

Выводы

1. Установлено, что погрешность в определении концентрации основных долгоживущих актиноидов (источники нейтронов) ОЯТ при использовании ППП ORIGEN-ARP не превышает 22 %, а значит и нейтронная составляющая радиационных характеристик, скорее всего, будет занижена на 20...30 %.
2. Концентрации продуктов деления (источники фотонов) определяются SCALE 5.0 гораздо точнее, погрешность составляет ~7 %.
3. Увеличение времени выдержки ОЯТ не ведет к существенному снижению нейтронной активности. Это объясняется тем, в ОЯТ основным источником нейтронного излучения является ^{244}Cm , а вклад спонтанного деления в нейтрон-

ную активность, обусловленную ^{244}Cm , достигает 94 %.

4. Уточнение вклада (α, n) -реакции для облученного в реакторе ВВЭР-1000 UO_2 в дальнейшем не потребуется.
5. Для перспективных керамических урановых топлив $(\text{U, Pu})\text{O}_2$, $\text{UN}/(\text{U, Pu})\text{N}$, $\text{UC}/(\text{U, Pu})\text{C}$, эксплуатирующихся в реакторах на быстрых нейтронах, вклад (α, n) -нейтронов существенно выше и может достигать 80 %. Поэтому требуется более детальная и точная информация об этих вкладах с учетом наличия легких примесей в этих типах топлива.

Работа выполнена в рамках реализации ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009–2013 гг. (Мероприятие 1.2.1. Номер контракта П777 от 20 мая 2010).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Okumara K., Mori T. Validation of a continuous-energy Monte-Carlo burn-up code MVP-BURN and its application to analysis of post irradiation experiment // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2000. – V. 24. – № 2. – P. 71–77.
2. Круглов А.К., Рудик А.П. Реакторное производство радиоактивных нуклидов. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 256 с.
3. Бойко В.И., Демянюк Д.Г., Кошелев Ф.П., Мещеряков В.Н., Шаманин И.В., Шидловский В.В. Перспективные ядерные топливные циклы и реакторы нового поколения. – Томск: ТПУ, 2005. – 490 с.

4. Буланенко В.И., Фролов В.В., Центр Э.М. Расчетная оценка выхода нейтронов (α, n) -реакции для многокомпонентных сред // Атомная энергия. – 1982. – Т. 53. – № 3. – С. 160–168.
5. Шаманин И.В., Буланенко В.И., Беденко С.В. Поле нейтронного излучения облученного керамического ядерного топлива различных типов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 2. – С. 97–103.

Поступила 04.10.2010 г.

УДК 621.039.517.5

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОГРАММЫ TRACE ДЛЯ СОЗДАНИЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА ИРТ-Т

Ю.Б. Чертков, А.Г. Наймушин

Томский политехнический университет
E-mail: agn@tpu.ru

Приведены основные особенности создания стационарной одноконтурной теплогидравлической модели реактора ИРТ-Т. Представлены результаты расчета модели в программе TRACE и варианты ее усовершенствования для анализа аварийных ситуаций на реакторе, связанных с потерей теплоносителя.

Ключевые слова:

Реактор, активная зона, первый контур теплоносителя, теплообменник, скорость теплоносителя, перепад давления на активной зоне, стационарные вычисления, расчет переходных процессов.

Key words:

Reactor, core, primary coolant loop, heat-exchanger, coolant velocity, core pressure drop, steady-state calculations, transient calculations.

Введение

Исследования параметров любого ядерного реактора не обходятся без теплогидравлических расчетов, которые состоят не только из расчетов активной зоны и ее элементов, но и из построения полномасштабных теплогидравлических моделей ядерных реакторов. Такие модели могут содержать различные элементы: корпус реактора, активную зону, трубо-

проводы, насосы, теплообменники, компенсаторы давления и другие. Важным этапом исследования параметров ядерного реактора являются теплогидравлические расчеты, начиная от простых одномерных и заканчивая полномасштабными трехмерными моделями ядерных реакторов, с помощью которых проводят расчеты стационарных и аварийных режимов, переходных процессов работы реактора.

Одной из таких программ является программа TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine), которая была разработана для проведения расчетов, связанных с потерей теплоносителя, а также для расчетов переходных процессов в реакторах типа PWR (*pressurized light-water reactor*) и BWR (*boiling light-water reactor*) [1].

Программа TRACE предназначена для вычисления в трехмерной геометрии теплогидравлических параметров потока теплоносителя различных по сложности контуров охлаждения реакторной установки. Полная гидродинамическая модель двухфазного потока определяет параметры газожидкостного теплоносителя и описывается 6-ю уравнениями сохранения массы, энергии и импульса, усредненными по времени:

$$\begin{aligned} \frac{\partial[(1-\alpha)\bar{\rho}_l]}{\partial t} + \nabla[(1-\alpha)\bar{\rho}_l\bar{V}_l] &= -\bar{\Gamma}, \\ \frac{\partial[\alpha\bar{\rho}_g]}{\partial t} + \nabla[\alpha\bar{\rho}_g\bar{V}_g] &= \bar{\Gamma}, \\ \frac{\partial[(1-\alpha)\bar{\rho}_l(e_l + V_l^2/2)]}{\partial t} + \nabla[(1-\alpha)\bar{\rho}_l(e_l + V_l^2/2)\bar{V}_l] &= \\ &= -\nabla[(1-\alpha)\bar{q}_l] + \nabla[(1-\alpha)(T_l\bar{V}_l)] + \\ &+ (1-\alpha)\bar{\rho}_l\bar{g}\bar{V}_l - \bar{E}_l + \bar{q}_{dl}, \\ \frac{\partial[\alpha\bar{\rho}_g(e_g + V_g^2/2)]}{\partial t} + \nabla[\alpha\bar{\rho}_g(e_g + V_g^2/2)\bar{V}_g] &= \\ &= -\nabla[\alpha\bar{q}_g] + \nabla[\alpha(T_g\bar{V}_g)] + \alpha\bar{\rho}_g\bar{g}\bar{V}_g + \bar{E}_g + \bar{q}_{dg}, \\ \frac{\partial[(1-\alpha)\bar{\rho}_l\bar{V}_l]}{\partial t} + \nabla[(1-\alpha)\bar{\rho}_l\bar{V}_l\bar{V}_l] &= \\ &= \nabla[(1-\alpha)\bar{T}_l] + (1-\alpha)\bar{\rho}_l\bar{g} - \bar{M}_l, \\ \frac{\partial[\alpha\bar{\rho}_g\bar{V}_g]}{\partial t} + \nabla[\alpha\bar{\rho}_g\bar{V}_g\bar{V}_g] &= \nabla[\alpha\bar{T}_g] + \alpha\bar{\rho}_g\bar{g} + \bar{M}_g, \\ \Gamma &= \frac{-(q_{ig} + q_{il})}{h'_v - h'_l}, \\ q_{ig} &= \frac{P_v}{P} h_{ig} a_i (T_{sv} - T_v), \\ q_{il} &= h_{il} a_i (T_{sv} - T_l), \end{aligned}$$

где l, g, v – подстрочные индексы, относящиеся к жидкости, газу и водяному пару соответственно; α – объемное газосодержание; ρ – плотность, кг/м³; V – скорость, м/с; Γ – межфазное массообменное отношение; e – внутренняя энергия, Дж; T – температура, К; q – межфазная теплопередача в единице объема, Вт/м³; h' – энтальпия, кДж/кг; h – коэффициент теплоотдачи, Вт/(м²·°C); P – давление, Па; a – межфазная площадь в единице объема, м⁻¹.

Для более детального анализа безопасности реакторной установки в систему может вводиться неконденсируемый газ, который может содержать различное число компонентов и смешиваться с во-

дяным паром. Седьмое уравнение описывает массовый баланс неконденсируемого газа:

$$\frac{\partial[\alpha X_k \rho_a]}{\partial t} + \nabla[\alpha X_k \rho_a \bar{V}_g] = 0, \\ \sum_{k=1}^N X_k = 1.$$

С помощью программы TRACE может быть выполнен детальный анализ теплопередачи в объеме активной зоны и компонентов контуров охлаждения. Теплопередача от твэлов вычисляется с использованием коэффициентов теплопередачи, зависящих от режимов работы.

Влияние на мощность реактора и его элементов изменения реактивности в переходных процессах учитывается в программе в точечном приближении (без учета пространственной зависимости) с 6-ю группами запаздывающих нейтронов:

$$\begin{aligned} \frac{dN}{dt} &= \frac{R - \beta}{\Lambda} N + \sum_{i=1}^I \lambda_i C_i + \frac{S}{\Lambda(1-R)}, \\ \frac{dC_i}{dt} &= -\lambda_i C_i + \frac{\beta_i N}{\Lambda}, \quad i = 1, 2, \dots, I, \end{aligned}$$

где N – плотность нейтронов в реакторе; t – время, с; R – реактивность реактора; β – общая доля запаздывающих нейтронов; β_i – доля запаздывающих нейтронов i -й группы; Λ – среднее время жизни мгновенных нейтронов, с; λ_i – постоянная распада ядер-предшественников запаздывающих нейтронов i -й группы, с⁻¹; C_i – эффективная концентрация предшественников i -й группы, нейтрон/см³; I – количество групп запаздывающих нейтронов; S – плотность внешних источников нейтронов.

Использованная в данной работе программа TRACE позволяет не только проводить расчеты аварийных режимов работы, но и по заданным параметрам отдельных элементов контура теплоносителя определять недостающие параметры и равновесные значения самих измеряемых параметров. Используя известные в некоторых точках контура охлаждения параметры теплоносителя в качестве начального приближения, программа итерационным путем в режиме реального времени определяет установившиеся (стационарные) значения этих параметров. Существует также возможность фиксации значений определенных параметров, которые известны с достаточной точностью. Это позволяет определять параметры контура теплоносителя во всех его частях, исследовать процесс их установления при запуске или остановке насосов.

Актуальность данной работы связана с предполагаемой конверсией активной зоны реактора ИРТ-Т [2] – переходом с высокообогащенного топлива (90 %) на низкообогащенное (20 %) и, как следствие, проведением ряда теплогидравлических расчетов, обосновывающих возможность такого перехода. Кроме того, изучается и возможность увеличения тепловой мощности реактора с 6 до 10...12 МВт.

Целью данной работы являлось создание стационарной теплогидравлической модели первого

контура реактора ИРТ-Т и ее тестирование, а также оценка возможности дальнейшего усовершенствования (создание полноценной двухконтурной модели реактора) для проведения расчетов нестационарных процессов ядерного реактора. В теплогидравлическую схему первого контура реактора ИРТ-Т кроме активной зоны входит бассейн реактора, трубопроводы и коллекторы, главные циркуляционные насосы и теплообменник. Эти элементы имеют определенные высотные расположения и наборы теплогидравлических параметров, которые контролируются разными, не связанными друг с другом, приборами, имеющими свои погрешности измерения. И, как следствие, некоторые параметры неизвестны с достаточной степенью точности.

В работе преимущественно использовались две программы. Создание расчетной модели было выполнено в программе SNAP [3], которая представляет собой интерфейс между пользователем и программой TRACE, в которой и проводились расчеты данной модели [4, 5]. SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Package) состоит из пакета интегрированных приложений, разработанных для создания и редактирования расчетной модели исследуемых контуров реакторных установок. Программа предоставляет гибкую среду для создания и редактирования модели, предназначенной для расчетов. SNAP поддерживает такие программы, как RELAP5, TRACE, CONTAIN, MELCOR, FRAPCON-3 и многие другие.

Создание расчетной модели реактора

При создании расчетной модели контура охлаждения ИРТ-Т учитывалось взаимное расположение активной зоны в бассейне реактора, насосов и трубопроводов, теплообменников и других емкостей. Модель представлена на рис. 1 с указанием основных элементов и высотных отметок их расположения, длин и диаметров трубопроводов.

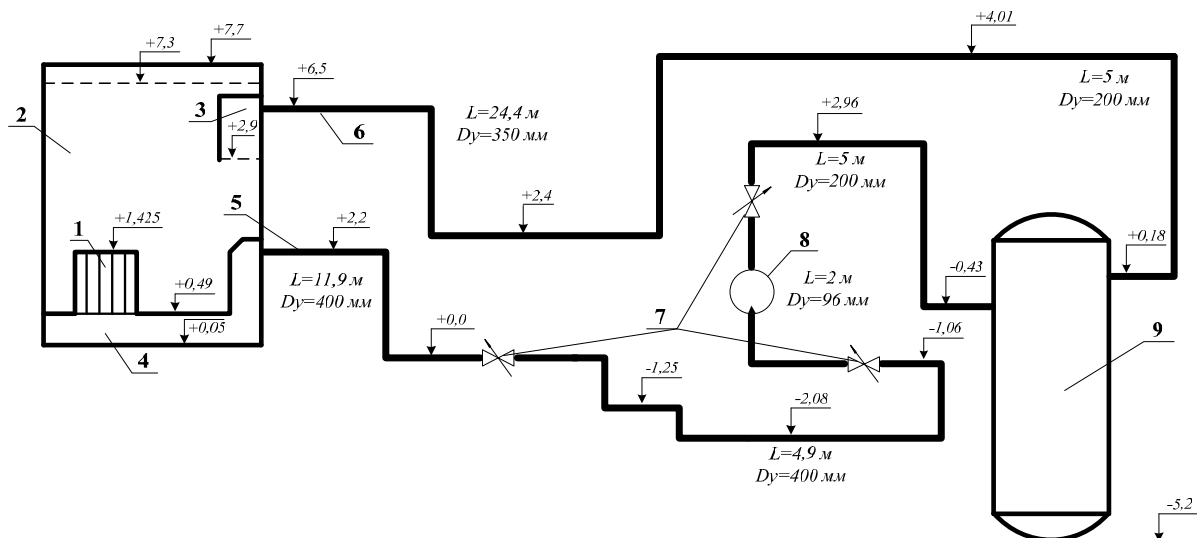


Рис. 1. Схематическая модель первого контура охлаждения реактора ИРТ-Т: 1) активная зона; 2) бассейн реактора; 3) распределительная емкость; 4) совмещенная задерживающая емкость; 5) всасывающий трубопровод; 6) напорный трубопровод; 7) электромеханические задвижки трубопроводов; 8) главные циркуляционные насосы и НАО; 9) теплообменник

Охлаждение активной зоны осуществляется водой бассейна реактора, прокачиваемой через нее главными циркуляционными насосами (ГЦН) и насосом аварийного охлаждения (НАО). Вода бассейна, пройдя активную зону сверху вниз, поступает в совмещенную задерживающую емкость объемом 3,8 м³. Из емкости вода по всасывающему трубопроводу диаметром 410×5 мм, врезанному в бак на высоте 2,2 м (ось трубопровода), поступает во внешнюю задерживающую емкость объемом 24 м³. Между баком реактора и внешней задерживающей емкостью установлена электrozадвижка Ду-400, предназначенная для перекрытия всасывающего трубопровода при ремонте оборудования первого контура.

При закрытии задвижки блокировкой исключается возможность включения любых насосов первого контура, способных перекачать воду из емкости в бак реактора. В нормальном режиме работы реактора функционируют два ГЦН, которые обеспечивают расход теплоносителя в первом контуре порядка 600 м³/ч. Вода из задерживающей емкости насосами подается в пять теплообменников. Поверхность теплосъема одного теплообменника равна 200 м². Из теплообменников вода по напорному трубопроводу поступает в распределительную емкость, установленную в баке реактора. Параллельно с ГЦН работает НАО активной зоны, предназначенный для отвода тепла от твэлов в случае остановки основных насосов при аварийном отключении электроэнергии, производительностью 50 м³/ч.

При создании расчетной модели активная зона задавалась в упрощенном виде, но так, чтобы обеспечить удовлетворительную сходимость параметров системы при расчете. При проведении расчетов в качестве постоянных параметров были приняты: номинальная мощность реактора — 6 МВт, средняя скорость движения теплоносителя через активную зону — 2,8 м/с.

**Анализ результатов расчета и возможности
усовершенствования модели
для проведения расчетов переходных процессов**

Согласно требованиям по эксплуатации реактора ИРТ-Т, температура теплоносителя на входе в активную зону на номинальном уровне мощности 6 МВт не должна превышать 317 К, а подогрев воды при проходе через тепловыделяющие элементы должен быть не более 10 К. Регламент работы реактора не допускает увеличения этих значений.

На рис. 2 приведен процесс установления стационарных температур теплоносителя на входе и выходе из активной зоны, полученный в результате расчетов. Пунктиром показаны определенные регламентом предельное значение температуры воды на входе в реактор и максимально допустимое значение на выходе до срабатывания предупредительной сигнализации.

Расчеты показывают, что процесс установления стационарных значений температур в первом контуре реактора ИРТ-Т продолжается не более 800 с после начала расчета (после включения насосов). После этого достигается стационарное распределение температур. Максимальное значение температуры теплоносителя на выходе из активной зоны в расчетной модели не превышает предельно-допустимого значения до срабатывания предупредительной сигнализации. Перепад температуры на активной зоне составляет в среднем:

$$\Delta T = T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}} = 323,8 - 318 = 5,8 \text{ К.}$$

При работе двух главных циркуляционных насосов и насоса аварийного охлаждения, в первом контуре поддерживается постоянный расход теплоносителя порядка 650 м³/ч. При таком расходе средняя скорость воды в зазорах тепловыделяющей сборки составляет 2,8 м/с. Расчеты показывают, что скорость теплоносителя через активную зону достигает своего стационарного значения после 800...1000 с после начала расчета и становится равной 2,68 м/с. Это на 0,12 м/с меньше принятого в техническом обосновании безопасности значения. Это снижение скорости не оказывает существенного влияния на коэффициент запаса до кризиса теплообмена.

Стационарное давление теплоносителя устанавливается гораздо быстрее — не более чем за 30...40 с после начала процесса расчета. Установившееся значение перепада давления на активной зоне равно:

$$\Delta P = P_{\text{вых}} - P_{\text{вх}} = 169,2 - 160,9 = 8,3 \text{ кПа.}$$

Одним из важных контролируемых параметров в реакторе является уровень воды в бассейне реактора, регламентное значение которого равно 7,3 м. При снижении уровня воды в бассейне реактора на 0,1 м срабатывает предупредительная сигнализация, а при снижении на 0,2 м — происходит аварийная остановка реактора. На рис. 3 представлен процесс установления стационарного уровня воды в бассейне реактора в расчетной модели.

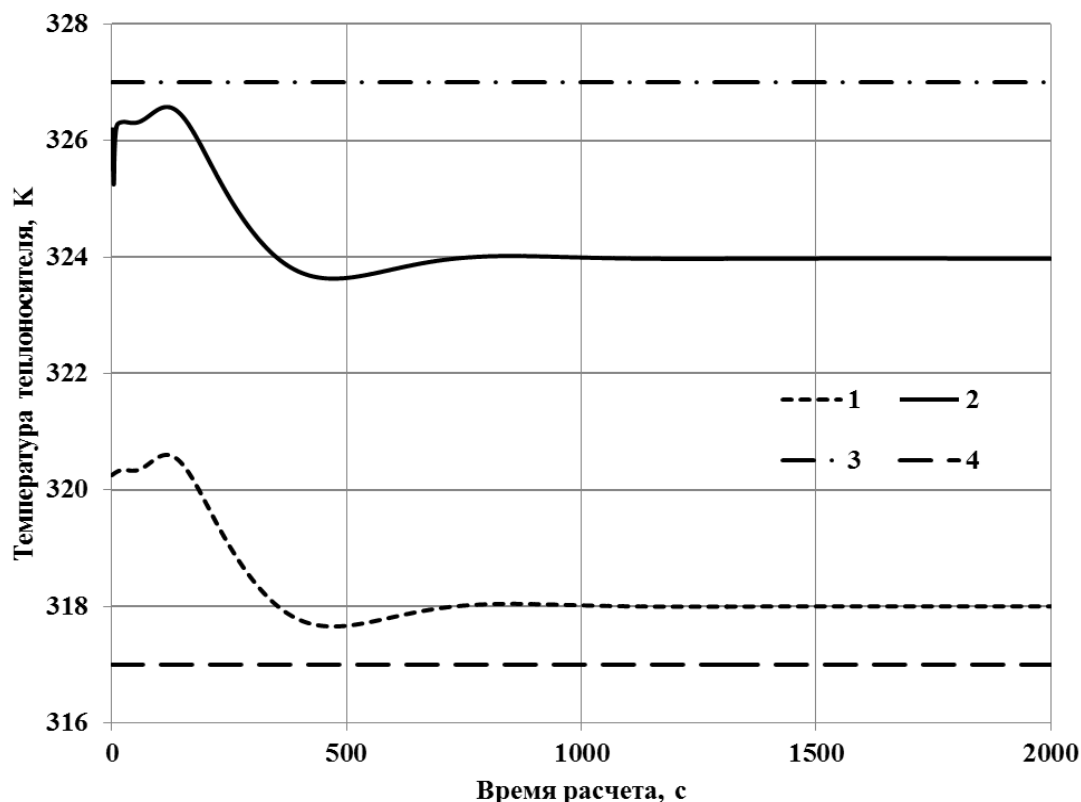


Рис. 2. Температура теплоносителя в активной зоне. Значение: 1) расчетное на входе; 2) расчетное на выходе; 3) максимально допустимое на выходе до срабатывания предупредительной сигнализации; 4) установленное регламентом на входе

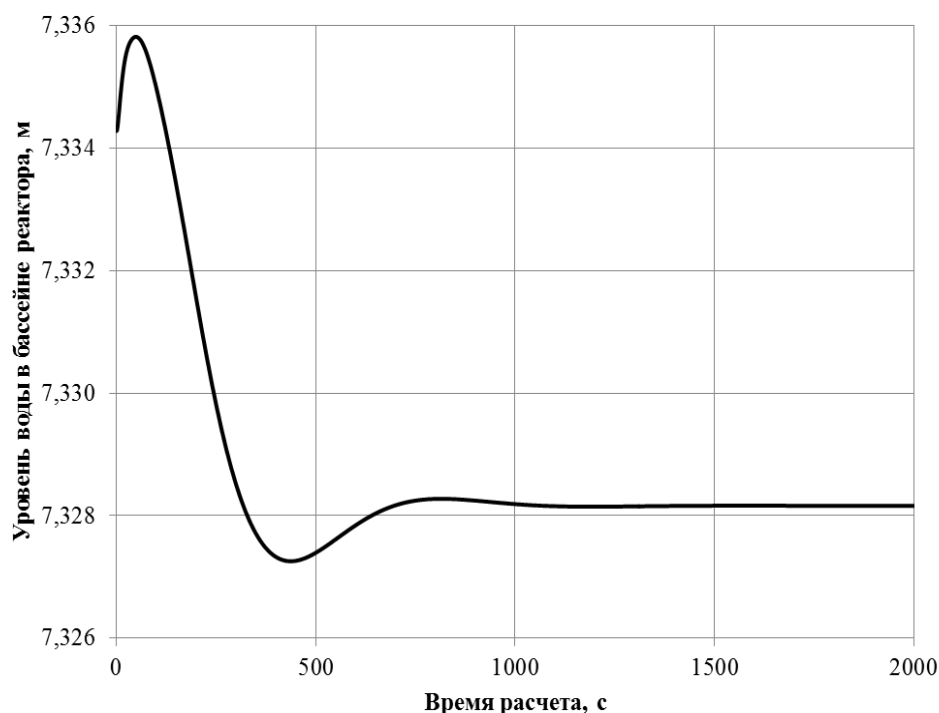


Рис. 3. Уровень воды в бассейне реактора в расчетной модели

Процесс установления стационарного значения уровня воды в бассейне реактора заканчивается после 800...1000 с расчета, а само расчетное значение уровня воды составляет 7,32 м. Это на 0,02 м больше установленного регламентом значения уровня теплоносителя в бассейне реактора при нормальной эксплуатации и не вызывает срабатывания предупредительной и аварийной сигнализаций.

Результаты расчетов с достаточной степенью точности согласуются с регламентированными значениями основных контролируемых параметров и не превышают уставок на срабатывание аварийной и предупредительной сигнализации. Эти данные могут быть в дальнейшем использованы для расчета переходных режимов и анализа различных аварийных ситуаций, связанных с потерей теплоносителя (остановка насосов первого контура, разрыв трубопроводов первого контура системы теплоотвода от реактора, отключение второго контура охлаждения и другие). Также предполагается усовершенствование разработанной модели, а именно, создание второго контура охлаждения, системы контроля технологических параметров и системы управления защиты реактора для получения полномасштабной теплогидравлической мо-

дели реактора ИРТ-Т. Программа TRACE предусматривает совместную работу с программой нейтронно-физического расчета активной зоны реактора PARCS. Используя такой подход можно проводить одновременно теплогидравлический и нейтронно-физический расчет реакторной установки.

Планируется усовершенствование полученной расчетной модели (описание второго контура охлаждения), проведение расчетов переходных процессов и аварийных ситуаций, в том числе при увеличении мощности реактора до 10...12 МВт.

Выводы

Для программы TRACE в среде SNAP разработана одноконтурная модель реактора ИРТ-Т с упрощенной активной зоной, теплообменниками, циркуляционными насосами и насосами аварийного охлаждения. Расчетные значения параметров близки к технически обоснованным. Исключением является средняя скорость водяного теплоносителя в активной зоне (отклонение не более 5 %). Установление стационарных значений теплогидравлических параметров первого контура реактора происходит за время, не превышающее 1000 с. Результаты расчетов хорошо согласуются с экспериментальными данными.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. U.S. Nuclear Regulatory Commission TRACE V5.0 Theory manual. Field Equations, Solution Methods and Physical Models. – Washington, DC 20555–0001, 2007. – 708 p.
2. Варлачев В.А., Гусаров О.Ф., Заболотнов С.А. и др. Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т. – Томск: Изд-во ТПУ, 2002. – 56 с.
3. Applied Programming Technology, Inc. Symbolic Nuclear Analysis Package (SNAP) User's Manual. – Bloomsburg, PA, 2007. – 86 p.
4. U.S. Nuclear Regulatory Commission TRACE V5.0 User's manual. V. 1: Input Specification. – Washington, DC 20555–0001, 2008. – 666 p.
5. U.S. Nuclear Regulatory Commission TRACE V5.0 User's manual. V. 2: Modeling Guidelines. – Washington, DC 20555–0001, 2008. – 416 p.

Поступила 07.09.2010 г.