаздывающих нейтронов, $\beta = \sum_j \beta_j$ ($j = 1, \dots, 6$ – номер группы запаздывающих

нейтронов); τ – время жизни одного поколения мгновенных нейтронов; λ_j – постоянная распада ядер – предшественников запаздывающих нейтронов j -й группы; N_j – мощность, вносимая j -й группой запаздывающих нейтронов; $q_{\text{ист}}$ – мощность, вносимая при наличии источника нейтронов за единицу времени; m_U, c_U, T_U – соответственно масса, удельная теплоемкость и средняя по зоне температура топливной загрузки; k, F – соответственно коэффициент теплоотдачи и поверхность теплоотдачи; m_B, c_B – соответственно масса теплоносителя и его удельная теплоемкость при постоянном давлении; T_B – средняя по зоне температура теплоносителя; γ_B – плотность теплоносителя; G – расход теплоносителя; $T_{\text{ВЫХ}}, T_{\text{ВХ}}$ – соответственно температуры теплоносителя на выходе из реактора и на входе в него, усредненные поперек активной зоны; α_1 и α_2 – соответственно температурные коэффициенты реактивности по топливу и теплоносителю.

Начальные условия имеют следующий вид: при $t = 0$ $N = N_0, N_j = \frac{\beta_j N_0}{\tau \lambda_j}$,

$T_U = T_U(0), T_B = T_B(0), T_{\text{ВХ}} = T_{\text{ВХ}}(0) = \text{const}$, $\delta\rho(t)$ – заданная функция времени.

Выбор модели обусловлен следующими соображениями. Во-первых, она физически прозрачна и понятна на интуитивном уровне, оперативный персонал в своей повседневной деятельности в основном руководствуется представлениями в рамках этой модели. Во-вторых, расчетные нейтронно-физические характеристики топливных загрузок, полученные на основе высокоуровневых моделей, верифицируются на эксперименте, результаты которого обрабатываются и интерпретируются в рамках модели точечной кинетики [2].

Приведем один из примеров по реализации численных экспериментов.

Теоретически потенциально опасным режимом для реактора ВВЭР, связанным с возможной кратковременной потерей управления мощностью, является аварийный режим с быстрым глубоким расхолаживанием первого контура, обусловленный, например, разрывом паропровода в неотключаемой от парогенератора части. В случае возникновения такого режима в конце кампании, когда температурный коэффициент реактивности по топливу имеет максимальную абсолютную величину, при расхолаживании первого контура до температуры около 220 °С освобождается порядка 5,5 % реактивности, что приблизительно равно эффективности аварийной защиты с отказом одного органа регулирования. Таким образом, при данной температуре в этом режиме возможен повторный выход реактора в критическое состояние. При проектной работе систем безопасности нормативный предел повреждения тепловыделяющих элементов не нарушается, т.к. реактор переводится в подкритику вводом борной кислоты в первый контур. Однако в случае дополнительных отказов оборудования авария может перейти в запроектную [3].

В практике эксплуатации ВВЭР-1000 действительно имели место несколько случаев глубокого, относительно быстрого расхолаживания первого контура. Все они были связаны с незакрытием предохранительных устройств от превышения давления во втором контуре, которые срабатывали при сбросе нагрузки турбогенератора. Во всех указанных случаях отказов органов регулирования при срабатывании аварийной защиты не было, режим расхолаживания длился десятки минут, что было достаточно для увеличения подкритичности введением борной кислоты в первый контур [3].

Тем не менее, моделирование режима, связанного с расхолаживанием первого контура, представляет определенный интерес. Приведенная выше математическая модель и разработанная на ее основе компьютерная программа позволяют рассчитать характер аварийного расхолаживания реактора при различных исходных данных. В качестве примера рассмотрена следующая ситуация (рис. 1). Моделировалось расхолаживание со скоростью $0,016\text{ }^{\circ}\text{C}/\text{с}$ (рост реактивности при этом определялся в основном температурным эффектом по теплоносителю). При достижении мощности 107% от номинальной срабатывала аварийная защита, и за 3 с вводилась реактивность 5 % (рис. 1, а). После сброса аварийной защиты резко упала температура топлива (рис. 1, б), введенная за счет этого положительная реактивность составила 4,7 %, а суммарный эффект реактивности по топливу и теплоносителю – 4,9 %. Так как расхолаживание продолжилось далее, то с течением времени отрицательный эффект реактивности в 0,1 % был скомпенсирован положительным температурным эффектом по теплоносителю, и реактор начал снова разгоняться. При этом температура теплоносителя продолжала падать (рис. 1, в), а температура топлива начала расти (рис. 1, б). В результате действия противоборствующих тенденций реактивность достигла максимального значения и далее начала медленно снижаться (рис. 1, г). Поскольку рост нейтронной мощности происходит весьма медленно, то выход реактора в критическое и надкритическое состояние в рассматриваемом процессе может быть легко подавлен вводом борной кислоты.

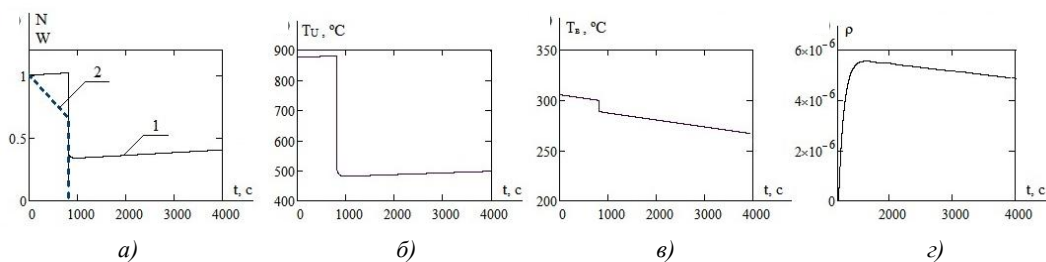


Рис. 1. Результаты численных экспериментов по исследованию режима расхолаживания первого контура: а – зависимость мощности от времени (I – нейтронная мощность реактора; 2 – тепловая мощность, отводимая от реактора); б – зависимость температуры топлива от времени; в – зависимость температуры теплоносителя от времени; г – зависимость реактивности от времени после срабатывания аварийной защиты

Разработанный комплекс компьютерных программ может стать базой для самостоятельной работы по поддержанию высокого уровня понимания кинетики нейтронно-физических процессов операторами, обеспечивая, во-первых, закрепление необходимого теоретического минимума, во-вторых, на основе численных экспериментов потенциально опасных процессов высокий уровень готовности оперативного персонала к принятию решений в нештатных и аварийных ситуациях.

Симуляция на аналитическом тренажере

Для аналитического тренажера энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000, разработчиком которого является ООО «Вестерн Сервисез» [3], разработаны методики

симуляции различных технологических режимов, представляющих интерес в качестве учебных задач в рамках подготовки к обучению на полномасштабном тренажере. К ним относятся пуск и останов энергоблока, нейтронно-физические реакторные измерения, а также исследование действия защит и блокировок блока, которое в качестве примера рассмотрим подробнее.

В объем моделирования аналитического тренажера включены стандартные отказы по типовому оборудованию, такому как регуляторы и регулирующие клапаны, насосы, вентиляторы, датчики, арматура, дистанционно управляемые выключатели, обратные и предохранительные клапаны. Каждый вид стандартного оборудования имеет свой набор характерных неисправностей, а также используются системные отказы. Тем самым возможна симуляция широкого спектра режимов с нарушением нормальной эксплуатации, в том числе связанных с отказами оборудования и самих защит. Так на основе «Эксплуатационного перечня технологических защит и блокировок реакторного отделения» энергоблока и описания систем контроля, автоматики, защит и блокировок разработана методика симуляции технологических процессов, позволяющих проследить действие защит и блокировок при различных исходных событиях и сценариях их развития. Далее в качестве иллюстрации приведем некоторые результаты экспериментов, касающихся повышения давления в первом контуре на номинальном уровне мощности. На рис. 2 показаны результаты симуляции эксперимента, предполагающего повышение давление и заклинивание в закрытом состоянии клапана впрыска в компенсатор давления. При достижении давлением в первом контуре значения 171 кгс/см^2 сработала предупредительная защита 1-го рода (ПЗ-1), действие которой подразумевает при непредусмотренном увеличении объема и температуры теплоносителя первого контура снижение мощности реактора. Как видно из рисунка, данная защита инициировала погружение группы органов регулирования системы управления и защиты.

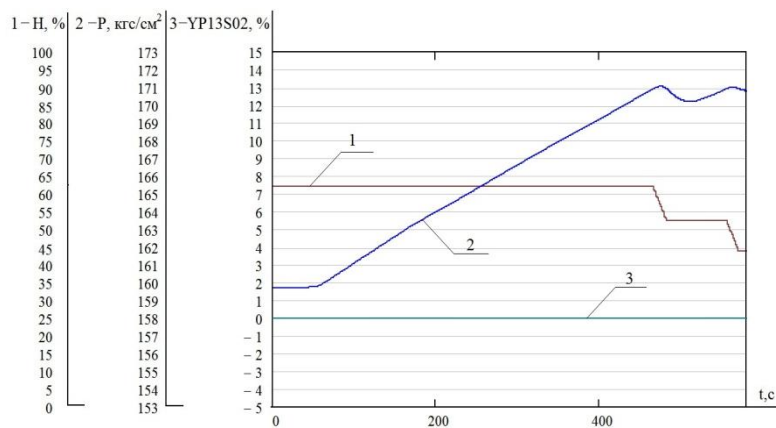


Рис. 2. Зависимости, снятые на аналитическом тренажере при повышении давления в первом контуре и заклинивании клапана впрыска: 1 – положение 10-й группы органов регулирования; 2 – давление в первом контуре; 3 – положение клапана «тонкого» впрыска

На рис. 3 показаны результаты симуляции на аналитическом тренажере аналогичного эксперимента с повышением давления в первом контуре, заклиниванием в закрытом состоянии «тонкого» и «грубого» впрыска в конденсатор, но с отказом срабатывания ПЗ-1. В данном случае при достижении давления $179,5 \text{ кгс/см}^2$ сработала аварийная защита.

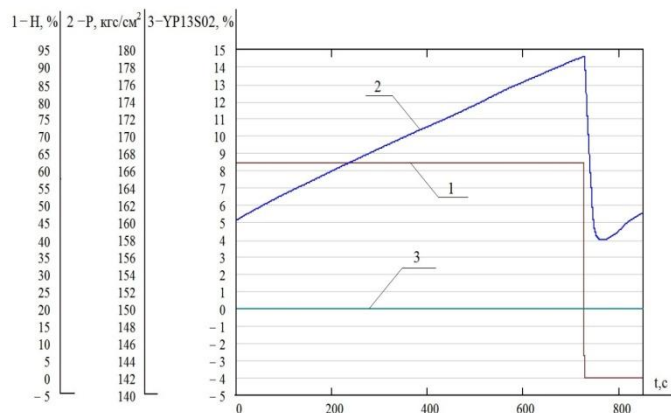


Рис. 3. Зависимости, снятые на аналитическом тренажере при повышении давления в первом контуре, заклинивании клапана впрыска и отказе срабатывания ПЗ-1: 1 – положение 10-й группы органов регулирования; 2 – давление в первом контуре; 3 – положение клапана «тонкого» впрыска

Симуляция действия защит и блокировок на аналитическом тренажере может облегчить последующее освоение на полномасштабном тренажере режимов с нарушениями нормальной эксплуатации.

Выводы

Разработаны компьютерные программы и методики прямого компьютерного моделирования, а также методики симуляции на аналитическом тренажере различных переходных процессов энергоблока с реактором ВВЭР-1000, что в комплексе может рассматриваться в качестве основы для предварительной подготовки оперативного персонала АЭС, позволяющей повысить эффективности подготовки в целом. Результаты работы внедрены в Учебно-тренировочном подразделении Калининской АЭС.

Summary

The pretraining system for NPP operating personnel in WWER-1000 is proposed. The basis of this system is computer simulation of reactor transients. The software packages and procedural guides for mathematical simulation of nuclear reactor kinetics are developed. The results of numerical experiments for the mode of fast deep primary circuit shut-down cooling are described. The simulation procedures on an analytical simulator of power unit for different technological modes are developed. The guidelines and operation manuals are adopted for this purpose. The simulation of protection and blocking is described in more detail.

Keywords: nuclear power plant, water-cooled power reactor, personnel training, mathematical modeling, numerical experiments, analytical simulators.

Литература

1. Свидетельство № 2014618789. Программный комплекс симуляции переходных процессов в ядерных реакторах: свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ / В.К. Семенов, М.А. Вольман; Иванов. гос. энерг. ун-т. № 2014616344; заявл. 02.07.2014; зарегистр. 28.08.2014.

2. 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.

3. Крючков В.П. Реакторная физика для персонала АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК: учебное пособие для персонала АЭС. М.: Энергоатомиздат, 2006. 288 с.

4. Western Services Corporation [официальный сайт]. URL: <http://www.ws-corp.com>.

Поступила в редакцию

19 октября 2016 г.

Вольман Мария Андреевна – старший преподаватель кафедры АЭС «Ивановского государственного энергетического университета имени В.И. Ленина», г. Иваново. Тел.: 8(908)567-37-37, 8(4932)26-97-18. E-mail: maria_volman@mail.ru.