

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ ДЛЯ РЕАКТОРА ВВЭР-1000

**А.А. Казанцев\*, В.В. Сергеев\*\*, В.И. Белозеров\*\*\*, А.Ю. Ефремов\*\*\***

*\* ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск*

*\*\* ГНЦ РФ- Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*

*\*\*\* Обнинский государственный технический университет атомной энергетики, г. Обнинск*



Представлены расчеты, демонстрирующие возможности теплофизической модели, и некоторые результаты 3D-моделирования динамики реактора ВВЭР-1000. Данная работа выполнена на основе трехмерной нестационарной неравновесной теплогидравлической двухфазной модели из шести уравнений и точечной модели кинетики реактора. Пустотный коэффициент реактивности демонстрируется на основе сценария аварии с отключением двух насосов и появлением в активной зоне пара.

**Ключевые слова:** ВВЭР-1000, модель кинетики и теплогидравлики, динамические теплогидравлические расчеты, КАНАЛ, TRAC, двухфазный режим.

**Key words:** VVER-1000, kinetic model of reactor, thermal-hydraulic 3D-dynamic calculations, KANAL code, TRAC, two-phase flow.

Большинство сотрудников атомных станции не являются оперативным персоналом, непосредственно управляющим реактором, но для них также важно формировать понимание основных особенностей реактора и существующих ограничений, связанных со спецификой реактора как источника энергии.

Данная работа является продолжением [1], в которой приведена использованная для учебного курса математическая постановка нейтронно-физической и теплофизической задач. Такая постановка длительное время была достаточной для расчетов по обеспечению безопасности реакторов, проводимых с использованием кода TRAC [3]. Результаты расчетов динамики по точечной нейтронно-физической модели реактора с обратными связями, включающими в себя теплофизические связи при возникновении кипения, в [1] были выполнены для нескольких сценариев с целью демонстрации борного и пустотного коэффициентов реактивности. В представленной работе более подробно показаны теплофизическая часть расчетов и нодализационная 3D-схема реактора.

В рамках учебного курса, предназначенного для неоперативного персонала, выполнялось численное моделирование с целью демонстрации влияния эффектов реактивности на динамику модели реактора ВВЭР-1000. Если температурный и мощностной коэффициенты реактивности поддаются анализу при помощи линейных и аналитических моделей, то изучение пустотного коэффициента реактив-

ности таким методом затруднено. Предсказание поведения реактора для изучения пустотного коэффициента реактивности является сложной вычислительной задачей. Пустотный коэффициент реактивности можно продемонстрировать только в специальных аварийных режимах работы реактора ВВЭР-1000.

Для создания условий, при которых срабатывает пустотный коэффициент реактивности, моделировалось номинальное состояние, затем последовательно останавливались два из четырех насосов с интервалом 1000 с. При сохранении мощности начинался разогрев и закипание теплоносителя в активной зоне расчетной модели корпуса реактора ВВЭР-1000. Моделирование пустотного коэффициента реактивности является сложной теплофизической задачей, поскольку возможно только для кода, который имеет двухфазную карту режимов в трехмерной модели сосуда. Без использования мощного расчетного кода изучение этого эффекта невозможно. Задача имеет порядка десяти степеней свободы. При расчете во времени и в расчетной области постоянно меняются режимы кипения, очень сильно изменяются коэффициенты теплоотдачи и коэффициенты гидравлического сопротивления при частичном осушении зоны. Существенно нелинейно ведут себя теплофизические свойства теплоносителя. Нейтронная физика за счет пустотного коэффициента реактивности тесно связана с теплофизикой. Все эти факторы были учтены в наших расчетах.

Расчеты позволяют устранить неправильные представления об изучаемом явлении, дают более глубокое понимание материала учебного курса, поскольку моделирование позволяет учитывать влияние большинства важных для анализа явлений. Имея описанную модель, можно выполнять расчеты при отклонениях параметров, моделировать аварийные режимы при вскипании теплоносителя в реакторе и т.д. На рис. 1 представлен изучаемый реактор ВВЭР-1000 [10].

В отличие от учебных задач расчеты по основанию безопасности в настоящее время выполняются с использованием динамических кодов, имеющих трехмерные нейтронно-физические и полностью неравновесные теплофизические модели. Начиная примерно с 2000 г. в ядерной отрасли США признано распыление сил и средств нецелесообразным и вместо поддержки разработки двух основных расчетных теплофизических кодов, которыми являются RELAP5 [6] и TRAC-P [3], начато развитие лучшего из кодов, которым был признан TRACE-5. В результате почти десятилетних работ значительно улучшилась достоверность расчетов, т.к. база теплофизических экспериментальных работ, на которые опирается код, выросла с 34 тестов (1997 г. – версия TRAC-P [3]) до 500 (2001 г. – версия TRAC-M [7]) и в настоящее время перевалила за 1000 (2007 г. – версия TRACE-5.0). Новая версия кода получила название TRACE-5 и предназна-

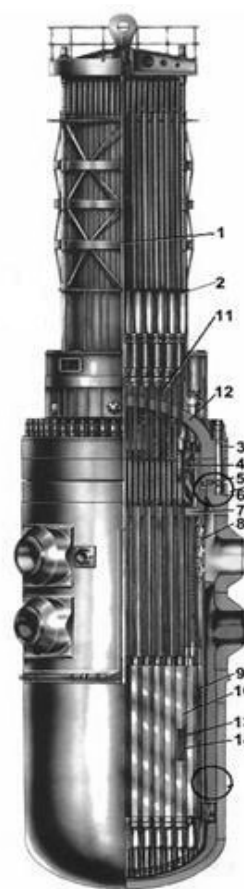


Рис. 1. Реактор ВВЭР-1000 в сборе: 1 – верхний блок; 2 – привод СУЗ; 3 – шпилька; 4 – труба для загрузки образцов-свидетелей; 5 – уплотнение; 6 – корпус реактора; 7 – блок защитных труб; 8 – шахта; 10 – топливные сборки; 11 – теплоизоляция реактора; 12 – крышка реактора; 13 – регулирующие стержни; 14 – топливные стержни

чена для выполнения расчетов по техническому обоснованию безопасности не только водо-водяных реакторов типов PWR, кипящих реакторов BWR, тяжеловодных реакторов типа CANDY, но и реакторов на быстрых нейтронах с натриевым и свинцово-висмутовым теплоносителями. Это расширение возможностей кода отражает повысившиеся требования к безопасности.

Следует сказать, что после получения ГНЦ РФ-ФЭИ лицензионной версии кода TRAC [3] он в течение более десяти лет использовался для решения многих практических задач, включая теплофизическое обоснование новых водо-водяных реакторов, кипящих реакторов типа ВК-50, кросс-верификации кодов TRAC и STEG на задачах трехмерного расчета ПГ ВВЭР-1000 и 3D-расчетах экспериментов для проверки пригодности кодов для расчета горизонтальных парогенераторов. Но во всех этих расчетах использовался только теплофизический блок кода, в то время как в данной работе были использованы более полно возможности кода при выполнении совместных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов.

Универсальный расчетный инструмент, каким является код TRAC, имеет модель для расчетов 3D динамики двухфазных кипящих баков, использованную в данной работе применительно к реактору ВВЭР. На базе полученного опыта был разработан код КАНАЛ, теоретической основой которого является код TRAC [3]. В отличие от прототипа в коде КАНАЛ в замыкающих соотношениях исправлены некоторые формулы на основании полученных в расчетах расхождений с экспериментальными результатами. В основном, использовались корреляции отечественной теплофизической школы [5].

Разработанная для учебного курса нодализационная 3D-схема части первого контура реактора ВВЭР-1000 (ограниченная 4 входными и 4 выходными патрубками корпуса) показана на рис. 2. На рисунке представлено RZ-сечение поля температуры в расчетной области. Более темная раскраска соответствует более высокой температуре. Крайняя справа вертикальная светлая полоса соответствует металлу корпуса, далее идет опускной кольцевой зазор между корпусом и обечайкой. В модели пористого тела во внутрикорпусном пространстве различными величинами пористости заданы активная зона и над ней – блок защитных труб.

На рис. 2 показано распределение температур в стационарном установившемся режиме для момента до начала аварии. Входная температура 290°C задается, средняя выходная температура соответствует подогреву теплоносителя 30°C, причем максимум температуры зависит от радиальной неравномерности энерговыделения в активной зоне реактора. Виден неравномерный характер нагрева теплоносителя в реакторе, что соответствует заданной неравномерности радиального энерговыделения с максимумом на оси реактора.

Приведенная картограмма является результатом работы постпроцессора для кода TRAC, поскольку проводить обработку трехмерных динамических полей без постпроцессора практически невозможно. В рамках учебного курса имеется возможность показа динамики любого из нескольких десятков параметров двухфазного течения в реакторе во всей расчетной области. Для хранения результатов расчета используется специально разработанная программа постпроцессора, преобразующая стандартный выходной файл решения в компактный бинарный формат и обеспечивающая хранение решения задачи для последующего просмотра и анализа.

Нейтронно-физические расчеты выполняются в нестационарной точечной постановке. Неравномерности распределения по высоте и радиусу активной зоны задаются таблично. Теплогидравлические расчеты проводятся на базе нестационарного полностью неравновесного приближения на основе шести уравнений

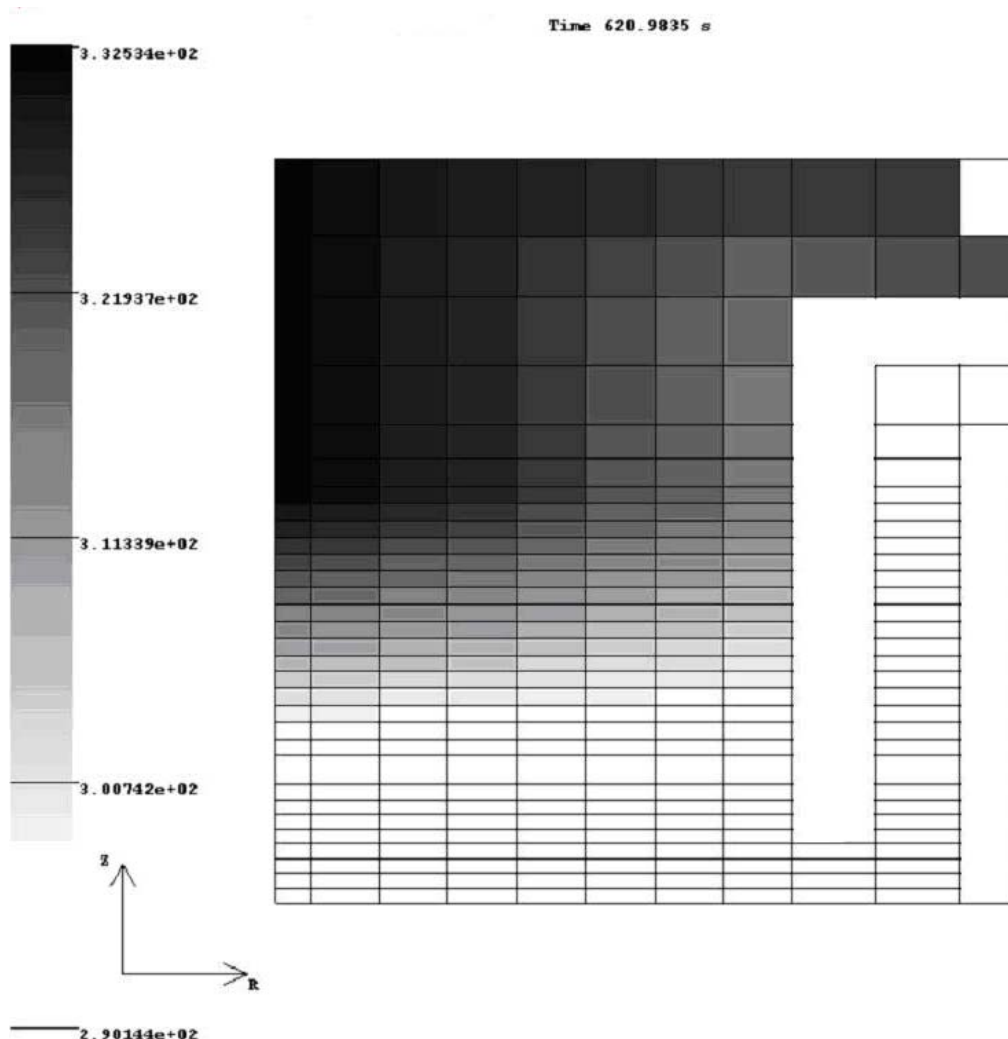


Рис. 2. Поле температуры теплоносителя  $T_l$ , °C в расчетной модели корпуса реактора ВВЭР-1000. Номинальный режим работы. Области без разбиения на клетки – это корпус реактора и обечайка. Более темный тон соответствует более высокой температуре

сохранения массы, энергии и импульса для двух сред – жидкости и пара. Дополнительным уравнением рассчитывается перенос борной кислоты. Необходимые значения параметров и констант для расчета кинетики реактора брались из [4].

После достижения установившегося режима по сценарию отключался один насос на 1000 секунде, затем второй насос на 2000 секунде расчета и наблюдалась нелинейная динамика с проявлением пустотного коэффициента реактивности. После остановки двух из четырех насосов начинается нагрев, а затем закипание теплоносителя (рис. 5) в активной зоне расчетной модели корпуса реактора ВВЭР-1000.

При этих условиях перепад давления на активной зоне изменяется в зависимости от мощности реактора, плотности теплоносителя, наличия кипения, неравномерности тепловыделения по радиусу зоны. В соответствии со снижением давления при вскипании теплоносителя происходит падение температуры насыщения и увеличение доли пара в активной зоне.

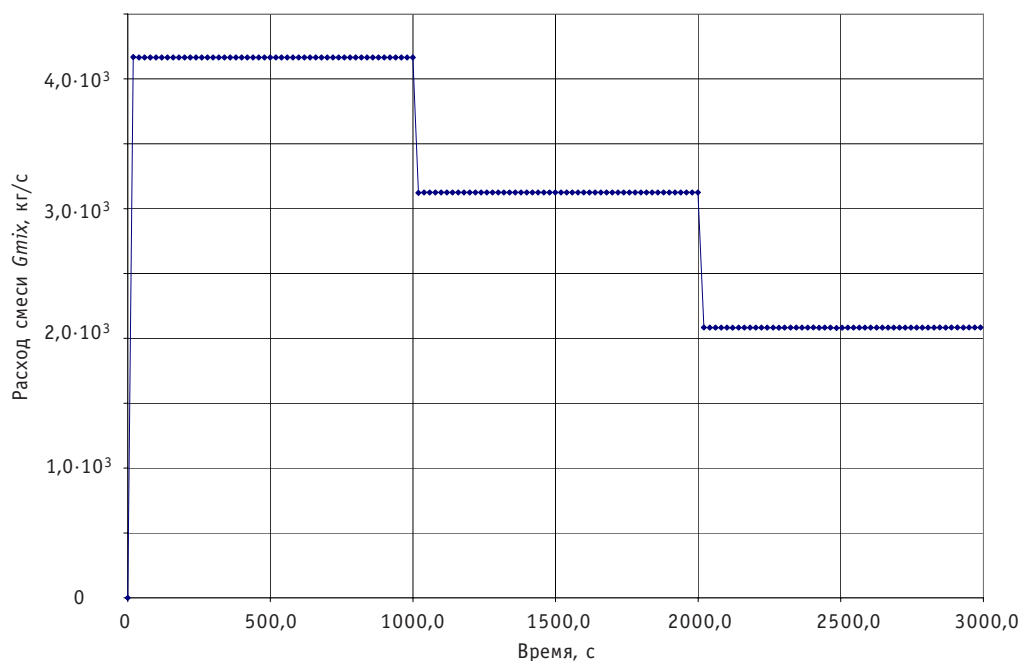


Рис 3. Изменение массового расхода теплоносителя через выходной патрубок первой петли в зависимости от времени

На рис. 4 показано изменение концентрации борной кислоты  $ConpB$  [ppm] в зависимости от времени. После остановки первого насоса при сохранении мощности реактора происходит нагрев теплоносителя до нового уровня, при этом снижается его плотность и пропорционально плотности уменьшается концентра-

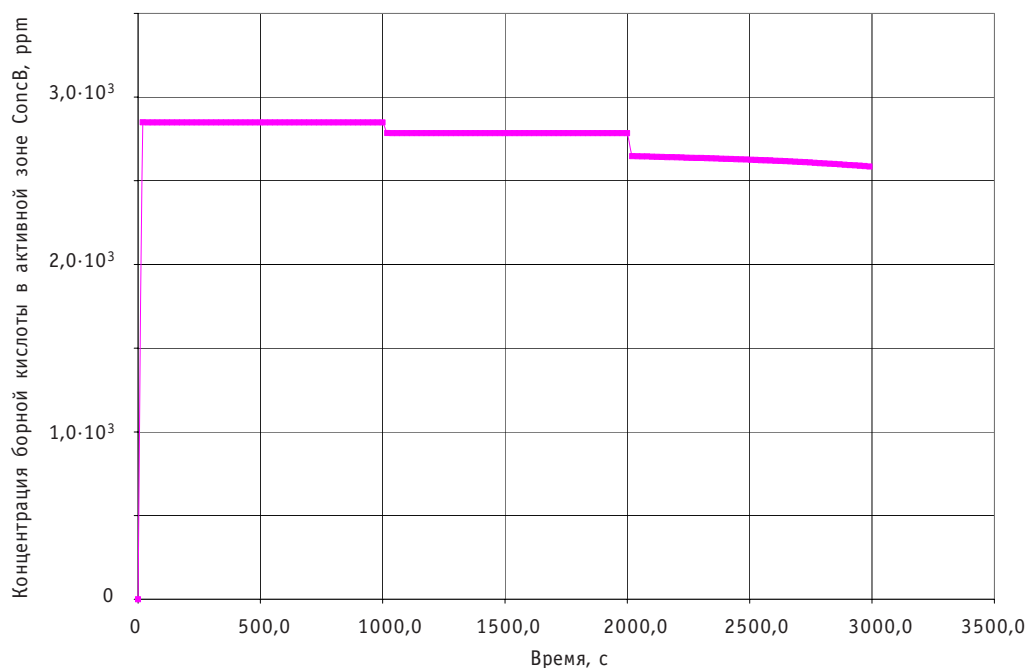


Рис. 4. Изменение концентрации борной кислоты  $C_b$  [ppm] в зависимости от времени. Усреднение концентрации проводилось по объему активной зоны

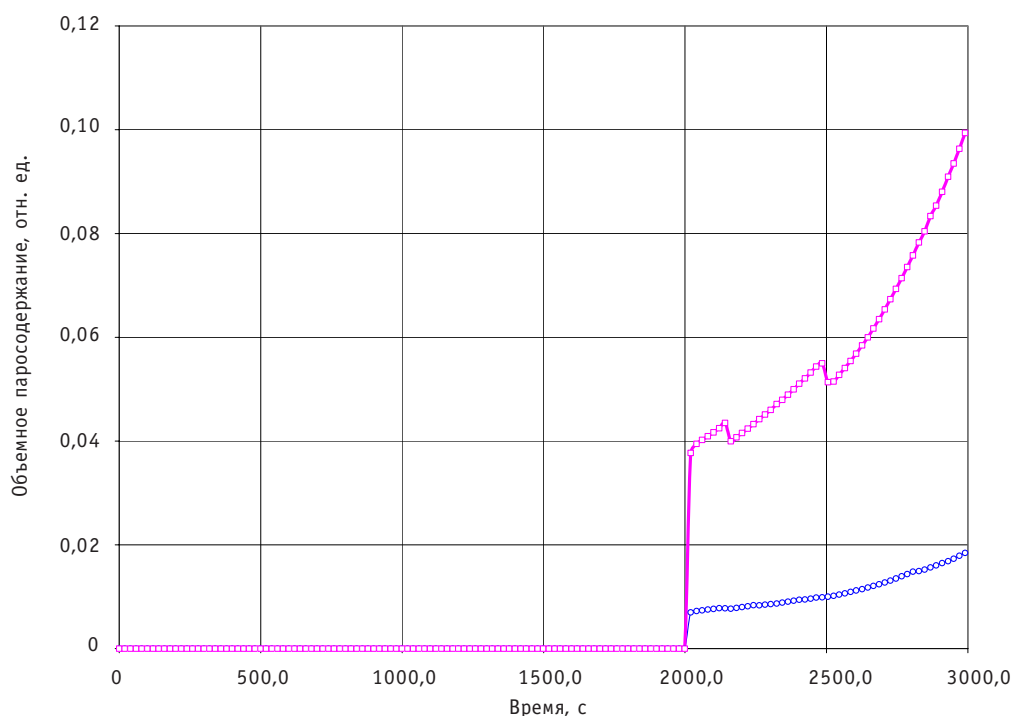


Рис. 5. Динамика изменения истинного объемного паросодержания в аварийном процессе. Среднее объемное паросодержание по активной зоне (○) и паросодержание в выходном патрубке (□) быстро увеличиваются, следуя за ростом тепловой мощности реактора

ция борной кислоты. Затем наступает новое стабилизированное состояние, при котором концентрация бора больше не меняется. При отключении второго насоса начинается кипение в активной зоне, вода вытесняется паром и соответственно в паровом объеме отсутствует борная кислота. Этим объясняется непрерывное нелинейное уменьшение ее концентрации при постоянном росте мощности в зависимости от действия пустотного коэффициента реактивности.

На рис. 5 показано изменение во времени истинного объемного паросодержания на выходе из корпуса и среднего объемного паросодержания в активной зоне. До 2000 секунды в контуре пара нет. Увеличение объемной доли пара начнется после этого момента вслед за отключением второго насоса.

В верхней части над центром активной зоны реактора объемное паросодержание достигает 47%, при этом среднее паросодержание не превышало 12% во время моделирования. Выходное паросодержание из активной зоны неравномерно по радиусу в соответствии с профилем радиального энерговыделения  $Kr(r)$ . Этот эффект усиливается падением расхода через кипящие каналы, т.к. происходит резкое увеличение гидравлического сопротивления при кипении.

Усредненная по объему активной зоны величина паросодержания поступает на вход модели точечной кинетики и при наличии положительного знака пустотного коэффициента реактивности обуславливает рост мощности реактора (при отсутствии управляющих воздействий органов СУЗ в модели). Теплофизические расчеты зависят от всех важных режимных и сценарных параметров, таких как величина мощности и кривая остаточного тепловыделения после сброса аварийной защиты, числа отключенных насосов, доли активной зоны, в которой образовался пар при кипении на оболочках твэлов.

Расчет проводился по упрощенной модели без учета работы органов СУЗ и при постоянной концентрации борной кислоты на входе. В теплофизической модели учитывались перенос и изменение концентрации борной кислоты в реакторе (в паре ее концентрация незначительна), влияющей через борный коэффициент реактивности на мощность реактора.

Представлены результаты расчета переходных процессов, выполненного для сопровождения учебного курса «Основы физики реакторов». Работа выполнялась с целью изучения эффектов реактивности на основе точечной модели кинетики реактора и трехмерной нестационарной неравновесной теплогидравлической двухфазной модели из шести уравнений, дополнительно к которым рассчитывалось уравнение переноса борной кислоты. Необходимость использования такой сложной постановки задачи вызвана режимом работы, в котором проявляется пустотный коэффициент реактивности. Продемонстрированы расчеты аварии с последовательным отключением одного и затем второго насосов в двух петлях реактора и появлением значительных объемов пара в активной зоне, что позволяет «включить» и изучать пустотный эффект в нейтронно-физической модели. Сложность получения решения связана с необходимостью учитывать появление нелинейных обратных связей между нейтронной физикой и двухфазной теплофизикой в модели реактора. Такая связь необходима в расчетах аварийных режимов в некипящих реакторах ВВЭР, а также для расчетов номинальных и нормальных переходных режимов кипящих аппаратов, таких как ВК-50.

### Литература

1. Белозеров В.И., Сергеев В.В., Казанцев А.А., Поздняков А.Н., Каньшев М.Ю. Нейтронно-физическая и теплогидравлическая модель ВВЭР-1000 для обучения персонала // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 2. С. 99–106.
2. Афров А.М., Андрущенко С.А., Украинцев В.Ф. и др. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность. – М.: Университетская книга, Логос, 2006. – 488 с.
3. TRAC-PD2. An advanced best-estimated computer program for pressurized water reactor loss-of-coolant accident analysis. NUREG/CR-2054, 1981.
4. Овчинников Ф.Я., Семенов В.В. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 359 с.
5. Казанцев А.А. Разработка теплогидравлического кода КАНАЛ и теплофизических моделей для тренажеров АС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 4. – С. 94–103.
6. Relap5/MOD3 Code Manual, Volume 1: Code Structure, System Models and Solution Methods, NUREG/CR-5535 1995 (Idaho national Laboratory) <http://www.inl.gov/relap5/r5manuals.htm>.
7. Spore J.W., Elson J.S. a.o., TRAC-M/FORTRAN 90 Version 3.0 Theory Manual, NUREG/CR-6724, July 2001 (Los Alamos National Laboratory), (<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/pubs/>).
8. Bestion D. Module de Base de CATHARE, Equations du Module Axial, Analyse Numerique du Module Axial SETH/LEML-EM/189-157, CEA Grenoble.
9. Symbolic Nuclear Analysis Package (SNAP) Users Manual, April 2007, Applied Programming Technology Inc.
10. Казанский Ю.А., Слекенич Я.В. Коэффициенты реактивности. Введение в динамику реакторов: Учебное пособие по курсам «Кинетика ядерных реакторов», «Динамика ядерных реакторов». – Обнинск: ИАТЭ, 2008. – 244 с.

Поступила в редакцию 20.12.2008



**УДК 621.039.7**

*Selfdisposal of High Level Radioactive Waste* \A.Y. Fedorovskiy, M.A. Skachek; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 1 table. – References, 10 titles.

In this work one of perspective alternative method of localisation of a radioactive waste a self-disposal of a high level active waste is considered. The calculations confirming basic possibility of realisation of the chosen method are carried out, its merits and demerits are noted.

**УДК 621.039.5**

*Investigation of Nuclear Materials Neutron Background from ( $\alpha$ , n)-Reactions with Light Elements* \V.A. Yufereva, A.N. Shmelev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 8 titles.

The intensifying of internal neutron source of nuclear materials causes the increasing of their proliferation self-protection. This work deals with investigations of neutron background intensifying by ( $\alpha$ ,n)-reactions with light elements (LE). In accordance with the production reports of manufacturing plants, LE isotopes appear in nuclear fuel as inevitable impurities from application of some nuclear technologies.  $^{232}\text{U}$  was chosen as a source of additional alpha-particles in nuclear fuel. The changes of neutron background can be provided by changing of LE quantities or increasing of alpha-particle source, also by changing delay time of nuclear fuel after fabrication. Neutron yield per second from mass unit served as criterion of fuel self-protection.

Also this article contains the evaluation of dependence of neutron background on  $^{235}\text{U}$  content in the product at re-enrichment of 20%-uranium.

**УДК 621.039.534**

*Experimental Investigations of Efficiency of Heat-Carrier Flow Mixing for Choosing the Optimal Design of Alternative Fuel Assemblies of Reactors VVER* \S.M. Dmitriev, S.S. Borodin, A.N. Ershov, M.A. Legchanov, D.A. Nyrkov, D.N. Solncev, A.E. Khrobostov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 10 pages, 1 table, 10 illustrations. – References, 5 titles.

In this article the results and analysis of experimental data on investigation of the local mass transfer and hydrodynamic of heat-carrier flow in alternative fuel assembly of reactor VVER at using different design of mixing grids are submitted. Due to results of investigations a turbulent diffusion coefficient of heat-carrier flow in alternative fuel assemblies of reactor VVER with mixing grids was defined. Finding makes it possible to show the features of turbulent heat-carrier flow in fuel assemblies with mixing grids and to use in the capacity of database for thermotechnical calculation of core of reactors VVER.

**УДК 621.039.51**

*Simulation of Dynamic Processes for VVER-1000 Reactor* \A.A. Kazantsev, V.V. Sergeev, V.I. Belozеров, A.Yu. Efremov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 5 illustrations. – References, 10 titles.

The calculations showing the opportunity of thermal physic model and some results of 3D-dynamic modeling of VVER-1000 reactor are presented. Present paper is performed on the basis of 3D-transient non-equilibrium thermal – hydraulic two-phase model from 6 equations and point kinetic model of reactor. Void reactivity coefficient was shown based upon accident scenario with switching-off of 2 pumps from 4 and arising into reactors core volume of steam.

**УДК 621.039.5**

*Speed Propagation of Waves of Pressure in Technological Channels of Reactor БМК-1000* \K.N. Proskuryakov, D.A. Parshin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 11 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 13 titles.