

СОДЕРЖАНИЕ

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

- В.И. Велькин, Д.С. Комоза, А.Ю. Крутиков, В.В. Хныкина*
Микропроцессорный блок управления комплексным диагностическим стендом для исследований
вибраций трубопроводов АЭС 4
- А.М. Загребаев, И.В. Ожегин*
Разработка автоматизированной системы по обнаружению тепловыделяющей сборки с негерметичным
тепловыделяющим элементом 9
- А.В. Некрасов, К.Н. Проскураков*
Методы и средства управления ресурсом основного оборудования на АЭС 17
- В.К. Семенов, Д.С. Румянцев*
Разработка электронного паспорта прогноза состояния трубочки парогенератора АЭС с ВВЭР 27

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

- С.Ю. Синовец, С.В. Пяткова, Г.В. Козьмин*
Экспериментальное обоснование использования аллиум-теста в радиоэкологическом мониторинге 32

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

- П.Е. Каплар, И.С. Лисицын, П.В. Марков, Н.А. Марчихина*
Разработка расчетной модели и анализ некоторых переходных процессов в РУ КЛТ-40С
с использованием кода SERPENT 39
- А.Л. Черезов, Н.В. Щукин*
Модуль пространственной нейтронной кинетики программного комплекса РОСА 48

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

- А.Г. Горюнов Ю.А. Чурсин, К.В. Турецков*
Система управления экстракционной колонной 56
- А.А. Мухлынин, В.И. Слободчук*
Расчет главного разъема ГЦНА-1391 в разных режимах работы 66

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

- А.Ю. Федоровский, М.А. Скачек*
Самозахоронение высокоактивных радиоактивных отходов 74
- В.А. Юферева, А.Н. Шмелев*
Исследование уровня нейтронного фона в ядерных материалах за счет (α, n)-реакций на легких элементах 82

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

- С.М. Дмитриев, С.С. Бородин, А.Н. Ершов, М.А. Легчанов, Д.А. Нырков, Д.Н. Солнцев, А.Е. Хробостов*
Экспериментальные исследования эффективности перемешивания теплоносителя в обоснование
выбора оптимальной конструкции ТВСА для внедрения в реакторы типа ВВЭР 88
- А.А. Казанцев В.В. Сергеев, В.И. Белозеров, А.Ю. Ефремов*
Моделирование переходных процессов для реактора ВВЭР-1000 98

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- К.Н. Проскураков, Д.А. Паршин*
Скорость распространения волн давления в технологических каналах реактора РБМК-1000 105

К ЗАЩИТЕ ДИССЕРТАЦИЙ

- Ю.В. Волков, Д.С. Самохин, А.В. Соболев, М.Ю. Канышев, С.Л. Лычаков, С.Н. Слынев*
Результаты разработки методов экспертного опроса и оценки с их помощью показателей надежности
персонала энергоблока АС при действиях в переходных и аварийных режимах 116
- А.В. Иттов, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников*
Задача оптимизации уровня для обнаружения разрядки в наблюдаемом случайном процессе 125
- В.А. Климова, В.М. Пахалуев, С.Е. Щеклеин*
Геометрические и гидродинамические характеристики ВТГР с радиальной раздачей теплоносителя 130
- И.В. Шаманин, А.В. Годовых, П.А. Селезнев*
Особенности резонансного поглощения нейтронов в торийсодержащих размножающих системах,
вызванные изменением отношения объемов замедлителя и топлива 135

CONTENTS

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>V.I. Velkin, D.S. Komoza, A.Y. Krutikov, V.V. Khnikina</i> The Microprocessor Unit Controlling the Complex Diagnostic Test Bench for Vibration Examination of Pipelines of Nuclear Power Plants	4
<i>A.M. Zagrebayev, I.V. Oghegin</i> Development of Automatic System by Expose Fuel Channel with Non-Hermetic Assemblies	9
<i>A.V. Nekrasov, K.N. Proskurjakov</i> Methods and Control Facilities the Resource of the Capital Equipment on the Nuclear Power Plant	17
<i>V.K. Semenov, D.S. Romyancev</i> Designing of Electronic Passport for Forecast of Condition of the Pipe-Heater Steam Generator	27

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

<i>S.Y. Sinovets, S.V. Pyatkova, G.V. Kozmin</i> Ecological bases of Application the Allium-Test in Ecological Monitoring	32
--	----

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

<i>P.E. Kaplar, I.S. Lisitsin, P.V. Markov, N.A. Marchikhina</i> Development of Calculation Model and Analysis of Some Transition Processes in KLT-40S Reactor with SERPENT Code	39
<i>A.L. Cherezov, N.V. Shchukin</i> Spatial Neutron Kinetic Module of ROSA code	48

NUCLEAR POWER PLANTS

<i>A.G. Gorunov, Y.A. Chursin, K.V. Turetskov</i> Control System of Extraction Column	56
<i>A.A. Mukhlynin, V. I. Slobodchik</i> Calculation of Main Joint of MCPA-1391 under Different Operation Conditions	66

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

<i>A.Y. Fedorovskiy, M.A. Skachek</i> Selfdisposal of High Level Radioactive Waste	74
<i>V.A. Yufereva, A.N. Shmelev</i> Investigation of Nuclear Materials Neutron Background from (α, n)-Reactions with Light Elements	82

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

<i>S.M. Dmitriev, S.S. Borodin, A.N. Ershov, M.A. Legchanov, D.A. Nyrkov, D.N. Solncev, A.E. Khrobostov</i> Experimental Investigations of Efficiency of Hear-Carrier Flow Mixing for Choosing the Optimal Design of Alternative Fuel Assemblies of Reactors VVER	88
<i>A.A. Kazantsev, V.V. Sergeev, V.I. Belozarov, A.Yu. Efremov</i> Simulation of Dynamic Processes for VVER-1000 Reactor	98

SIMULATION OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES

<i>K.N. Proskuryakov, D.A. Parshin</i> Speed Propagation of Waves of Pressure in Technological Channels of Reactor РБМК-1000	105
---	-----

H.D. PRESENTATION

<i>Yu.V. Volkov, D.S. Samokchin, A.V. Sobolev, M.Y. Kanishev, S.L. Lichakov, S.N. Slinev</i> The results of the Development of the Experts Questioning Methods and based on them the Estimation of the NPP Staff Reliability Indices	116
<i>A.V. Igitov, O.M. Gulina, N.L. Salnikov</i> The problem of Level Optimization for Disorder Detection in Observed Random Process	125
<i>V.A. Klimova, V.M. Pahaluev, S.Ye. Sheklein</i> Geometrical and Hydrodynamic Features of the Radial Coolant Distribution HTGR	130
<i>I.V. Shamanin, A.V. Godovich, P.A. Seleznev</i> Features of Resonant Absorption of Neutrons in ThoriumContaining Multiply Systems, Caused by Change in Ratio of Moderator Volume and Fuel Volume	135

Уважаемые читатели!

Вам представлен сегодня необычный формат нашего журнала, состоящего из двух частей. В первой, основной по размеру и смыслу, части размещены статьи, подготовленные студентами старших курсов вузов вместе со своими руководителями. Эти статьи были отобраны на конкурсной основе по результатам докладов на итоговой конференции «Знания молодых ядерщиков – атомным станциям». Перед публикацией статьи прошли обычную для журнала процедуру рецензирования.

Проведение конкурса – это одна из акций, предпринятая концерном «Энергоатом» и направленная на пробуждение интересов к атомной науке и технике, к решению проблемы передачи и сохранения знаний. Сохранение и передача знаний имеет особенное значение для ядерной энергетики, которая длительное время находилась не в лучшем положении и теряла кадры, и знания. В преддверии ренессанса атомной энергетики передача знаний имеет чрезвычайное значение, поскольку носители критических знаний за время застоя стали и становятся существенно старше и поэтому надо спешить. В этом смысле акция концерна «Энергоатом» является и важной, и своевременной.

Вторая, существенно меньшая по объему, часть содержит статьи аспирантов, подготовленные вместе со своими руководителями. Мы не стали разделять этот немногочисленный по количеству работ раздел на обычные для журнала рубрики.

Редколлегия журнала

МИКРОПРОЦЕССОРНЫЙ БЛОК УПРАВЛЕНИЯ КОМПЛЕКСНЫМ ДИАГНОСТИЧЕСКИМ СТЕНДОМ ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЙ ВИБРАЦИЙ ТРУБОПРОВОДОВ АЭС

В.И. Велькин, Д.С. Комоза, А.Ю. Крутиков, В.В. Хныкина
*ГОУ ВПО «Уральский государственный технический университет – УПИ»
им. первого Президента России Б.Н. Ельцина*



Представлены результаты исследований пассивных завихрителей для снижения уровня вибраций в трубопроводах с двухфазным течением. Показаны конструкции устройств. Дано обоснование повышения расходных параметров двухфазной смеси на экспериментальном стенде. Представлены расходные характеристики, обеспечивающие получение качественно новых параметров двухфазной смеси для дальнейших исследований. Представлен вид микропроцессорного блока управления экспериментальным стендом.

Ключевые слова: двухфазный поток, снижение вибраций трубопроводов, пассивный завихритель, микропроцессорный блок управления.

Key words: two-phase flow, decreasing of vibration of pipelines, passive swirler, microprocessor controlling unit.

Возникновение вибраций в трубопроводах энергетического оборудования является частой причиной выхода из строя трубопроводов, систем теплообмена и приводит к значительным затратам по восстановлению их герметичности и ресурса.

Для устранения или снижения уровня вибраций трубопроводов используются различные активные и пассивные устройства, описанные в [1].

Одной из важных задач при решении проблемы снижения вибраций в трубопроводах является оптимизация геометрии устройств, воздействующих на гидродинамику двухфазного потока. В работах, выполненных в УГТУ–УПИ, были исследованы пять типов вставок-завихрителей: шнековый, ленточный, пластинчатый, лепестковый и канатовидный (рис. 1).

На этапе исследования характеристик вибраций трубопровода с каждым типом вставки было проведено несколько сот экспериментов, получены первичные данные и на их основе построены графики зависимости эффективности снижения виброперемещений от типа вставки и паросодержания двухфазного потока при различных числах Рейнольдса.

На практике для снижения вибраций в трубопроводах применяются разнообразные гасители как активного, так и пассивного типов. В числе пассивных ранее были исследованы вставки-завихрители шнекового типа, которые показали незна-

© *В.И. Велькин, Д.С. Комоза, А.Ю. Крутиков, В.В. Хныкина, 2009*

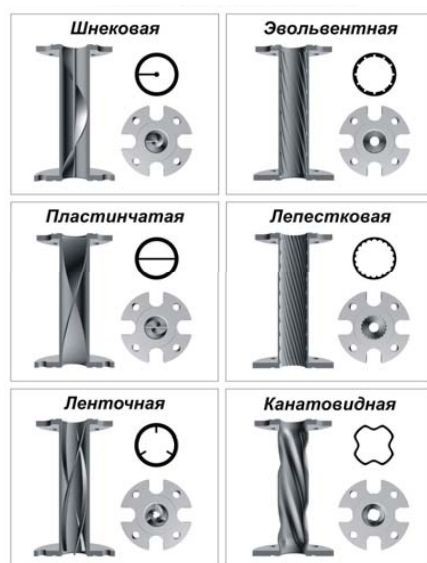


Рис. 1. Основные конструкции и схемы вставок-завихрителей

чительный эффект. Поэтому была предложена конструкция вставок с эвольвентными канавками на внутренней поверхности участка перед поворотом трубопровода (рис. 2) [2].

Для исследования влияния завихрителей был проведен ряд экспериментов, направленных на определение эффективности устройств по снижению вибрации трубопроводов.

Методика экспериментов заключалась в следующем. Завихрители устанавливались на входе в поворотный участок, и по трубопроводу подавался двухфазный поток. Изменяя объемные расходы воды и воздуха, создавали различные режимы течения фаз, характеризующиеся соответствующими расходными параметрами. После проведения экспериментов с одним типом вставок выполнялись такие же измерения со вставками-завихрителями другой внутренней геометрии.

Расходное объемное содержание фаз определялось из соотношения

$$\beta := \frac{v''}{v' + v''},$$

где v' , v'' – объемные расходы жидкой и паровой фаз.

Измерения проводились при $\beta = 0; 0,5; 0,667; 0,75$ и значениях чисел Рейнольдса 2000, 4000, 6000 и 8000. Для определения частот, на которых возникают ре-

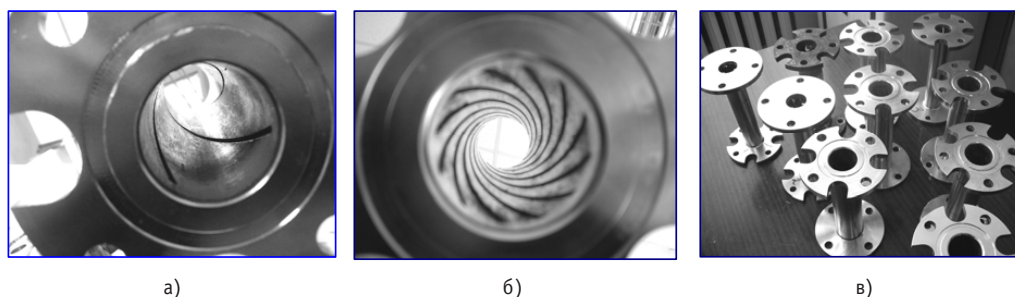


Рис. 2. Фото вставок-завихрителей с эвольвентными канавками: а) с 3 канавками; б) с 12 канавками; в) исследуемые вставки-завихрители

зонансы, виброанализатором СД-12М были получены спектры вибраций при различных режимах двухфазного потока.

По спектрам, полученным на трубопроводе с гладкими поверхностями, установлено, что максимальные значения виброскорости возникали на частотах 1,6, 2,9 и 6,7 Гц.

При использовании, например, вставки с тремя канавками (3К) наиболее выражена частота 2,9 Гц. Применение вставки с 18 канавками (18К) смещает частоту возникновения пиков до 6,7 Гц. При сравнении спектров, полученных с использованием вставок-завихрителей, со спектрами трубы с гладкими стенками максимальное значение виброскорости уменьшалось практически на всех режимах.

По полученным спектрам можно сделать заключение о смещении резонансных частот, но не о величине изменения вибрации. С целью определения величин изменения вибрации необходимо было использовать измерения уровней среднеквадратичных значений (СКЗ) виброперемещения и виброскорости.

Для определения СКЗ виброхарактеристик в приборе задавалось количество измерений. В данном случае было выбрано 15 измерений (отсчетов). В качестве эталонных были взяты уровни СКЗ виброхарактеристик, полученные на гладких непрофилированных поворотных участках труб. Приведенные на рис. 3 относительные значения показывают изменение уровней виброперемещений в сравнении с эталонными значениями.

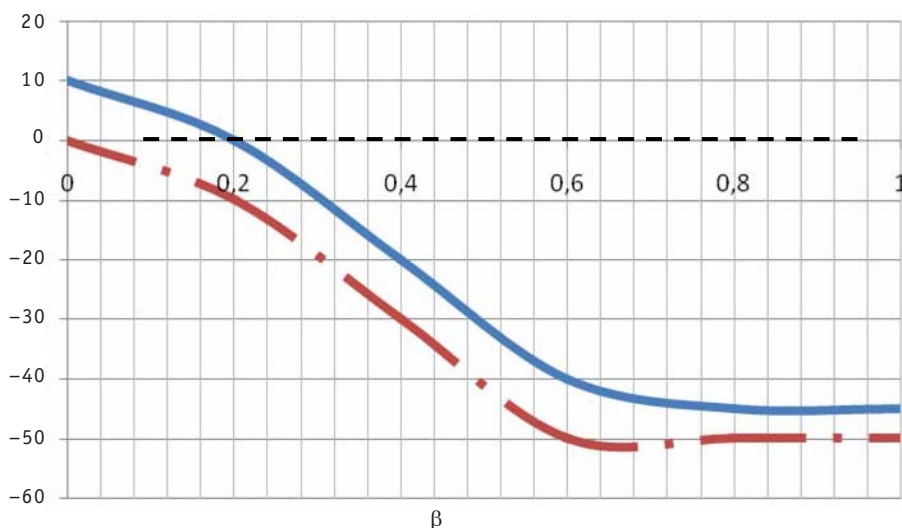


Рис. 3. Относительная зависимость СКЗ виброперемещения трубопровода от паросодержания потока: --- — завихритель типа 9К; - · - — завихритель типа 18К

Из графиков видно, что относительное снижение виброперемещения характерно для каждого из исследуемых типов завихрителей. Однако наибольшим эффектом, как установлено, обладает вставка-завихритель с максимальным числом эвольвентных канавок (18), которая снижает относительную вибрацию до 40–50% при среднеквадратичном значении ошибки 15%. Наибольший эффект наблюдался в диапазоне расходных паросодержаний, соответствующих $0,5 < \beta < 0,8$.

Важным этапом исследований явилась модернизация исследовательского стенда и перевод на новую элементную базу КИП. Этот этап был реализован в рамках инновационной программы вуза и Научно-образовательного центра, объединяющего физико-технический и теплоэнергетический факультеты УГТУ–УПИ.

Цель данного этапа отражена в названии статьи и заключается в разработке и



Рис.4. Вид на шкаф с микропроцессорной системой управления экспериментальным стендом

создании микропроцессорного блока управления функциями комплексного диагностического стенда для исследований вибраций в трубопроводах с двухфазным потоком. Для этого был разработан и смонтирован шкаф управления (рис. 4).

Выполненные исследования продемонстрировали эффективную работу пассивных устройств завихрителей и их влияние на снижение вибраций участков трубопроводов до 15–25%. Однако насос и компрессор экспериментального стенда не обеспечивали достаточные параметры двухфазной смеси, ограничивающиеся начальной неустойчивой стадией снарядного режима.

В связи с этим одной из локальных задач являлся гидравлический расчет трубопровода и выбор современной базы КИП, способной обеспечить контроль и управление расходом по воде 0–30 м³/ч и расходом по воздуху 0–35 м³/ч (Dy40), а также функционирование в автоматическом режиме с регистрацией параметров двухфазной среды. Эта задача была успешно реализована авторами дипломной работы.

Блок-схема микропроцессорного блока управления экспериментальным стендом представлена на рис. 5. Показан фрагмент участка трубопровода, состоящий из узла смешения воды и воздуха для формирования двухфазного потока 1, экспериментальная вставка-завихритель 2 и участок регистрации виброперемещения трубопровода 3.

Основными элементами блок-схемы являются

- ЧРПН – частотно-регулируемый привод насоса;
- ЧРПК – частотно-регулируемый привод компрессора;
- ЗГЗ – задатчик геометрии завихрителя;
- СД-12М – виброанализатор СД-12М;
- SW-9 – программный комплекс на базе пакета «Solid Works-9».

В ходе исследований на участке 1 экспериментального стенда [4] формировались различные режимы течения двухфазной смеси, описываемые расходными характеристиками (числами Re) и соотношениями объемов фаз (β).

На участке 2 происходило пассивное воздействие на структуру движущегося потока за счет различной геометрии внутренней поверхности завихрителя.

На участке 3 снимался сигнал, характеризующий виброперемещение участка трубопровода с гладкой внутренней поверхностью участка 2 или с применением на этом участке завихрителя.

Частотно-регулируемые приводы компрессора и насоса позволяли добиться

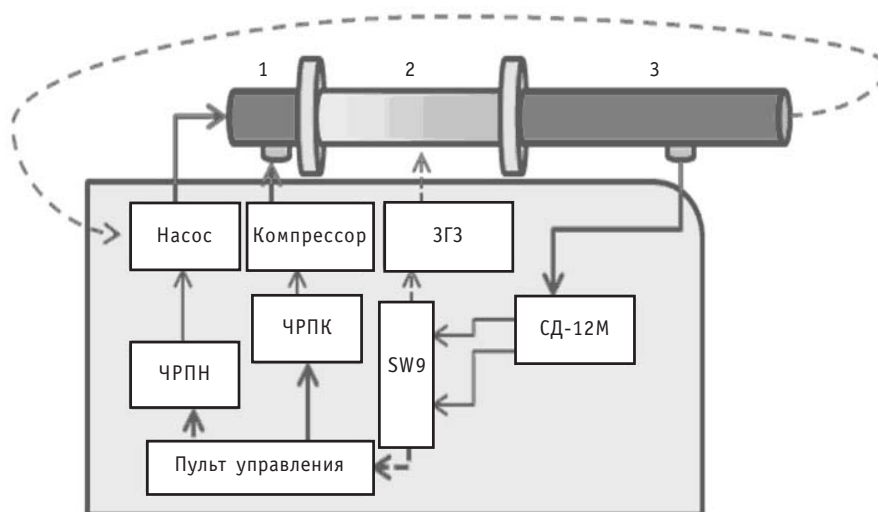


Рис. 5. Блок-схема микропроцессорного блока управления

высокой повторяемости результатов при формировании двухфазного потока и повысить точность измерений для сопоставления эффективности различных типов завихрителей.

Программный комплекс на базе пакета «Solid Works 9» и задатчик геометрии завихрителя (ЗГЗ) имеют обратную связь с вибродиагностическим комплексом СД-12М, но соединены на схеме пунктиром, т.к. функционируют не в реальном стенде, а в его полномасштабной компьютерной модели.

Результаты экспериментов по снижению уровня вибраций, полученные на экспериментальном стенде с реальными вставками-завихрителями, и данные, полученные на компьютерной модели с использованием программного пакета «Solid Works 9», имели расхождение по снижению относительного виброперемещения в пределах 10–15%.

Такая сопоставимость потенциально позволяет моделировать различную геометрию внутренней поверхности завихрителей с помощью компьютера и избежать затрат на разработку, изготовление, монтаж и проведение экспериментов с новыми конструкциями вставок, приводящих к снижению вибраций трубопроводов.

Использование результатов по созданию завихрителей позволит начать их апробацию в опытно и экспериментальном энергомашиностроении для снижения уровня вибраций в трубопроводах с двухфазным течением, что, в свою очередь, будет способствовать повышению надежности и ресурса энергетического оборудования.

Литература

1. Федорович Е.Д., Фокин Б.С., Аксельрода А.Ф. и др. Вибрации элементов оборудования ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 168 с.
2. Завихритель/Патент на ПМ №54643; ГОУ ВПО «УГТУ-УПИ», Екатеринбург, 2006.
3. Завихритель/Патент № 2321779, ГОУ ВПО «Уральский технический университет-УПИ», Екатеринбург, 2008.
4. Велькин В.И., Щеклеин С.Е., Петров А.С., Немихин И.Ю. Стенд для исследований вибраций трубопроводов с двухфазным потоком: Сб. тезисов НПК «Энергосбережение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии» (Екатеринбург, УГТУ-УПИ, 2002 г.).

Поступила в редакцию 20.01.2009

РАЗРАБОТКА АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ ПО ОБНАРУЖЕНИЮ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ С НЕГЕРМЕТИЧНЫМ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИМ ЭЛЕМЕНТОМ

А.М. Загребаев, И.В. Ожегин

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



Рассматривается проблема поиска негерметичных тепловыделяющих элементов. Описываются принципы функционирования автоматизированной системы по обнаружению тепловыделяющей сборки (ТВС) с негерметичным твэлом.

Оперативное обнаружение ТВС с негерметичным тепловыделяющим элементом (твэлом) остается актуальной задачей на протяжении всего периода эксплуатации энергоблоков с одноконтурными реакторами типа РБМК-1000.

Правила ядерной безопасности накладывают определенные требования на количество негерметичных ТВС в активной зоне (АЗ) реактора и ставят задачу своевременного обнаружения даже слабонегерметичных твэлов.

Система контроля герметичности оболочек (КГО) состоит из поканальной и пробоотборной частей. Пробоотборная часть предназначена для непрерывного контроля активности продуктов деления в паре барабан-сепаратора (БС) сцинтилляционным детектором. Система контролирует каждый из четырех БС независимо, что позволяет при появлении роста активности пара в одном из них локализовать каналы одной четвертой части активной зоны, где находится ТВС с негерметичным тепловыделяющим элементом.

Определение конкретной ТВС с негерметичным твэлом производится с помощью поканальной КГО. При этом активность детектируется последовательно в каждой ТВС в выбранных энергетических диапазонах («окнах») датчиком, перемещаемым специальной тележкой вдоль рядов пароводяных коммуникаций (ПВК) (рис.1).

В настоящее время решение задачи поиска негерметичных ТВС осуществляется за счет внедрения на АЭС с реакторами РБМК нового поколения аппаратуры контроля герметичности оболочек (АКГО) [2]. Данная аппаратура обладает большими возможностями регистрации, применения изоощренных алгоритмов математической обработки, хранения и обработки больших объемов эксплуатационной информации.

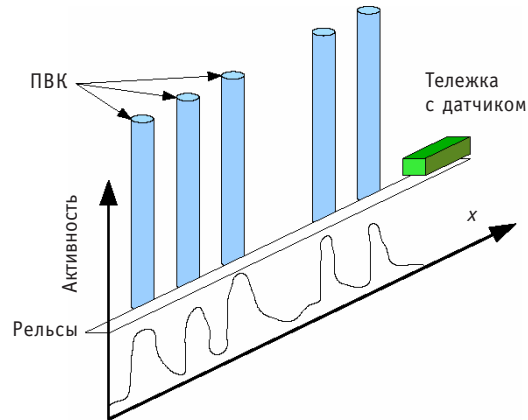


Рис. 1. Схема прокатки и получения активности теплоносителя поканальной КГО

Вместе с тем используемые и разрабатываемые методики обнаружения ТВС с негерметичным твэлом в конечном итоге оставляют решение за человеком, который при этом руководствуется не только данными обработки сигналов КГО, нормативными документами и инструкциями, но и собственным опытом, принимая во внимание множество неформализуемых факторов.

Причина сложности поиска негерметичных ТВС заключена в том, что водный теплоноситель в активной зоне активируется быстрыми нейтронами, что приводит к образованию радионуклида ^{16}N , рассеянное гамма-излучение которого в энергетическом диапазоне (0,3–1,0 МэВ) по своей интенсивности на два порядка превышает интенсивность излучения от продуктов деления [3] (рис. 2).

Используемая в настоящее время методика компенсации азотной составляющей основана на линейной модели: для герметичного канала количество отсчетов W в «сигнальном окне» (0,3–1,0 МэВ) пропорционально количеству отсчетов X в «азотном окне» (3,5–7,5 МэВ). Таким образом, вклад радионуклидов G , вышедших из под оболочки твэла, рассчитывается по следующей формуле:

$$G = W - K_A \cdot X, \quad (1)$$

где K_A – коэффициент компенсации, вычисленный на основе данных по всем каналам с ТВС в нитке [2].

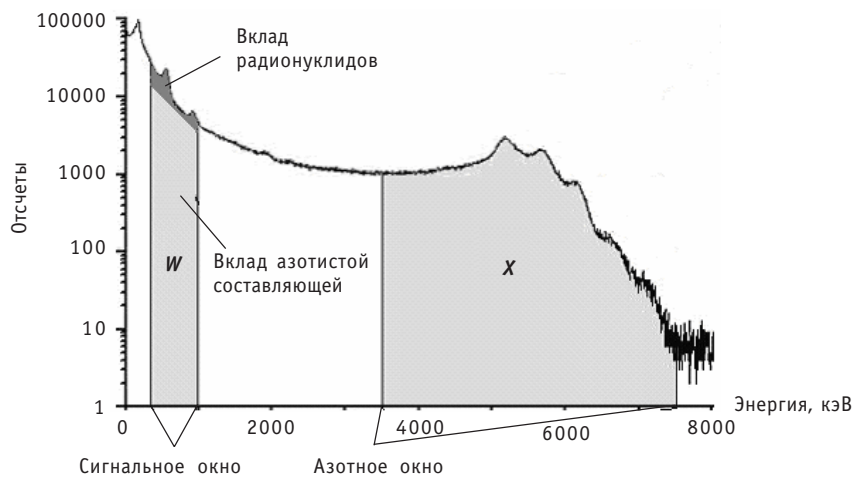


Рис. 2. Энергетический спектр тепловыделяющей сборки

Результатом обработки одиночного измерения являются относительные величины (так называемые «сигмы»), нормирующие вклады продуктов деления на показатели, нивелирующие статистические погрешности измерительных приборов и их настроек в данном конкретном измерении:

$$\Delta_k = \frac{G_k - G_0}{\sigma_G}, \quad (2)$$

где $G_0 = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N G_i$ – среднее значение счета по всем ТВС данной нитки;

$D_G = \frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N (G_i - G_0)^2$ – дисперсия выборки; $\sigma_G = \sqrt{D_G}$ – стандартное отклонение.

По многим измерениям для каждой k -ой ячейки реактора строятся временные ряды Δ_i^k и по их поведению оценивается вероятность разгерметизации. На рис. 3 показан пример быстро развивающейся негерметичности [2].

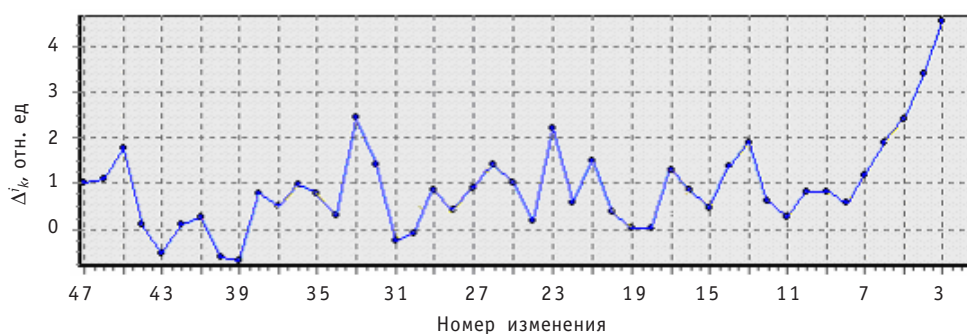


Рис. 3. Пример быстро развивающейся негерметичности

На этом этапе поиска необходим визуальный анализ временных рядов показателей негерметичности каналов, что является наиболее сложным и трудоемким. Инженер КГО при поиске нужной ТВС зачастую просматривает все сборки без исключения, поскольку штатная система не всегда может выявить слабую или развивающуюся негерметичность.

В связи с этим возникает задача по разработке автоматизированной системы (АС), позволяющей использовать как результаты математической обработки экспериментальных данных, так и эвристические соображения человека, принимающего решения, более оперативно и надежно обнаруживать ТВС с негерметичным твэлом.

В основе предлагаемого метода лежит расчет вероятностей появления негерметичности твэлов. Данными для расчета служат временные ряды показателей негерметичности («сигмы»). Те твэлы, у которых вероятность разгерметизации ниже некоторого уровня, отсортировываются как заведомо герметичные, а оставшиеся представляются инженеру КГО для дальнейшего анализа.

Стратегия принятия решения базируется на теореме Байеса. Априорные вероятности некоторых гипотез (например, гипотезой является предположение о том, что в данной ТВС один из твэлов является газонеплотным) изменяются в процессе получения информации, связанной с гипотезами [4], например, анализируется состояние i -ой ТВС. Возможны две гипотезы относительно ее состояния:

H_i : все твэлы герметичны;

\tilde{H}_i : хотя бы один из твэлов негерметичен.

Эти два события образуют полную группу несовместных событий. Поэтому, если $P(H_i)$ – априорная вероятность того, что в i -ой ТВС все твэлы герметичны, а $P(\tilde{H}_i)$ – априорная вероятность того, что в i -ой ТВС хотя бы один из твэлов негерметичен, то $P(\tilde{H}_i) = 1 - P(H_i)$.

Наряду с выдвинутыми гипотезами рассматриваются факты, которые могут быть с ними связаны и реализуются либо в процессе эксперимента, либо в результате расчета. Эти факты называются свидетельствами. Примеры свидетельств гипотезы о негерметичности:

- прирост счета пробоотборной СКГО определенного БС;
- прирост счета детекторов активности устройства сжигания гремучей смеси (УСГС);
- увеличение удельной активности галогенов (I-131) на входе системы водоочистки (СВО);
- увеличение удельной активности инертного радиоактивного газа (ИРГ) (Xe-135) в паре БС;
- прирост интенсивности излучения от ТВС в низкоэнергетической области (сигнальных окнах) с вычетом азотной составляющей;
- появление и прирост удельных активностей реперных радионуклидов в спектре пробоотборной СКГО;
- количество выходов мощности ТВС за определенные пределы в процессе эксплуатации;
- количество выходов расхода теплоносителя в ТВС за определенные пределы в процессе эксплуатации;
- количество выходов за уставки по линейной нагрузке;
- неоднократность перегрузки ТВС;
- дисперсия мощности в процессе эксплуатации более некоторого значения D_{W_i} ;
- дисперсия расхода в процессе эксплуатации более некоторого значения D_G .

Каждому из свидетельств E_i ставится в соответствие его условная вероятность $P(E_j / \tilde{H}_i)$ относительно гипотезы \tilde{H}_i , т.е. вероятность появления свидетельства E_i , если гипотеза \tilde{H}_i о негерметичности твэла в i -ой ТВС реализовалась.

Вероятность одновременного наступления событий (в i -ой ТВС есть негерметичный твэл и реализовалось свидетельство E_i) по теореме умножения вероятностей есть

$$P(\tilde{H}_i \cdot E_j) = P(\tilde{H}_i) \cdot P(E_j / \tilde{H}_i) = P(E_j) \cdot P(\tilde{H}_i / E_j). \quad (3)$$

С другой стороны, вероятность реализации свидетельства E_i есть

$$P(E_j) = P(\tilde{H}_i) \cdot P(E_j / \tilde{H}_i) + P(H_i) \cdot P(E_j / H_i) = P(\tilde{H}_i) \cdot P(E_j / \tilde{H}_i) + (1 - P(\tilde{H}_i))P(E_j / H_i).$$

Отсюда следует, что если свидетельство E_i реализовалось, то по теореме Байеса получим апостериорную вероятность реализации гипотезы о негерметичности твэлов в ТВС:

$$P(\tilde{H}_i / E_j) = \frac{P(\tilde{H}_i) \cdot P(E_j / \tilde{H}_i)}{P(\tilde{H}_i) \cdot P(E_j / \tilde{H}_i) + (1 - P(\tilde{H}_i))P(E_j / H_i)}. \quad (4)$$

Но может случиться так, что свидетельство E_i не реализовалось (не E_i), а твэл в ТВС все равно негерметичен, тогда вероятность этого события есть

$$P(\tilde{H}_i \cdot (\text{не } E_j)) = P(\tilde{H}_i) \cdot P(\text{не } E_j / \tilde{H}_i) = P(\text{не } E_j)P(\tilde{H}_i / \text{не } E_j). \quad (5)$$

$$P(\text{не } E_j) = 1 - P(\tilde{H}_i) \cdot P(E_j / \tilde{H}_i) - (1 - P(\tilde{H}_i))P(E_j / H_i). \quad (6)$$

Из этих соотношений получим, что если свидетельство E_j не реализовалось, то апостериорная вероятность реализации гипотезы о негерметичности твэлов в составе ТВС

$$P(\tilde{H}_i / \text{не } E_j) = \frac{P(\tilde{H}_i) \cdot P(\text{не } E_j / \tilde{H}_i)}{P(\text{не } E_j)} = \frac{P(\tilde{H}_i) \cdot (1 - P(E_j / \tilde{H}_i))}{1 - P(\tilde{H}_i) \cdot P(E_j / \tilde{H}_i) - (1 - P(\tilde{H}_i))P(E_j / H_i)}. \quad (7)$$

Соотношения (4) и (7) позволяют оценить ценность свидетельства E_j как модуль разности $|P(\tilde{H}_i / E_j) - P(\tilde{H}_i / \text{не } E_j)|$.

Для последующего свидетельства рассчитанные по формулам апостериорные вероятности гипотез рассматриваются уже как текущие априорные. Для каждой гипотезы рассчитывается апостериорная вероятность после перебора всех свидетельств. Гипотеза с максимальной вероятностью определяет наиболее подозрительную ТВС.

Функционирование данной схемы происходит следующим образом. Во-первых, принимается, что свидетельства статистически независимы. Автоматизированная система задает вопрос пользователю, например, присутствует ли рост интенсивности счета в паре БС? В зависимости от его ответа (либо «да», либо «нет») происходит пересчет исходной априорной вероятности по формулам либо (4), либо (7).

Как видно из вышеизложенного, для функционирования системы необходимо знать априорную вероятность гипотезы $P(\tilde{H}_i)$, а также вероятности свидетельства E_j : для ТВС с гарантированно негерметичным твэлом $P(E_j / \tilde{H}_i)$, для ТВС с гарантированно герметичными твэлами $P(E_j / H_i)$. Эти данные могут быть получены из баз данных измерений активности АКГО, базы данных технологических параметров, базы данных по «Настоя», базы данных математических моделей активации и критериев обнаружения ТВС с негерметичным твэлом.

Поскольку эвристические знания в целом нельзя считать полностью выделенными и фиксированными, а кроме того исходные данные для логического вывода зачастую имеют нечеткие значения, ответ на вопрос о наличии каждого свидетельства существует не в двух вариантах (однозначно есть и однозначно нет), а пробегает весь диапазон возможных значений от четкого «Нет» до четкого «Да». Следовательно, апостериорная вероятность гипотезы будет функцией от ответа пользователя.

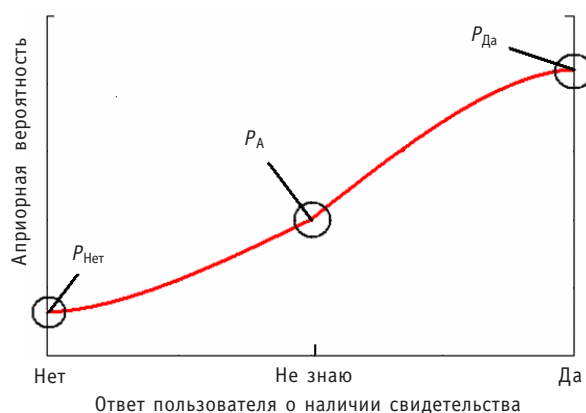


Рис. 4. Зависимость апостериорной вероятности от ответа пользователя

Для реализации такого подхода требуется способ вычисления ответа пользователя на основе данных, доступных инженеру КГО. Это возможно с использованием так называемой нечеткой логики.

Нечеткая логика была получена посредством распространения булевой логики на действительные числа [5]. В булевой алгебре 1 представляет истину, а 0 – ложь. То же имеет место и в нечеткой, но кроме того используются также все числа между 1 и 0, чтобы указать на частичную истину.

Степень наличия каждого свидетельства определяется соответствующей ему функцией принадлежности. Аргументами для этих функций служат экспериментальные величины.

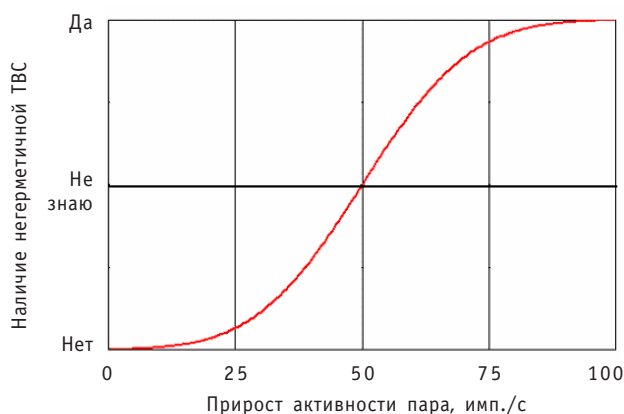


Рис. 5. Пример функции принадлежности

Для разработки алгоритма вычисления вероятности негерметичности твэла был привлечен опыт работы инженеров КГО. В результате были выработаны свидетельства негерметичности:

- большое абсолютное значение относительной негерметичности твэла в «сигмах»;
- прирост «сигмы» относительно предыдущего измерения;
- наличие общей тенденции к росту «сигм».

Первые два свидетельства вписываются в приведенную выше методику работы системы, последнее потребовало более детального анализа. Это связано с тем, что характерные черты поведения временного ряда, свидетельствующие о разгерметизации и ясно видимые инженеру КГО, необходимо было математически формализовать.

Формализация признаков постоянного роста сигнала свелась к известной в радиотехнике задаче [6]. Рассматривается простейший модельный случай обнаружения радиосигнала. На входе приемника на интервале времени $(0, T)$ наблюдается некоторый процесс $y(t)$. Необходимо принять решение, является ли этот процесс аддитивной смесью сигнала и шума: $y(t)=s(t)+n(t)$ или наблюдается только шум, а сигнал отсутствует: $y(t)=n(t)$.

Решением является оптимальный приемник Котельникова, алгоритм работы которого состоит из двух шагов. На первом шаге приемник вычисляет корреляционный интеграл входной смеси $y(t)$ и опорной копии сигнала $s(t)$ на интервале

возможного существования сигнала:
$$R = \int_0^T y(t)s(t)dt .$$

Вторым шагом алгоритма является сравнение вычисленного интеграла R с порогом. Если интеграл R больше порога, то принимается решение, что сигнал есть, в противном случае принимается решение, что сигнала нет, а наблюдался только шум. Общий принцип работы оптимального приемника удачно вписывается в описанную выше концепцию системы.

В задаче поиска ТВС с негерметичным твэлом является более целесообразным исследовать на соответствие эталону производную от временного ряда «сигм» ТВС. Ряд «сигм» предварительно сглаживается медианным фильтром, устраняющим локальные выбросы.

Алгоритм работы автоматизированной системы может быть представлен следующим образом.

1. Для текущего свидетельства на основе соответствующей ему величины вычислить ответ пользователя.
2. Пользуясь теоремой Байеса вычислить апостериорную вероятность наличия негерметичного твэла в составе топливной сборки.
3. В качестве априорной вероятности гипотезы взять апостериорную, перейти к следующему свидетельству и затем к пункту 1. Если все свидетельства обработаны, перейти к пункту 4.
4. Перейти к следующему моменту времени t_i и затем к пункту 1, к первому свидетельству. Если все элементы временного ряда ячейки обработаны, завершить работу.

Результатом работы АС, исходной информацией для которой служит временной ряд показателей негерметичности («сигм») ТВС, является временной ряд вероятности негерметичности ТВС. Соответственно с ростом активности продуктов деления в некоторой ТВС (даже в пределах допустимых норм) будет расти вероятность ее негерметичности.

На рис. 6 приведен пример ступенчатой разгерметизации [2], не развивающейся далее.

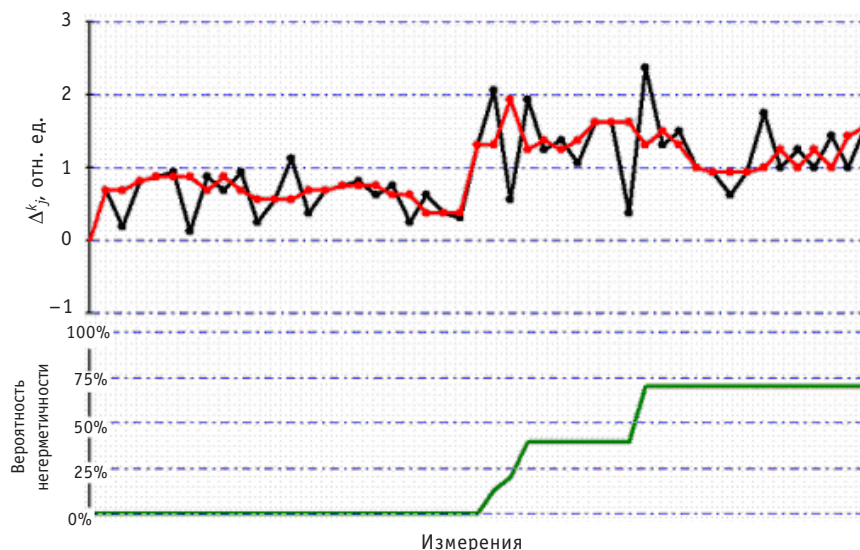


Рис. 6. Пример работы автоматизированной системы

Для настройки работы алгоритмов была взята информация о показателях негерметичности ТВС из БД КГО первого блока КУ АЭС с ноября 2007 г. по апрель 2008 г.

Испытание системы на реальных данных показало, что при поиске ТВС с негерметичным твэлом возможно без участия человека отсеять не менее 80% ТВС как однозначно герметичные, а оставшиеся проранжировать по вероятности негерметичности и представить инженеру КГО в соответствующем порядке для дальнейшего анализа.

Авторы выражают признательность А.Э. Речкиману и А.А. Яценко за внимание к работе и полезные замечания.

Литература

1. Доллежалъ Н.А., Емельянов И.Я. Канальный ядерный энергетический реактор. – М.: Атомиздат, 1980.
2. Жемчугов В.П. и др. Методическое обеспечение аппаратуры контроля герметичности оболочек (АКГО) твэлов РБМК/ВАНТ. Серия: Техническая физика и автоматизация. – 2005. – Вып. 59. – Ч. 2. – С.18-25.
3. Баранков А.В. и др. Модернизация системы контроля герметичности оболочек твэлов на Ленинградской АЭС/Сборник тезисов докладов VIII Международной молодежной научной конференции «Полярное сияние 2005. Ядерное будущее: безопасность, экономика и право».
4. Expert systems. Principles and case studies. Edited by Richard Forsyth. Polytechnic of North London. London New York. Chapman and Hall.
5. Прикладные нечеткие системы/Под ред. Т. Терано, К. Асаи, М. Сугэнно. – М.: Мир, 1993.
6. Зюко А.Г., Коробов Ю.Ф. Теория передачи сигналов. – М.: Связь, 1972.

Поступила в редакцию 3.02.2009

МЕТОДЫ И СРЕДСТВА УПРАВЛЕНИЯ РЕСУРСОМ ОСНОВНОГО ОБОРУДОВАНИЯ НА АЭС

А.В. Некрасов, К.Н. Проскуряков

*ГОУВПО Московский энергетический институт (технический университет),
г. Москва*



Разработаны алгоритмы и программный продукт для расчета собственных частот колебаний давления теплоносителя в оборудовании первого контура АЭС с ВВЭР-1000, добротности контура теплоносителя, полосы пропускания частот колебаний и коэффициентов затуханий. Приведены результаты расчетов при наличии и при отсутствии в теплоносителе продуктов радиолитического распада в газообразном состоянии. Анализ результатов позволяет выявить условия, приводящие к повышенным вибрациям, а также выработать управляющие воздействия в системе АСУ ТП блока для их предотвращения.

Одной из наиболее частых, но недостаточно исследованных причин повреждения оборудования в системах теплоотвода от ядерных реакторов являются высокоцикловые вибронгрузки, возрастающие при резонансном взаимодействии теплоносителя и оборудования [1,2]. Для отстройки от резонансов необходимо располагать вибрационными акустическими паспортами (ВАП) оборудования и циркулирующего теплоносителя. Однако в настоящее время таких паспортов нет. Ввиду этого разработка методического обеспечения для построения акустического паспорта теплоносителя (АПТ) как в отдельных компонентах оборудования, так и в системе первого контура в целом является актуальной задачей.

В атомной энергетике задача виброакустической паспортизации режимов нормальной эксплуатации РУ сформулирована в [1]. Необходимость проведения такого рода паспортизации обусловлена опытом эксплуатации энергоблоков АЭС. Практика подтверждает наличие в теплогидравлических контурах АЭС недостаточно изученных взаимосвязей физических явлений и процессов, наличие которых не предусмотрено в проектной документации. Однако эти взаимосвязи вызывают рост вибраций и оказывают как прямое, так и опосредованное влияние на работоспособность основного оборудования главного циркуляционного контура (ГЦК). Известны многочисленные повреждения сварных швов, элементов крепежа и дистанционирования, тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) и ТВС, приводящие к уменьшению коэффициента использования установленной мощности АЭС. По современным оценкам ущерб от суточного простоя энергоблока с электрической мощностью 1000 МВт достигает нескольких сотен тысяч евро.

Проблема выявления и устранения причин возрастания уровня вибраций является актуальной для всех стран, имеющих АЭС [2], т.к. от ее решения зависят

увеличение кампании топлива, совершенствование топливного цикла и, как следствие, сокращение объемов радиоактивных отходов, подлежащих переработке и захоронению.

Выявление и устранение на ранней стадии причин аномальных вибраций основного оборудования дает большой экономический эффект, т.к. приводит к сокращению объемов ремонтных работ и недовыработки энергии.

Одной из главных задач в рамках решения этой проблемы является выявление и предотвращение условий эксплуатации, приводящих к резонансному взаимодействию акустических колебаний теплоносителя и вибраций оборудования [1]. Наиболее остро эти задачи возникают при разработке новых модификаций тепловыделяющих элементов – твэлов и тепловыделяющих сборок (ТВС). Опыт эксплуатации реакторов ВВЭР и PWR показывает, что ряд внутрикорпусных устройств (ВКУ) подвержен значительным вибрациям, в частности об этом свидетельствуют повреждения кронштейнов – виброгасителей корзины активной зоны. В свою очередь, вибрации корзины активной зоны могут стать причиной повреждения ТВС. Опыт эксплуатации АЭС [1, 2] подтверждает возможность возникновения резонансов между вибрациями и вынужденными или самовозбуждающимися колебаниями давления теплоносителя. Однако в настоящее время процессы взаимодействия вибраций оборудования и колебаний теплоносителя на АЭС исследованы недостаточно. Ниже приведены некоторые результаты измерения и анализа шумовых сигналов, проведенных на первом блоке Волгодонской АЭС (ВоАЭС) [3, 4]. Методы и средства измерения сигналов от датчиков пульсаций давления (ДПД), вибраций (ДВ), перемещений (ДП) и динамических напряжений (ДДН) и результаты измерений в основных узлах оборудования приведены в работе [4]. Автоспектральные плотности мощности (АСПМ) сигналов от одного и того же ДПД, установленного на выходе из реактора, представлены на рис. 1–3. В результате анализа выявлены некоторые закономерности формирования АСПМ измеряемых сигналов. При сопоставлении результатов обнаруживается аномальный рост интенсивности пульсаций давления на частотах 2,7; 5,4 и 22,5 Гц, представленный на рис. 2, по сравнению с их значениями, приведенными на рис. 1 и 3.

Главное отличие в эксплуатационных режимах, при которых получены эти результаты, состоит в различном уровне мощности реактора. Наименьшей мощности реактора соответствует режим № 1, промежуточному значению мощности – режим № 2, а максимальному значению мощности – режим № 3. Аномальный рост интенсивности пульсаций давления в режиме № 2 на частотах 2,7, 5,4 и 22,5 Гц обнаружен случайно и первопричина его не была идентифицирована. Из рис. 2 видно, что наибольшая интенсивность пульсации давления теплоносителя в АСПМ наблюдается при частотах 2,7, 5,4 и 22,5 Гц. Поскольку ни одна из этих частот не является кратной или комбинационной частотой пульсаций давления теплоносителя, обусловленным вращением главных циркуляционных насосов (ГЦН), можно предположить, что колебания давления на этих частотах создаются внутренними источниками возмущений. В [2] указано, что собственная частота колебаний шахты активной зоны равна 22,2 Гц, а одна из собственных частот колебаний ТВС примерно равна 5,4 Гц. Эти данные позволяют предположить, что причиной возникновения колебаний теплоносителя на частоте 5,4 Гц являются вибрации ТВС, а на частоте 22,5 Гц – вибрации шахты активной зоны. То, что наибольшая интенсивность колебания давления на указанных частотах наблюдается только в одном из пусковых режимов, свидетельствует о том, что увеличение интенсивности колебаний теплоносителя на этих частотах связано с их резонансным взаимодействием с вибрациями ТВС и корзины активной зоны. Обоснования генерации колеба-

ний давлений теплоносителя в активной зоне и их зависимости от уровня мощности реактора приводятся в работе [1]. Зависимость от уровня мощности перечисленных выше доминирующих частот видна из сопоставления АСПМ сигналов пульсаций давления, представленных на рис. 1–3.

Расчетные оценки собственной частоты колебаний давления теплоносителя (СЧКДТ) в активной зоне реактора ВВЭР-1000 получены с учетом наличия газообразных продуктов радиолиза и равны в режиме № 1 3,6 Гц, в режиме № 2 5,2 Гц, в режиме № 3 6,3 Гц. Из рис. 1 и 3 видно исчезновение доминирующего пика АСПМ на частоте 5,4 Гц и появление новых на частотах, близких к расчетным значениям, приведенным выше. Эти изменения в АСПМ нами трактуется как выход СЧКДТ (с частотами 3,6 и 6,3 Гц) из области резонансного взаимодействия с вибрациями ТВС, частота которых равна 5,4 Гц. Или, иначе говоря, как выход СЧКДТ за пределы так называемой полосы пропускания частот (ППЧ). Половина ППЧ расположена симметрично по обе стороны от первой моды частот собственных колебаний ТВС, равной 5,4 Гц.

Анализ показывает, что увеличение интенсивности гидродинамических нагрузок на частотах 2,7; 5,4 и 22,5 Гц приводит к повышению уровня вибраций внутренних устройств

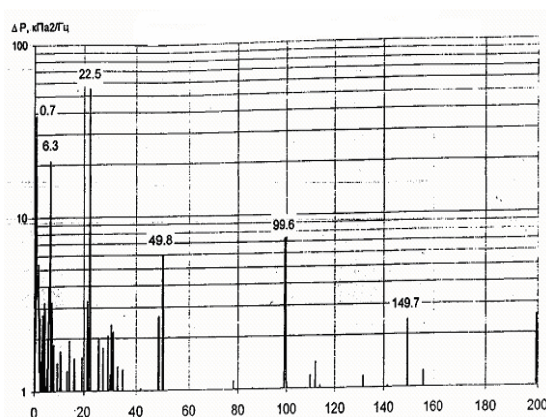


Рис. 1. АСПМ пульсаций давления теплоносителя при давлении $P = 16$ МПа, температуре на выходе из реактора $T_{\text{вых}} = 301^\circ\text{C}$ и входе в реактор $T_{\text{вх}} = 284^\circ\text{C}$ (режим № 1)

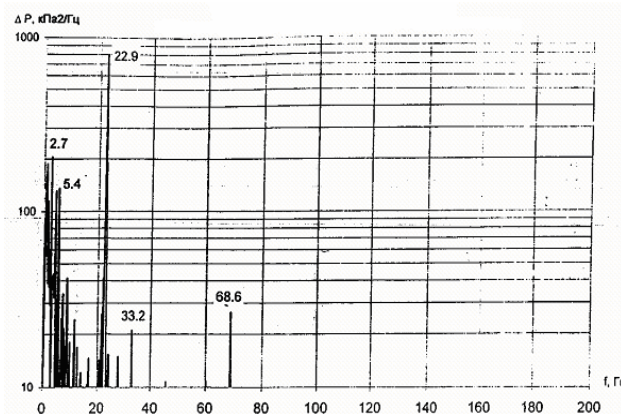


Рис. 2. АСПМ пульсаций давления теплоносителя при давлении $P = 16$ МПа, температуре на выходе из реактора $T_{\text{вых}} = 314^\circ\text{C}$ и входе в реактор $T_{\text{вх}} = 285^\circ\text{C}$ (режим № 2)

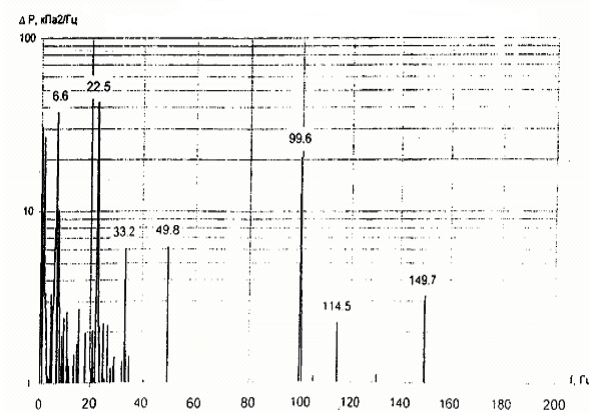


Рис. 3. АСПМ пульсаций давления теплоносителя при давлении $P = 16$ МПа, температуре на выходе из реактора $T_{\text{вых}} = 318^\circ\text{C}$ и входе в реактор $T_{\text{вх}} = 287^\circ\text{C}$ (режим № 3)

(ВКУ) реактора. Исключение этого режима из карты разрешенных режимов будет способствовать продлению срока службы указанного оборудования. Для подтверждения этой гипотезы нами проведено исследование зависимости ширины полосы пропускания (ШПП) от режима эксплуатации реакторной установки. С этой целью разработана акустическая модель теплоносителя в активной зоне с учетом наличия газовой фазы, образовавшейся в процессе радиолиза [1]. Оценки ШПП возможны лишь при известных значениях показателя добротности колебательной системы. Этот показатель, известный как Q -фактор, используется при анализе колебаний механизмов и конструкций и в электротехнике. Для акустических контуров, образованных теплоносителем ядерных реакторов, этот параметр впервые был введен в работе [5]. Акустическая схема теплоносителя в активной зоне реактора представлена на рис. 4.

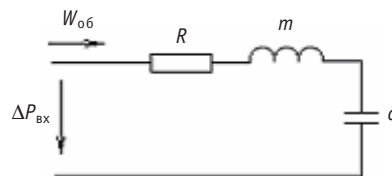


Рис. 4. Акустическая схема теплоносителя в активной зоне реактора

Использованы обозначения, принятые при рассмотрении акустических процессов в теплоносителе: R – акустическое сопротивление, m – акустическая масса, c – акустическая емкость (акустическая податливость), $W_{об}$ – объемная скорость теплоносителя в активной зоне, ΔP – перепад давления в активной зоне реактора. Благодаря единству уравнений, описывающих колебательные процессы в гидравлических, акустических и электрических системах [6–9], справедлива система аналогий, приведенная в табл. 1.

Гидравлические системы АЭС представляют собой цепь сочлененных между собой элементов различной сложности, которые в целом образуют звукопровод. Наиболее простыми в таких системах являются трубные устройства. Поскольку они

Таблица 1

Эквивалентные параметры

Акустическая система			Электрическая система		
Параметр	Обозначение	Единица измерения	Параметр	Обозначение	Единица измерения
Перепад давления	p	Н/м ²	Напряжение	u	Вольт
Объемный расход	W	м ³ /с	Ток	i	Ампер
Акустическая податливость	c	м ³ с ² /кг	Емкость	C	Фарада
Акустическая масса	m	кг/м ⁴	Индуктивность	L	Генри
Активное сопротивление	R_a	кг/с м ⁴	Активное сопротивление	R	Ом
Дифференциальное сопротивление	R_d	кг/с м ⁴	Дифференциальное сопротивление	R_d	Ом

выполняются с различными элементами расширения, камерами, отводными каналами, дросселями и т.д., общая теория распространения звука в этих устройствах сложна. Однако, если неоднородности звукопровода меньше длины волны, их можно рассматривать как акустические элементы с сосредоточенными параметрами, а весь звукопровод – состоящим из отрезков волноводов, имеющих участки с сосредоточенными параметрами.

В современной акустике широко используются методы решения задач, применяемые в электротехнике, поскольку многие задачи описываются одинаковыми дифференциальными уравнениями. Такое заимствование методов, разработанных для электрических моделей, сопряжено с меньшими трудностями, чем создание акустических, кроме того измерения в них более точны и удобны. Помимо этого бурное развитие электро- и радиотехники привело к более полному исследованию процессов в электрических системах [10], что позволяет предвидеть характер системных эффектов в колебательных системах и избежать чрезмерного упрощения моделей.

Как любой конструктивный элемент, обладающий массой и упругостью, теплоноситель в контуре имеет собственные частоты, которые могут резонировать с источниками гидродинамических возмущений при совпадении частот или проявляться как менее выраженные линии в спектре, если резонансная (собственная) частота теплоносителя отличается от частот источников гидродинамических возмущений. Таким образом, уменьшение пульсации давления и скорости теплоносителя является одним из необходимых условий предотвращения или уменьшения вибраций. Предупреждение появления резонансных условий обычно достигается соответствующим размещением технологического оборудования и трубопроводов типа опор и креплений, а также ограничениями в теплогидравлических режимах эксплуатации. Рациональный выбор и размещение технологического оборудования, определение режимных условий, в которых не произойдет самовозбуждения пульсации теплоносителя, позволяют предупредить опасные вибрации и уменьшить расход потребляемой энергии на прокачку теплоносителя за счет снижения волновых потерь в циркуляционной системе.

Составление эталонных карт спектров шумов требует большой затраты времени и весьма трудоемко. При этом необходимо создавать в обследуемом контуре не только режимы, отличные от номинальных, но и имитировать аварийные ситуации. Недостаток этих предварительных исследований заключается в том, что они пригодны лишь для конкретной системы и отражают присущее только этой системе геометрическое своеобразие и компоновку оборудования. Поэтому весьма привлекательным является разработка теоретических методов расчета характерных линий в спектре шумов и автоматизированных программных средств, которые позволили бы составить эталонные карты для широкого круга однотипных систем с различными геометрическими и режимными параметрами. Такими характерными линиями спектра являются частоты собственных колебаний теплоносителя [1, 2] как всего контура в целом, так и собственные частоты колебаний теплоносителя в основных составляющих контур элементах, таких как реактор, парогенератор, компенсатор давления и соединяющие эти объекты трубопроводы.

Для расчета собственных частот колебаний среды в акустических элементах контура достаточно использовать упрощенные модели отдельных частей и контура в целом в виде эквивалентных электрических цепей. Принципы перехода от акустических систем к эквивалентным электрическим моделям известны [8–11].

На рис. 5 представлены схемы замещения отдельных элементов, составляющих первый контур двухконтурной АЭС.

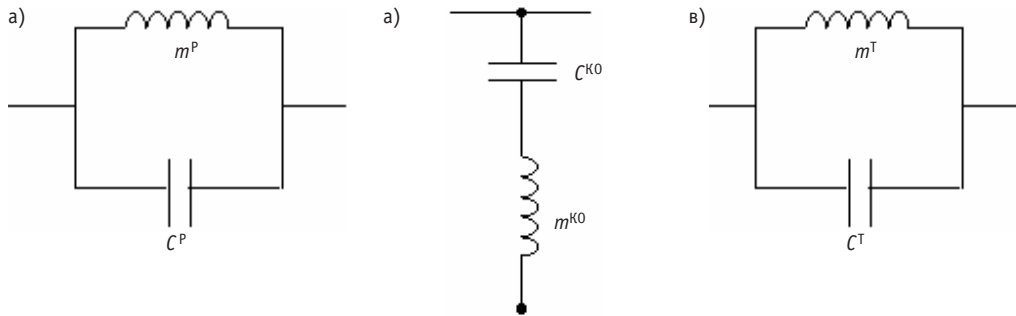


Рис. 5. Схемы замещения: а) реактора; б) компенсатора давления; в) трубопровода

В случае резонансных колебаний среды, резонансная частота равна [3]

$$f_0 = \frac{1}{2\pi\sqrt{m \cdot c}} \quad (1)$$

Для трубы длиной ℓ с внутренним диаметром d , заполненной средой, имеющей плотность ρ , можно записать

$$m = \frac{4 \cdot \rho \cdot \ell}{\pi \cdot d^2}, \quad (2)$$

$$c = \frac{\pi \cdot d^2 \cdot \ell}{4 \cdot \rho \cdot a^2}, \quad (3)$$

где m – акустическая масса; c – акустическая податливость; a – скорость распространения малых колебаний (скорость звука)

Соотношения (1)–(3) были использованы для расчета частот собственных колебаний давления в парогенераторе ПГВ-1000. Сопоставление расчетных значений с данными измерений показало удовлетворительную (для проведения идентификации режимов) сходимость результатов.

Упрощенная акустическая модель одной петли первого контура представлена на рис. 6

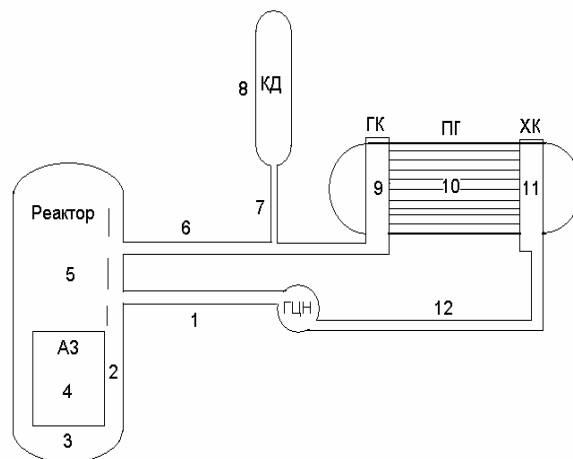


Рис. 6. Однопетлевая акустическая схема реактора ВВЭР-1000: 1 – «холодная нитка» (от ГЦН до входного патрубка реактора); 2 – опускной участок; 3 – пространство под активной зоной; 4 – активная зона; 5 – пространство над активной зоной; 6 – «горячая нитка» (от выходного патрубка реактора до входа в горячий коллектор ПГ); 7 – дыхательный трубопровод; 8 – компенсатор давления; 9 – горячий коллектор ПГ; 10 – трубчатка ПГ; 11 – холодный коллектор ПГ; 12 – «холодная нитка» (от выхода из холодного коллектора ПГ до ГЦН)

Расчет добротности колебательного контура теплоносителя Q производится по следующей формуле [11]:

$$Q = \frac{\sqrt{\frac{m}{c}}}{\frac{\Delta P}{W_{06}}} = \frac{\rho \cdot a \cdot W_{06}}{S \cdot \Delta P}, \quad (4)$$

где ρ – плотность теплоносителя, кг/м³; a – скорость звука в потоке теплоносителя, м/с; W_{06} – объемная скорость теплоносителя, м³/с; S – площадь поперечного сечения участка, м²; ΔP – гидравлическое сопротивление, Па.

Расчет ППЧ производится по формуле [12]

$$\frac{\omega_2 - \omega_1}{\omega_0} = \frac{1}{Q}. \quad (5)$$

При работе реактора под воздействием нейтронного потока происходит радиолиз воды, в результате которого в ней образуются газовые компоненты (составляющие). Известно, что в активной зоне реактора ВВЭР возникают газообразные продукты радиолиза, количество которых зависит от уровня мощности. Однако содержание этих продуктов не определяется существующими методами контроля и, следовательно, их влияние на фактическое изменение скорости звука по сравнению со скоростью звука в воде при отсутствии газовых примесей оценить не удастся.

Акустическая масса двухфазной среды рассчитывается по формуле [12]

$$m_{дф} = \frac{4 \cdot \rho'' \cdot l}{\left[x + (1-x) \cdot \frac{\rho''}{\rho'} \right] \cdot \pi \cdot d^2}, \quad (6)$$

где x – массовое газосодержание; ρ' и ρ'' – плотность воды и плотность газа соответственно.

Акустическую податливость объема однородной среды $C_{0ф}$ в круглой трубе длиной l и диаметром d определяют, используя формулу [13]

$$C_{0ф} = \frac{\pi \cdot d^2 \cdot l}{4 \cdot \rho \cdot a^2}, \quad (7)$$

и соответственно для двухфазной гомогенной среды

$$C_{0ф} = \frac{\pi \cdot d^2}{4} \cdot \frac{l}{\rho_{см} \cdot a_{дф}^2}. \quad (8)$$

Величина скорости звука в теплоносителе активной зоны в зависимости от массового паросодержания или газосодержания рассчитывалась согласно [11] и приведена на рис. 7.

Результаты расчетов СЧКДТ, Q и ППЧ в режимах холодной обкатки (при давлении $P = 15,7$ МПа и температуре теплоносителя $T = 270^\circ\text{C}$) при нулевой мощности и на уровне примерно 85% номинальной мощности (режим № 2) приведены в табл. 2.

Из данных таблицы видно влияние газообразных продуктов радиолиза на спектр собственных частот колебаний давления теплоносителя, а также следует, что величина ПП для СЧКДТ в активной зоне зависит от режима работы АЭС.

В режиме работы на уровне приблизительно 85% мощности ПП величина СЧКДТ равна 5,2 Гц, а ПП 1,7 Гц. Половины ПП располагаются симметрично по обе стороны от частоты резонанса.

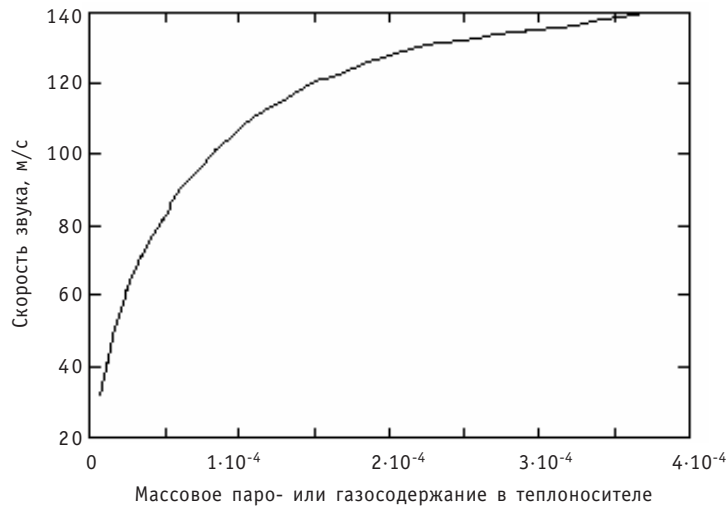


Рис. 7. Скорость распространения волн давления (скорость звука) в активной зоне реактора ВВЭР-1000 при наличии газовой (паровой) компоненты в теплоносителе

Левая и правая половины ПП равны $1,7/2 = 0,85$ Гц. Таким образом, нижняя граница ПП, соответствующая частоте ω_1 , равна линейной частоте $f_1 = (5,4 - 0,85) = 4,5$ Гц, а верхняя граница ПП равна линейной частоте $f_2 = (5,4 + 0,85) = 6,2$ Гц. Следовательно, СЧКДТ, равные 3,6 и 6,3 Гц, находятся вне ПП.

Результаты расчета коэффициента затухания α в первом контуре АЭС ВВЭР-1000:

- при наличии газовой фазы продуктов радиолиза в участках 4 и 5 (активная зона и пространство над активной зоной) $\alpha = 0,252$;
- при отсутствии газовой фазы в участках 4 и 5 $\alpha = 0,066$.

Эти данные указывают на существенное уменьшение амплитуды колебаний давления от внешних импульсных воздействий по давлению при возникновении газообразных продуктов в теплоносителе. С другой стороны, как уже отмечено ранее, присутствие газообразных продуктов в теплоносителе существенно сдвигает значения СЧКДТ в область более низких частот, что может вызвать увеличение вибраций ТВС при попадании в зону ПП.

Для предотвращения работы на уровне мощности, при котором возникают повышенные пульсации давления теплоносителя и вибрации ВКУ, можно использовать системы контроля для нормальной эксплуатации, которые включают в себя систему автоматизированного управления технологическими процессами блока (АСУ ТП), включая защиты и блокировки.

Таблица 2

Результаты расчетов СЧКДТ в активной зоне, Q и ППЧ в режимах холодной обкатки при нулевой мощности и на уровне примерно 85% номинальной мощности (режим № 2)

Режим работы	Скорость звука a , м/с	СЧКДТ, Гц	Добротность Q	Полоса пропускания, Гц
Режим N 2 (85% номинальной мощности)	120	5,2	3	1,7
Холодная обкатка	1120	50,6	34,2	1,5

В состав системы входят следующие основные регуляторы:

- АРМ – автоматический регулятор мощности;
- РОМ-2М – регулятор ограничения мощности;
- регулятор давления первого контура;
- регулятор уровня в КД;
- регулятор уровня в ПГ.

Автоматический регулятор мощности АРМ-5С включает в себя

- регулятор поддержания теплогидравлических параметров;
- регулятор поддержания нейтронной мощности.

АРМ-5С имеет два режима работы:

- режим Т – контроль мощности осуществляется при поддержании постоянного давления во втором контуре в диапазоне 10 – 110% номинальной мощности реактора;
- режим Н поддерживает постоянным нейтронный поток в диапазоне 3 – 110% от номинальной мощности.

Отечественный опыт измерения и анализа виброакустических сигналов в оборудовании АЭС и результаты моделирования и системного анализа опережают зарубежные разработки [1,2]. Эти исследования, на наш взгляд, позволяют не только получить научные рекомендации для создания условий, продлевающих срок службы оборудования, но и занять лидирующее место в разработке систем диагностики, идентификации и управления колебательными и вибрационными процессами в оборудовании АЭС. Создание этих систем [2, 3] позволит обеспечить повышение безопасности, эффективности эксплуатации и срока службы как действующих, так и проектируемых АЭС.

Такая возможность, как предлагается в данной работе, может быть реализована применением стандартных средств управления режимом эксплуатации АС с ВВЭР-1000 путем использования системы контроля для нормальной эксплуатации, которые включают в себя АСУ ТП АЭС.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Полученные при выполнении данной работы результаты позволяют прогнозировать появление недопустимых режимов работы оборудования первого контура и ГЦТ посредством расчета СЧКДТ, Q , ПП и сопоставления их значений с аналогичными характеристиками ВКУ, ТВС, твэлов и другого оборудования, влияющего на безопасность и надежность эксплуатации.

Для предотвращения нежелательных режимов при эксплуатации энергоблока могут быть использованы штатные системы АСУ ТП, включая защиты и блокировки.

Литература

1. *Проскуряков К.Н.* Виброакустическая паспортизация АЭС – средство повышения их надежности и безопасности // Теплоэнергетика. – 2005. – № 12. – С. 3034.
2. *Аркадов Г.В., Павелко В.И., Усанов А.И.* Виброшумовая диагностика ВВЭР. – М.: Энергоатомиздат, 2004.
3. *Proskouriaikov K.N., Gholampoor M., V.V.Karataev V.V., Pavlov A.S., Nikiphorov V.N., Hiretdinov V.U.* Application of System Analysis for Definition of the Causes of Anomalies Occurrence in the Reactor Circuit Equipment. ICAPP 04 Pittsburgh. PA USA, June 13-17, 2004
4. *Proskuryakov K.N., Hiretdinov V.U.* Are Reactor Vessel Lids Cracking Phenomenon Accidental or Foreseeable? IAEA Technical Meeting On «On-line Condition Monitoring of Equipment and Processes in Nuclear Power Plants Using Advanced Diagnostic Systems», 27 to 30 June 2005 Knoxville, Tennessee USA.
5. *Проскуряков К.Н.* Моделирование параметрических колебаний в системе охлаждения ядерных реакторов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – № 3.
6. *Атабеков Г.И.* Теоретические основы электротехники Ч.1. – М.: Энергия, 1970.

7. Тихонов А.Н., Самарский А.А. Уравнения математической физики. – М.: Наука, 1977. – 735 с.
8. Лепендин Л.Ф. Акустика. – М.: Высшая школа, 1978. – 448 с.
9. Проскуряков К.Н. Теплогидравлическое возбуждение колебаний теплоносителя во внутрикорпусных устройствах ядерных энергетических установок. – М.: МЭИ, 1984. – 68 с.
10. Золотухин И.А. Анализ колебаний в многоконтурных электрических моделях теплогидравлических систем (специальность «Теоретическая электротехника») Автореферат диссертации на соискание ученой степени к.т.н. – М.: МЭИ, 2008 – 20 с.
11. Proskuryakov K.N., Novikov K.S. The Causes of High Cyclic Dynamical Loadings Increasing in Water Cooled Water Moderated Reactors. The 7th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety Seoul, Korea, October 5-9, 2008
<http://www.nuthos-7.org/>
12. Проскуряков К.Н. Использование виброакустических шумов для диагностики технологических процессов на АЭС. – М.: МЭИ, 1999. – 68 с.

Поступила в редакцию 30.12.2008

РАЗРАБОТКА ЭЛЕКТРОННОГО ПАСПОРТА ПРОГНОЗА СОСТОЯНИЯ ТРУБЧАТКИ ПАРОГЕНЕРАТОРА АЭС С ВВЭР

В.К. Семенов, Д.С. Румянцев

Ивановский государственный энергетический университет, г. Иваново



Существующая система организационных и технических мероприятий по вводу и эксплуатации теплоэнергетического оборудования АЭС с ВВЭР разработана для нового оборудования, в котором все однотипные аппараты имеют одинаковое стартовое состояние. Если же исходные состояния однотипных аппаратов очень сильно различаются, то указанный подход не корректен. Поэтому необходимо создать методики прогнозирования долговечности труб ПГ, которые в комплексе с анализом результатов эксплуатации позволяют разработать рекомендации по повышению сохранности и продлению срока ресурса конкретного ПГ.

Разработаны полуэмпирическая математическая модель и компьютерная программа, позволяющие прогнозировать сроки химических промывок в парогенераторе.

Опыт эксплуатации АЭС с реакторами ВВЭР показывает, что большинство случаев простоя станций связано с выходом из строя теплоэнергетического оборудования, преимущественно парогенераторов (ПГ). Надежность оборудования обеспечивается жестким соблюдением технологического режима, техническим обслуживанием и ремонтом. Техническое обслуживание и ремонт оборудования базируются на системе планово-предупредительных ремонтов (ППР). Эта система основывается на среднестатистических данных обследования состояния оборудования. При этом не учитываются различие в условиях эксплуатации оборудования, его исходное состояние и износ. В особенности это касается оборудования, вводимого в эксплуатацию после длительной консервации. Поскольку теплоэнергетическое оборудование является чрезвычайно дорогим, то назначение одинаковых сроков ППР для оборудования с различным износом приводит к неоправданному расходу материальных ресурсов.

Для решения данной задачи необходимо создание действенной системы прогнозирования состояния оборудования, при этом прогноз должен осуществляться для каждого индивидуального аппарата на основе имеющейся о нем информации. Главным элементом, определяющим ресурс парогенератора, являются теплообменные трубки (ТОТ), поэтому обеспечение их надежной работы представляет собой важнейшую задачу. Основным фактором, влияющим на состояние теплообменных поверхностей трубчатки, является водно-химический режим, который определяет поступление продуктов коррозии конструкционных материалов из

конденратно-питательного тракта в парогенератор с последующим осаждением их на теплообменной поверхности трубного пучка и образованием шлама на нижней образующей корпуса парогенератора и в межтрубном пространстве вплоть до полного его перекрытия [1]. В отложениях происходит концентрирование коррозионно-активных примесей котловой воды, инициирующих коррозионные повреждения трубок (рис. 1), что приводит к их дальнейшему глушению. Образование продуктов коррозии на трубчатке парогенератора также ухудшает теплопередачу и приводит к повышению температуры.

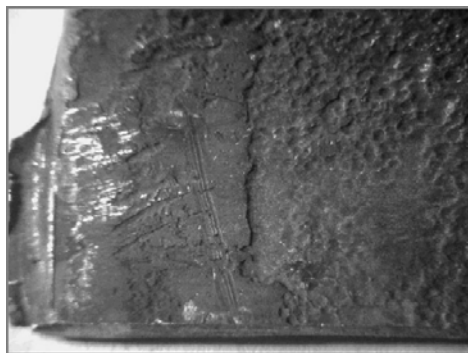


Рис.1. Поверхность трубки с коррозионными повреждениями

Это все отрицательно сказывается на ресурсе парогенератора и ведет к неминуемой его замене, при которой продолжительность простоя может составлять порядка 300 дней и более при стоимости замены 100–200 млн. долларов. Для удаления отложений на ТОТ применяют химическую промывку, осуществление которой является трудоемким и достаточно дорогим процессом с последующей трудностью утилизации промывочного раствора. Осуществление химической промывки также приводит к простоям оборудования.

Таким образом, прогнозирование сроков химических промывок отдельно взятого парогенератора является чрезвычайно актуальным.

В ходе работы нами была разработана полуэмпирическая стохастическая математическая модель, которая позволяет провести прогноз количества коррозионных отложений. Причем прогноз ведется для каждого аппарата в отдельности с отслеживанием его состояния в течение всего срока эксплуатации.

В модели было предположено, что первоначальное осаждение коррозионных отложений является термофоретическим адсорбционным процессом, для которого скорость накопления определяется уравнением рождения и гибели (образование отложений и их срыв). Скорость рождения определяется числом свободных мест – «ловушек» на адсорбирующей поверхности. Такими ловушками являются начальные поверхностные дефекты теплообменной поверхности (дефекты в виде царапин, шероховатостей, углублений и пр.). По мере роста числа отложений сами осажденные продукты коррозии являются ловушками для новых частиц [2], поставляемых гидродинамическим потоком. Таким образом, формально (математически) скорость рождения можно представить двумя слагаемыми:

$$\frac{dN}{dt} = \sigma_0 \Phi (N_{00} - N) + \sigma_1 \Phi N, \quad (1)$$

где N – безразмерное число, численно равное поверхностной плотности коррозионных отложений; σ_0 и σ_1 – соответственно сечения реакции осаждения примесей на свободную поверхность и на поверхность, занятую продуктами корро-

зии; Φ – плотность потока частиц на поверхность; N_{00} – начальная поверхностная плотность «ловушек». Первое слагаемое в правой части уравнения носит чисто адсорбционный характер. Оно говорит о том, что скорость адсорбции пропорциональна числу свободных мест-ловушек, обусловленных поверхностными дефектами. Наличие второго слагаемого говорит о том, что процесс осаждения продуктов коррозии сам зависит от уже имеющихся отложений, т.е. носит цепной характер. Вводя константу скорости реакции $k = \sigma \cdot \Phi$, выражение (1) можно записать в виде

$$\frac{dN}{dt} = k_0(N_{00} - N) + k_1N. \quad (2)$$

Скорость гибели отложений (срыв), зависящая от многих факторов, тоже пропорциональная поверхностной плотности частиц, может быть представлена в виде $k_r \cdot N$ (k_r – константа скорости гибели коррозионных отложений). Таким образом, скорость отложения продуктов коррозии может быть представлена следующим уравнением рождения и гибели:

$$\frac{dN}{dt} = R - kN, \quad (3)$$

где $R = k_0N_{00}$, $k = k_0 + k_r - k_1$.

Прогноз на основе уравнения рождения и гибели, безусловно, физически является более предпочтительным. Поскольку в течение эксплуатации аппарата изменяются условия его работы (тепловой и динамический режимы, концентрация примесей, заносимых из конденсато-питательного тракта, накопление усталости материалов, образование трещин и пр.), то уравнение рождения и гибели несколько модифицируем и представим в следующем виде:

$$\frac{dN}{dt} = \lambda(t) \left(1 - \frac{N}{N_p} \right), \quad (4)$$

где $\lambda(t) = \lambda_0 + \alpha \cdot t + \beta \cdot t^2 + \gamma \cdot t^3$ – коэффициент, учитывающий изменчивость условий работы аппарата в процессе его эксплуатации. Из физических соображений ясно, что в первый момент времени при $t = 0$ скорость отложения продуктов коррозии должна равняться нулю, т.е. слагаемое λ_0 нужно положить тоже равным нулю. Интегрируя (4), получим

$$N = N_p - (N_p - N_0) \exp(-g(t)), \quad (5)$$

где $g(t) = \frac{\alpha \cdot t^2}{2} + \frac{\beta \cdot t^3}{3} + \frac{\gamma \cdot t^4}{4}$; N_0 – начальная поверхностная плотность коррозионных отложений; α, β, γ – коэффициенты, определяемые из экспериментальных данных.

Экспериментальными данные являются результатом по измерению удельной загрязненности трубчатки ПГ в течение его эксплуатации.

Для коррозионных отложений дисперсия распределения определяется выражением

$$\frac{\Delta}{N_p} = \frac{(1-N)^2}{(1-N)^2} \left[\Delta_0 + \frac{(1-N) \cdot (N-N)}{(1-N)} \right]. \quad (6)$$

Входящее в уравнение (2) стационарное значение коррозионных отложений N_p не может быть экспериментально определено, поскольку в условиях эксплуатации парогенераторов на исследуемых интервалах времени стационарное состояние не достижимо. Однако нам задано предельно допустимое значение концентрации отложений N_{np} , которое достижимо в указанных интервалах. Поскольку

выполняется условие $N_{np} \ll N_p$, значение N_p можно определить методом подбора. Критерием правильности выбора этого значения будет совпадение теоретической функции прогноза с экспериментальными данными и близость функции прогноза для средних значений с более грубой функцией прогноза, для задания которой указанный предел не используется. Оптимальным вариантом выбора оказалось $N_p = 10N_{np}$.

На данной математической модели разработана компьютерная программа на языке Object Pascal в среде Delphi [3]. С ее помощью можно осуществить прогноз коррозионных отложений на трубчатке. Рабочее окно программы представлено на рис. 2. Оно имеет дружелюбный интерфейс и простое в управлении.

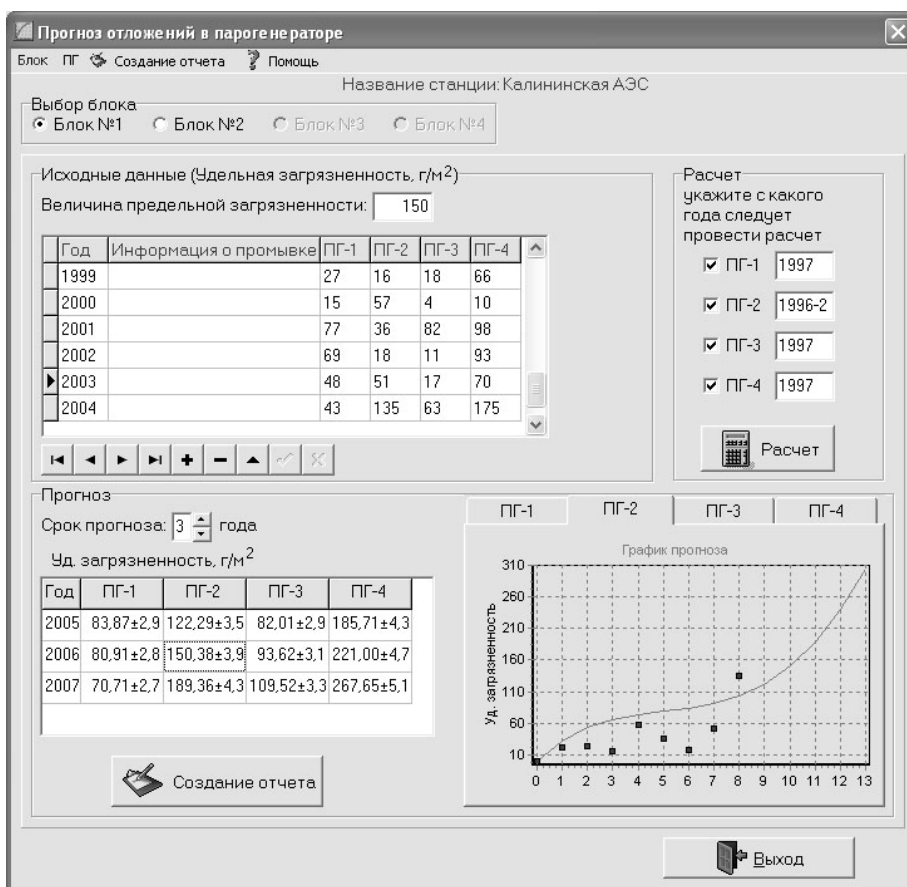


Рис. 2. Рабочее окно прогноза коррозионных отложений в парогенераторе

Исходными данными в прогнозе коррозионных отложений является удельная загрязненность, отслеживаемая в процессе эксплуатации теплообменного оборудования.

Прогноз ведется для отдельного парогенератора с возможностью выбора сроков. Выходным результатом является не только значение прогнозируемой величины и график кривой прогноза, но и срок проведения химической промывки. Окончательно, путем нажатия кнопки «Создание отчета», можно увидеть заключение о необходимости вывода из работы ПГ в ремонт с целью его полной очистки от коррозионных отложений (рис. 3).

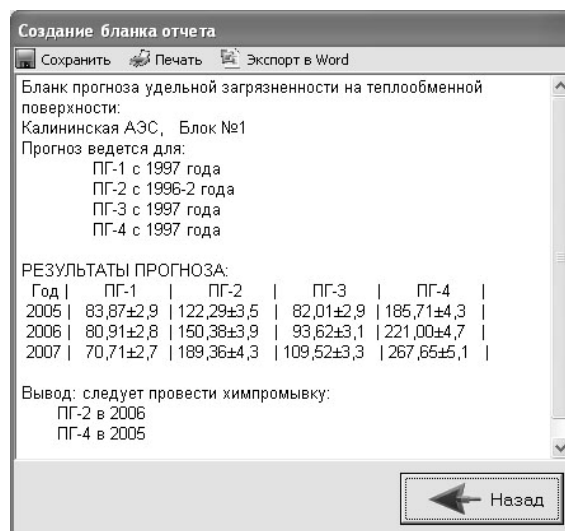


Рис. 3. Окно бланка прогноза удельной загрязненности в парогенераторе

Таким образом, программа включает в себя следующие возможности:

- вести прогноз для каждого ПГ в отдельности;
- выбирать сроки прогноза;
- редактировать и добавлять данные о результатах обследования трубочки ПГ с последующим сохранением изменений;
 - рассчитывать наступление сроков химических промывок;
 - рассчитывать флуктуацию прогноза значений коррозионных отложений;
 - строить графики прогноза;
- создавать отчет с последующей его печатью или сохранением в текстовый файл, а также экспортировать в Microsoft Office Word;
 - учитывать стартовое состояние теплообменного оборудования;
 - вызывать справку в случае возникновения затруднений при использовании программы;
- использовать программу не только для ПГ, но и для любого теплообменного оборудования.

В заключение отметим, что предлагаемые нами математические модели и компьютерную программу электронного паспорта прогноза состояния теплообменных поверхностей, в принципе, можно использовать для любого теплообменного оборудования. Причем достоверность прогноза можно значительно повысить, организовав измерения концентрации примесей на входе и выходе из парогенератора в процессе его непрерывной работы.

Литература

1. Крицкий В.Г. Проблемы коррозии и водно-химических режимов АЭС. – С-Пб.: СИНТО, 1996.
2. Мамет В.А., Мартынова О.И. Процессы «хайд-аут» (местного концентрирования) примесей котловой воды парогенераторов АЭС и их влияние на надежность работы оборудования // Теплоэнергетика. – 1993. - № 7. – С.2-7.
3. Хомоненко А.Д. Delhi 7. – СПб.: БВХ-Петербург, 2004.

Поступила в редакцию 2.12.2008

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АЛЛИУМ-ТЕСТА В РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОМ МОНИТОРИНГЕ

С.Ю. Синовец, С.В. Пяткова, Г.В. Козьмин

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



Данная статья посвящена обоснованию возможности применения простой доступной и информативной методики *аллиум*-теста в радиоэкологическом мониторинге. Проведено биотестирование природных вод на территории регионального хранилища радиоактивных отходов в черте города Обнинска. Изучена экологическая обстановка и проведена оценка потенциальной опасности для природной среды. Результаты исследования показали, что негативные биологические эффекты формируются под влиянием загрязняющих веществ в воде из скважины, расположенной вблизи аварийной емкости хранилища. Для определения вклада радиационной компоненты в формирование отклика биотеста проведены дополнительные модельные эксперименты. Дана оценка радиочувствительности лука в диапазоне доз от 0,1 до 2 Гр.

Ключевые слова: экологический мониторинг, биотестирование, *аллиум*-тест, цитогенетические показатели, радиочувствительность.

ВВЕДЕНИЕ

Активно формирующаяся в настоящее время концепция экосистемного нормирования требует усовершенствования и внедрения в практику методов биологического контроля качества природной среды. Для этого необходимы исследования чувствительности организмов к внешним воздействиям, определение пороговой величины и степени потенциальной биологической опасности отдельных факторов окружающей среды. Известно, что радиочувствительность организмов резко отличается, и эта особенность может быть положена в основу экологического нормирования на уровне экосистемы [1].

Несмотря на важность химических и физических анализов, обеспечивающих получение базовой информации о концентрации различных поллютантов и физических изменениях, биологическая оценка качества среды оказывается приоритетной по двум причинам. Во-первых, биологическая оценка предоставляет возможность интегральной характеристики качества среды с учетом многообразия воздействующих факторов. Во-вторых, такая оценка дает характеристику здоро-

вья среды по биологически значимым показателям и, следовательно, определяет ее пригодность для живых организмов [2].

При проведении биологического мониторинга используют тест-реакции живых организмов на комплексное воздействие внешних факторов. При этом тесты на клеточном и генетическом уровнях позволяют оценить чувствительность организмов и опасность данного воздействия на самых ранних этапах.

Метод *аллиум*-теста для исследования токсического воздействия различных загрязнителей биосферы на живые объекты является очень удобным и широко используемым [3]. Он позволяет осуществить относительно быстрый анализ эффектов влияния различных факторов окружающей среды. К сожалению, применение данной методики для оценки уровня радиоактивного загрязнения экосистем другими исследователями выявило ряд недостатков, которые требуют уточнения [4,5]. В частности, до сих пор не разработана шкала оценки, позволяющая соотнести биологический отклик тест-объекта с полученной дозой. Для этого нами проводятся модельные эксперименты, позволяющие восполнить этот пробел и усовершенствовать данную методику для использования биологических показателей в экосистемном нормировании. Обработка данных наших экспериментов позволит оценить вклад факторов радиационной природы в биологический отклик, регистрируемый при комплексном техногенном загрязнении экосистем.

Цель данной работы – оценка возможности применения методики *аллиум*-теста в радиозоологическом мониторинге.

Проведение подобных исследований перспективно, и в будущем позволит экспериментально определить ряд чувствительности растительных тест-объектов к воздействию ионизирующего излучения низкодозового диапазона, что позволит оценить допустимые уровни этого фактора в окружающей среде, а также даст возможность внести непосредственный вклад в разработку методологии оценки и нормирования ионизирующего излучения.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

Исследования проводились на базе учебно-исследовательского полигона в районе размещения хранилищ радиоактивных отходов (РАО) ГНЦ РФ-ФЭИ [6, 7].

Отбор проб воды для биотестирования проводился в соответствии с ландшафтно-геохимическими особенностями местности. Для оценки потенциальной биологической опасности отбирались пробы воды из двух контрольных скважин на территории хранилища: скважины № 4 вблизи аварийной емкости и скважины № 7, расположенной на значительном расстоянии от локального источника загрязнения. Пробы воды для тестирования отбирались также из небольшого ручья, берущего начало на территории хранилища, и на болотистом участке в 50 м от границы охраняемой территории. Карта-схема точек пробоотбора представлена на рис. 1. В качестве контрольной пробы использовали отстоянную водопроводную воду. Тестирование природных вод проводилось в трехкратной повторности. Образцы воды для тестирования отбирались в мае, июле и октябре.

Данные радиохимического анализа свидетельствуют о наличии в тестируемых образцах воды β -радионуклида ^{90}Sr . Наибольшее содержание стронция отмечается в воде из скважины № 4 (от 22 до 40 Бк/л). Содержание радионуклидов в природных водах за пределами хранилища (ручей и болото) варьируется сезонно (в пределах от 3 до 16 Бк/л). Уровень радиоактивности в воде из скважины № 7 не является значимым (менее 0,15 Бк/л) на протяжении всего времени пробоотбора. Таким образом, вода из скважины № 7 может служить натурным контролем в тестировании воды из 4-й скважины.

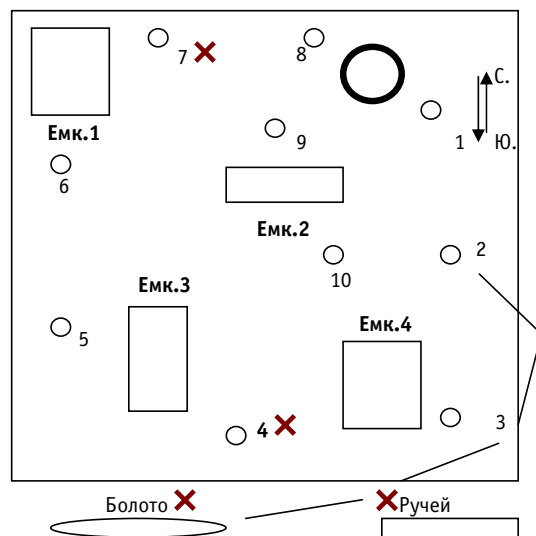


Рис. 1. Карта-схема точек пробоотбора

Радиоактивное загрязнение данной территории дополняется присутствием в воде ионов тяжелых металлов. Химический анализ показал повышенное содержание ионов Fe (0,15 мг/л), Mn (1,18 мг/л), Ni (0,32 мг/л), Cu (0,002 мг/л), Zn (1,36 мг/л) в скважине № 4. В воде из скважины № 7 отмечена высокая концентрация ионов Ni (0,18 мг/л). Для воды из ручья и болота также характерно значительное присутствие ионов Cu (0,003 мг/л).

Процедура тестирования проводилась по схеме, предложенной в работе [3]. Тест-системой для изучения биологических эффектов, индуцируемых компонентным составом проб воды, были выбраны клетки корневой меристемы лука (*Allium-sera*, сорт *Штутдгартер Ризен*). Луковицы, приблизительно одинаковые по массе (2,5–3 г) и размеру (1,8–2,2 см), помещали сначала в пластиковые кюветы с водопроводной водой на 48 ч для предварительного проращивания таким образом, чтобы воды касалось только донце луковицы. Этого времени достаточно для начала роста придаточных корней и запуска процесса активного деления клеток.

Затем отбирали проросшие луковицы с длиной корня 0,5–1 см и помещали в испытуемые пробы воды на 24 часа. В каждом варианте использовалось 15 луковиц. По окончании тестирования корешки длиной 1,5–2,0 см фиксировались в ацетоуксусном спирте. Использовали общепринятую методику приготовления давленных препаратов, окрашивание клеток проводили ацетоорсеином [8].

В качестве анализируемых показателей были выбраны митотический индекс корневой меристемы и учет клеток с абберациями хромосом на стадии анателофазы [9].

Для определения радиочувствительности лука как тест-объекта аналогичная процедура тестирования проводилась в модельном эксперименте с использованием гамма-излучения в качестве воздействующего фактора.

Облучение растущих луковиц проводили на гамма-установке ОПГД-1 от источника ^{60}Co , помещенного в свинцовый коллиматор. Экспериментальные кюветы с луковицами размещались на разном расстоянии от источника ионизирующей радиации. Соответственно поглощенные дозы в этих точках составили 0,1; 0,2; 0,9; 2 Гр. Контрольные кюветы находились вне зоны ионизирующего облучения.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Реальная экологическая ситуация характеризуется одновременным воздействием на объекты окружающей природной среды малых доз и концентраций загрязнителей разной (физической, химической и биологической) природы, способных в зависимости от их соотношения формировать такие ответные реакции как антагонизм и синергизм.

Возможность нелинейного отклика биологических систем на многофакторные воздействия крайне усложняет задачу корректной оценки генетического риска техногенного загрязнения. В то же время решение практических задач охраны окружающей среды невозможно без создания прочной научной основы для оценки сочетанных эффектов, что требует знания молекулярно-клеточных механизмов и закономерностей проявления многофакторных воздействий [10]. Для этого необходимо иметь хотя бы приблизительную шкалу оценки действия конкретного фактора.

По результатам биотестирования была оценена токсичность природных вод в районе хранилища радиоактивных отходов. Цитотоксичность воды (рис.2 А) характеризовалась по показателю митотической активности клеток корневой меристемы, генотоксичность – по показателю частоты аберрантных клеток (рис.2В).

Представленные на рис. 2А данные показывают, что значимое снижение величины митотического индекса в корешках лука зафиксировано при использовании воды из скважины 4, причем этот результат повторяется независимо от даты пробоотбора.

Следовательно, компонентный состав воды из этого источника характеризуется цитотоксическим эффектом. Эти данные согласуются с результатами радиологического и химического контроля. При сравнении результатов биотестирования в разные сроки пробоотбора следует отметить, что активность клеточного деления в летний период была низкой во всех вариантах тестирования. Наблюдаемую нами сезонную динамику митотической активности можно объяснить наличием внутреннего биологического ритма тест-организма [11]. Из этого также следует, что при использовании живых организмов в эксперименте следует обращать внимание на ритмический характер природных процессов.

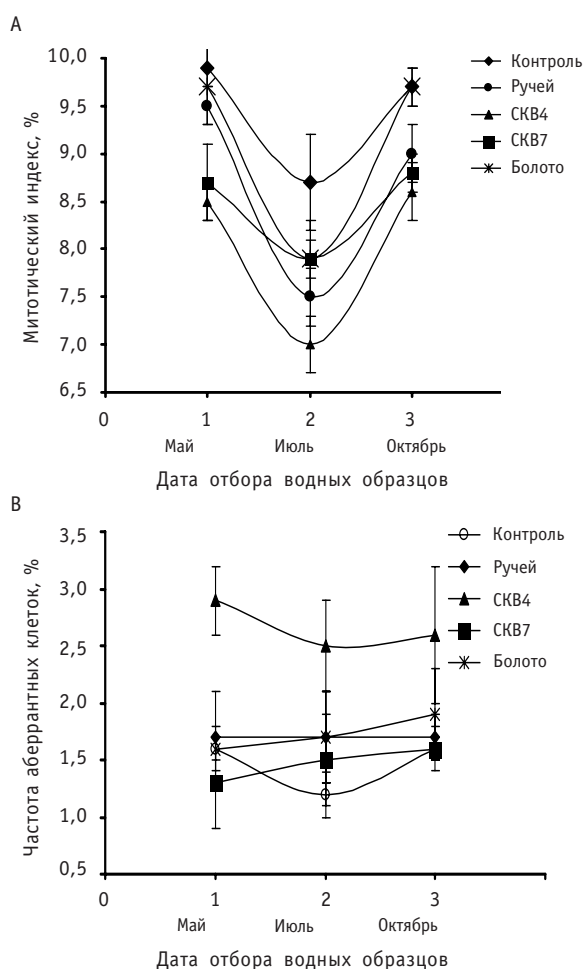


Рис. 2. Оценка цитотоксичности (А) и генотоксичности (В) водных образцов

В отличие от этого влияние компонентного состава воды на уровне генома (рис. 2В) не зависит от сезона. Процент формирования аберрантных клеток при тестировании воды из скважины № 4 в 2 раза выше, чем в контроле и других водных источниках. Таким образом, подтверждается и генотоксический эффект, индуцируемый компонентным составом воды из скважины № 4. Спектр наблюдаемых хромосомных аберраций представлен, в основном, хромосомными формами нарушений (мостами и фрагментами), присутствие геномных нарушений (отставания хромосом) незначительно.

Для данного спектра отмечено отсутствие тяжелых (летальных) изменений в клетке (мультиполярных митозов, К-митозов, изменений формы ядра, слипаний хромосом). Такие генетические изменения, наблюдаемые в клетках, обусловлены совместным действием радионуклидов и химических элементов в воде, присутствующих в относительно малых концентрациях. Ответная реакция на уровне генома клетки оказалась более чувствительной к радиационным факторам. Повышенный уровень радионуклидов в воде из скважины № 4 способен индуцировать более высокий процент аномальных клеток. Однако поглощенные дозы для лука, проращиваемого в этой воде, слишком малы, и не вполне корректно было бы связывать проявления генотоксического эффекта только с радиационной компонентой тестируемой воды.

Радиологические характеристики тестируемой воды нам известны, и мы можем сравнить их с показаниями биотеста, проанализировав также и уровень его чувствительности. Как уже отмечалось ранее, активность радионуклидов в воде варьируется сезонно: для природных вод ручья и болота от 3 до 16 Бк/л; для подземной воды и скважины № 7 содержание радионуклидов является незначительным; активность радионуклидов в скважине № 4 наиболее высока 22–40 Бк/л. Если рассматривать ответную реакцию биотеста, то при минимальной концентрации радионуклида в скважине № 7 отмечается цитотоксический эффект в весенних и осенних пробах воды.

При анализе взаимосвязи ответной реакции биологической ткани и содержания радиоактивного элемента в воде не обнаруживается строгой корреляционной зависимости. Довольно трудно определить основной фактор воздействия, т.к. образцы подвергаются сочетанному воздействию сразу нескольких факторов. Необходимо вычлнить из комплекса всех действующих факторов только лишь действие ионизирующего излучения. Применение данного теста в радиоэкологическом мониторинге может быть ограничено чувствительностью тест-объекта к факторам радиационной природы. В связи с этим нами были поставлены дополнительные модельные эксперименты, позволяющие оценить чувствительность данного тест-объекта к радиационному фактору.

Под радиочувствительностью понимают степень нарушения различных процессов или поражения тканей и органов при одной и той же дозе радиации. Считается, что молодые делящиеся клетки лука довольно чувствительны к воздействию ионизирующего излучения. Крупные хорошо изученные хромосомы очень уязвимы в отношении радиационного фактора, поэтому лук мог бы стать очень удобным тест-объектом для его оценки [4].

Изменения в клетках лука, формирующиеся под действием ионизирующего излучения, представлены на рис. 3 и 4.

Цитогенетические показатели в данном случае реагировали на изменение радиационного фона неоднозначно. При дозе 0,9 Гр наблюдалось незначительное подавление митотической активности относительно фонового контроля, а дозы 0,1 и 0,2 Гр оказывали значимое стимулирующее действие. При дозе 2 Гр наблю-

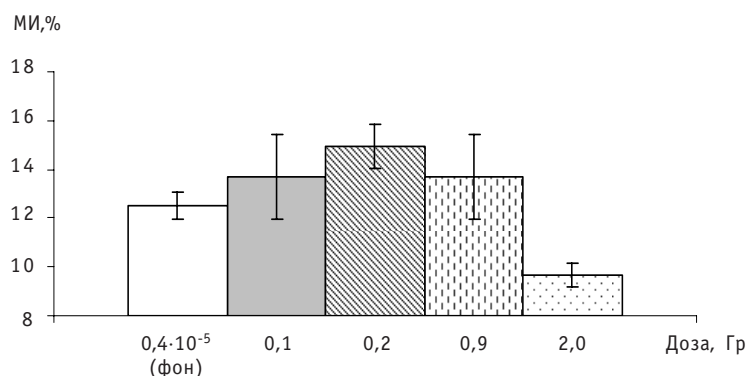


Рис. 3. Диаграмма изменения митотического индекса под воздействием ионизирующего гамма-излучения

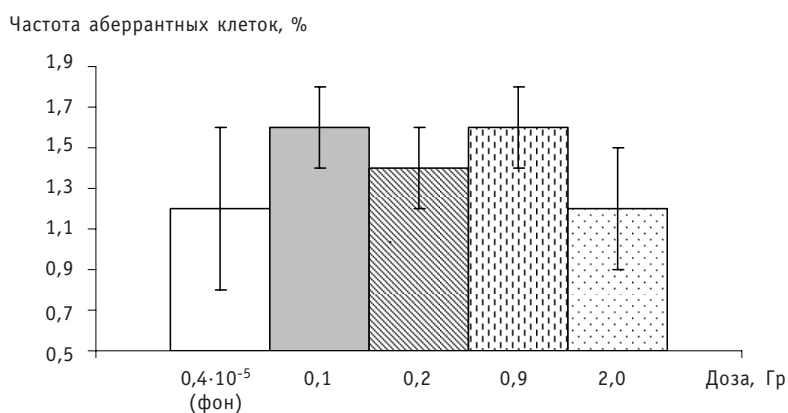


Рис. 4. Диаграмма изменения частоты абберантных клеток под воздействием ионизирующего гамма-излучения

далась депрессия митотической активности. Это говорит о том, что при более высоких дозах нарушаются все процессы жизнедеятельности в клетке, она перестает нормально функционировать, снижается процент делящихся клеток и в конечном итоге это может привести к гибели организма.

В данном диапазоне доз ионизирующей радиации генотоксический эффект не регистрируется, т.к. частота абберантных клеток не превышает соответствующих контрольных значений. Спектр наблюдаемых изменений в клетках характеризуется присутствием летальных изменений в виде К-митозов, большой долей геномных нарушений, а также заметным присутствием хроматидных и хромосомных нарушений. Отмечается принципиальное отличие от спектрального состава нарушений, наблюдаемых в биотесте [7]. В модельном эксперименте присутствуют летальные изменения и намного больше геномных. Таким образом, полученные цитогенетические изменения при использовании *аллиум*-теста, по всей видимости, связаны не только с действием ионизирующих излучений и обусловлены комплексным воздействием с учетом присутствия продуктов коррозии в составе отходов РАО [6].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Выполненная работа по оценке экотоксичности природных вод в районе расположения хранилища радиоактивных отходов в г. Обнинске базировалась на методике биологического контроля среды. Биотестирование позволило оценить данный природный объект интегрально, т.е. по совокупности всех возможных

воздействующих факторов на момент пробоотбора. В клетках луковиц, пророщенных в воде, отобранной вблизи хранилища РАО, были обнаружены генетические изменения, которые обусловлены совместным действием радионуклидов и химических элементов в воде, присутствующих в относительно малых концентрациях. Генотоксический эффект был подтвержден наблюдаемыми хромосомными аберрациями, но четкой и закономерной связи между показателем биотеста и содержанием радионуклида обнаружено не было. Для оценки исключительно радиоактивного фактора в формировании оцениваемых биологических показателей был проведен дополнительный модельный эксперимент по облучению лука ионизирующим излучением в дозах 0,1–2 Гр, который показал, что малые дозы оказывают стимулирующий эффект, а при более высоких дозах, а именно 2 Гр, наблюдается депрессия митотической активности. На уровне генома зарегистрированы характерные отличия в спектре наблюдаемых аберраций хромосом, что может служить информативным признаком в оценке качества природной среды.

При использовании *аллиум*-теста в радиоэкологическом мониторинге необходимо учитывать чувствительность тест-объекта к радиоактивным компонентам тестируемой среды.

Литература

1. Пяткова С.В., Горшкова Т.А., Сынзыныс Б.И. Экосистемное нормирование: Учебное пособие по курсам «Общая экология», «Техногенные системы и экологический риск». – Обнинск: ИАТЭ, 2007. – 68с
2. Захаров В.М., Кларк Д.М. Биотест: интегральная оценка здоровья экосистем и отдельных видов. Московское отделение международного фонда «Биотест». – М., 1993. – 67. – С. 4.
3. Fiskesjo G. The *Allium*-test as a standard in environmental monitoring// *Hereditas*. – 1985. – V. – 102. – P. 99-112.
4. Vaijapurkar S.G. Radiation Measurements 33 (2001) 833-836, Gamma-irradiated onions as a biological indicator of radiation dose.
5. Kovalchuk, O., Kovalchuk, I., Arkhipov, A. The *Allium cepa* chromosome aberration test reliably measures genotoxicity of soils of inhabited areas in the Ukraine contaminated by the Chernobyl accident// *J. Mutat. Research*. – 1998. – 415: 47-57.
6. Васильева А.Н., Козьмин Г.В., Латынова Н.Е., Старков О.В., Вайзер В.И. Общие закономерности загрязнения геосистем в районе размещения регионального хранилища радиоактивных отходов// *Известия вузов. Ядерная энергетика*. – 2007. – № 2. – С. 64-74.
7. Васильева А.Н., Сынзыныс Б.И., Ульянова Л.П. и др. Оценка загрязнения биоценоза в районе размещения регионального хранилища радиоактивных отходов и его влияния на грызунов// *Радиационная биология. Радиоэкология*. – 2007. – Т. 47. – № 2. – С. 623-630.
8. Паушева З.П. Практикум по цитологии растений. – М.: Колос, 1970. – С. 255.
9. Grant W.F. Chromosome aberration assays in *Allium*. A report of the US Environmental Protection Agency Gene-Tox program// *Mutation Research*. – 1982. – V. 99. – P. 273-291.
10. Гераськин С.А., Дикарев В.Г., Евсеева Т.И. Цитогенетические эффекты слабых и сочетанных воздействий у растений в связи с проблемой экологического нормирования// *Вестник НЯЦ РК «Радиоэкология и охрана окружающей среды»*. – 2002. – Вып. 3. – С. 90-97.
11. Гриф В.Г., Мачс Е.М. Ритмы митотической активности клеток в растительных меристемах// *Цитология*. – 1994. – Т. 36. – С. 1069-1085.
12. WHO. World Health Organization. Guidelines for Drinking-water Quality. Recommendations. Vol. 1: 3rd ed. Geneva, 2004. 546 p.

Поступила в редакцию 8.12.2008

РАЗРАБОТКА РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ И АНАЛИЗ НЕКОТОРЫХ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ В РУ КЛТ-40С С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ КОДА SERPENT

П.Е. Каплар, И.С. Лисицын, П.В. Марков, Н.А. Марчихина

Московский государственный университет им. Н.Э. Баумана, г. Москва



Разработана расчетная модель реакторной установки применительно к расчету стационарных и переходных режимов работы РУ КЛТ-40С с использованием теплогидравлического кода SERPENT. Проведена валидация расчетной модели путем сравнения результатов расчета стационарного режима работы на номинальной мощности по коду SERPENT с данными разработчика РУ КЛТ-40С. Выполнен расчетный анализ переходных режимов при отключении двух из четырех секций парогенератора и двух из четырех циркуляционных насосов первого контура в условиях неизменного положения органов регулирования. Определены изменения мощности, температур теплоносителя, оболочек топлива и дисперсионной топливной композиции.

Ключевые слова: код теплогидравлический SERPENT, установка реакторная КЛТ-40С, модель расчетная, блок парогенерирующий, ситуация аварийная, саморегулирование, самозащищенность, процесс переходной.

Key words: heat-hydraulic code SERPENT, reactor KLT-40S, calculation model, steam generating block, emergency, self-regulation, self-security, transitive process.

При проектировании ядерных энергетических установок и для анализа динамических процессов, а также обоснования безопасности широко используются теплогидравлические коды. При проведении расчетов с использованием современных теплогидравлических кодов подготовка исходных данных и создание расчетной схемы являются трудоемкой задачей, занимающей значительно большее время, чем собственно сами расчеты. Одним из путей решения этой задачи является использование информационных технологий, позволяющих автоматизировать и ускорить процесс создания расчетной модели.

При задании исходных данных был использован пакет программ визуализации теплогидравлических расчетных моделей для кода SERPENT. Пакет предоставляет пользователю трехмерное изображение расчетной схемы исследуемого объекта как при задании данных, так и в процессе счета задачи. При использовании разработанного пакета пользователь может оперативно находить ошибки в исходных данных, которые для кода SERPENT, как и для многих теплогидравлических кодов, таких как RELAP, ATHLET, KOPCAP и др., задаются в виде текстовых файлов определенного формата. Поиск ошибок вручную в таких файлах затруднен из-за большого количества информации.

© П.Е. Каплар, И.С. Лисицын, П.В. Марков, Н.А. Марчихина, 2009

В пакете визуализации используется OpenGL – стандартная графическая библиотека для 32- и 64-разрядных операционных систем, в том числе и для операционной системы Windows. В рамках данной работы проводилось также тестирование пакета визуализации и его связки с кодом SERPENT. В работе приведены графические материалы, полученные с использованием пакета.

Работа посвящена созданию расчетной модели в теплогидравлическом коде SERPENT и проведению расчетов некоторых переходных процессов в РУ КЛТ-40С плавучей теплоэлектростанции (ПАТЭС), создающейся в г. Северодвинск.

Моделирование проводилось с целью исследования поведения реакторной установки в режиме саморегулирования (без вмешательства органов компенсации реактивности) при следующих исходных событиях:

- отключение подачи питательной воды в два из четырех парогенераторов;
- отключение двух циркуляционных насосов первого контура.

Двухскоростной трехфазный теплогидравлический код SERPENT [1] является универсальным инструментом для моделирования теплогидравлических процессов в сложных разветвленных теплогидравлических сетях, где в качестве теплоносителя используется вода, пар и газ. Код применяется для расчетного исследования динамических и аварийных режимов работы реакторных установок.

Код SERPENT позволяет моделировать произвольные теплогидравлические сети и не имеет ограничений по числу моделируемых объектов. В процессе расчетов решается система уравнений сохранения массы, количества движения и энергии для каждой из сред.

Закон сохранения массы для i -ой фазы

$$\frac{\partial(\rho_i \cdot \varphi_i)}{\partial t} + \frac{\partial(\rho_i \cdot \varphi_i \cdot v_i)}{\partial x} = \frac{G_i^{enter}}{S} + \frac{G_i^{w \rightarrow s}}{S}, \quad (1)$$

где ρ_i – плотность, φ_i – объемная доля, v_i – скорость, G_i^{enter} – расход внешних источников на единицу длины канала, $G_i^{w \rightarrow s}$ – расход за счет генерации-конденсации пара на единицу длины канала, S – площадь сечения расчетной ячейки.

Закон сохранения количества движения для i -ой фазы

$$\rho_i \cdot \varphi_i \cdot \frac{\partial v_i}{\partial t} + \rho_i \cdot \varphi_i \cdot v_i \cdot \frac{\partial v_i}{\partial x} = -\frac{\partial P}{\partial x} \cdot \varphi_i - F_i^{tr} + F_i^{w \rightarrow s} + \rho_i \cdot \varphi_i \cdot g \cdot \alpha, \quad (2)$$

где F_i^{tr} – сила трения о стенку, $F_i^{w \rightarrow s}$ – сила межфазного трения.

Закон сохранения энергии для i -ой фазы

$$\frac{\partial(\rho_i \cdot \varphi_i \cdot I_i)}{\partial t} + \frac{\partial(\rho_i \cdot \varphi_i \cdot v_i \cdot I_i)}{\partial x} = Q_i^{sour} + Q_i^{w \rightarrow s} + \varphi_i \cdot \frac{\partial P}{\partial t}, \quad (3)$$

где Q_i^{sour} – мощность внешних источников, $Q_i^{w \rightarrow s}$ – мощность межфазного обмена теплом.

Температурные поля в твердых многослойных телах описываются одномерным уравнением теплопроводности в цилиндрической геометрии с коэффициентом теплопроводности, зависящим от температуры.

$$C \cdot \rho \cdot \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{1}{r} \cdot \frac{\partial}{\partial r} \left(r \cdot \lambda \cdot \frac{\partial T}{\partial r} \right) + Q, \quad (4)$$

где T – температура, $C=C(T)$ – теплоемкость материала, $\rho=\rho(T)$ – плотность материала, $\lambda=\lambda(T)$ – коэффициент теплопроводности, Q – мощность источника. На поверхности задаются граничные условия третьего рода.

Код имеет блок точечной нейтронной кинетики, позволяющий учитывать обратные связи: плотностной эффект теплоносителя и температурный эффект топ-

лива. Математическая модель данного блока получена на основании известных уравнений кинетики «точечного» ядерного реактора:

$$\begin{aligned} \frac{dn}{dt} &= \frac{\rho - \beta}{\ell} \cdot n + \sum_i \lambda_i \cdot c_i + q, \\ \frac{dc_i}{dt} &= \frac{\beta_i}{\ell} \cdot n - \lambda_i \cdot c_i, \quad i = 1 \dots 6, \end{aligned} \quad (5)$$

где n – плотность нейтронов, ρ – реактивность, β – эффективная доля запаздывающих нейтронов, c_i – концентрация ядер-предшественников запаздывающих нейтронов i -ой группы, λ_i – постоянная распада ядер-предшественников запаздывающих нейтронов i -ой группы, β_i – доля запаздывающих нейтронов i -ой группы, q – интенсивность источника нейтронов. Реактивность складывается из трех составляющих: плотностного, температурного эффектов и реактивности, вносимой органами управления. В коде SERPENT в виде уравнений реализованы зависимости реактивности от изменения средней плотности теплоносителя в активной зоне $\rho = f(\gamma)$, средней температуры топлива $\rho = f(T)$, а также зависимость реактивности, вносимой при изменении положения органов регулирования $\rho = f(H, B)$, где H – положение каждого из регулирующих органов в активной зоне, а B – глубина выгорания топлива. Все три зависимости получены экспериментально. На каждом расчетном шаге контролируется изменение средней температуры топлива в активной зоне, средней плотности теплоносителя и положения органов регулирования. На основании полученных отличий этих параметров от аналогичных на предыдущем шаге рассчитывается внесенная реактивность и пересчитывается мощность в активной зоне.

Исходные данные принимались в соответствии с [2].

Парогенерирующий блок РУ КЛТ-40С (рис.1) предназначен для выработки перегретого пара требуемых параметров за счет преобразования ядерной энергии в тепловую и состоит из реактора, соединенного короткими силовыми патрубками с четырьмя парогенераторами и четырьмя гидрокамерами, с установленными в них четырьмя электронасосами.

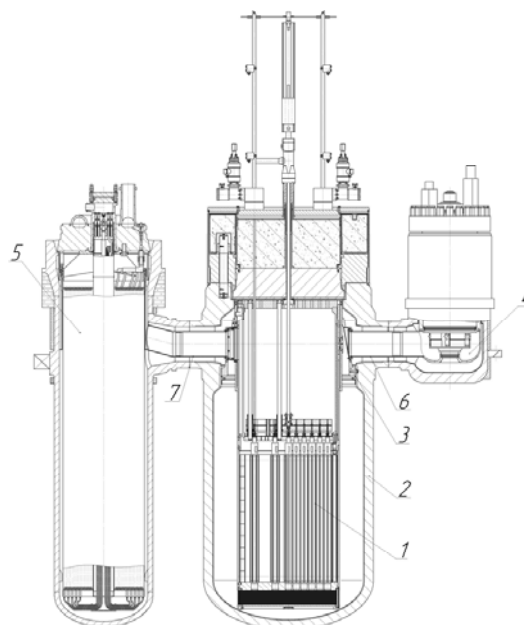


Рис.1. Парогенерирующий блок РУ КЛТ-40С

От электронасоса 4 по четырем внутренним соединительным патрубкам 6 теплоноситель первого контура поступает в реактор, где нагревается в активной зоне 1, снимая тепло с ТВЭЛов. Из реактора по четырем внутренним соединительным патрубкам 7 теплоноситель поступает в четыре парогенератора 5, там он охлаждается, передавая тепло рабочему телу.

Из каждого парогенератора по кольцевому каналу между внутренним и наружным патрубками охлажденный теплоноситель первого контура поступает в одну из четырех камер кольцевой полости, образованной конусной обечайкой 3 и корпусом реактора 2. Каждая камера отделена друг от друга вертикальными перегородками и является всасывающей полостью соответствующего электронасоса.

Далее теплоноситель по четырем кольцевым каналам соединительных патрубков направляется в электронасос.

Задание данных проводилось с использованием блока визуализации, создающего трехмерное изображение «собираемой конструкции», что позволяет отслеживать возможные нестыковки и ошибки. Изображение трехмерной модели реакторной установки приведено на рис. 2.

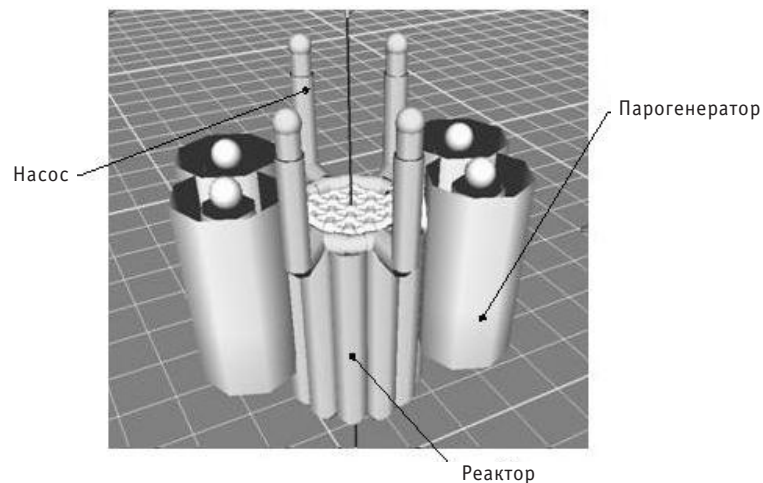


Рис. 2. Расчетная схема реакторной установки для кода SERPENT

После завершения набора расчетной схемы ее характеристики автоматически передаются в соответствующие подпрограммы кода.

Активная зона, состоящая из 121 ТВС, моделировалась 19 эквивалентными каналами (по 6 или 7 ТВС в каждом канале), которые разбивались по высоте на 20 участков. Каждый канал имел ту же мощность, проходное сечение и гидравлический диаметр, что и группа соответствующих ТВС. Такое разбиение позволяет учитывать пространственное распределение энерговыделения по высоте и объему активной зоны.

При расчете теплообмена в твэле и от твэла к теплоносителю учитываются топливо, оболочка и оксидная пленка.

При расчете принимались следующие параметры:

- тепловая мощность реактора 150 МВт;
- параметры первого контура
 - температура теплоносителя на входе 279°C;
 - температура теплоносителя на выходе 316°C;
 - давление 12.7 Мпа;

- параметры второго контура
 - температура питательной воды 170°C;
 - температура перегретого пара 290–310°C;
 - давление пара 3.53 МПа.

После создания расчетной модели был проведен расчет стационарного режима установки. Результаты расчета показали, что в этом режиме все основные параметры установки с приемлемой точностью совпадают с данными проектанта. Наряду с традиционным выводом в виде файлов и графиков результаты расчетов отражаются и в блоке визуализации (рис. 3).

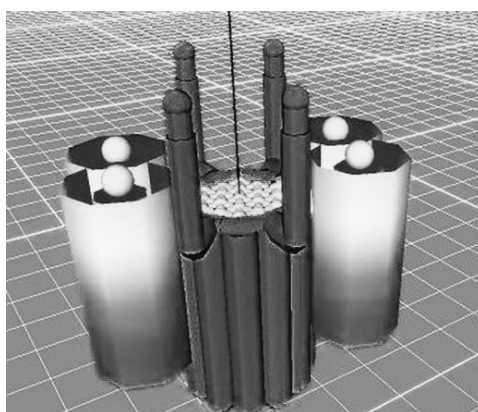


Рис. 3. Распределение температурных полей в стационарном режиме при тепловой мощности парогенерирующего блока 150 МВт: белый цвет – температуры выхода из активной зоны (316°C); темно-серый цвет – температура выхода из парогенераторов (279°C)

Режим отключения двух парогенераторов. При расчете данного режима моделировалось закрытие клапанов отбора пара и подачи питательной воды. Отключение парогенераторов происходит на 1400 секунде расчета, положение компенсирующих групп остается неизменным, и переходный процесс обуславливается только саморегулированием установки.

Далее показаны графики переходного процесса.

Как видно из рис. 4, переходный процесс проходит примерно за 200 секунд и заканчивается переходом мощности на уровень ~50 % от номинальной, при этом мощность меняется следующим образом.



Рис. 4. График изменения мощности: 1 – мощность, выделяемая в активной зоне; 2 – мощность, снимаемая в парогенераторах

- В начальный момент переходного процесса из-за отключения парогенераторов и уменьшения теплосъема объем теплоносителя первого контура увеличивается и вытесняется в компенсатор объема. Это вызывает увеличение давления и, следовательно, увеличение плотности теплоносителя, что, в свою очередь, вносит в активную зону (средняя температура которой еще не увеличилась за счет транспортного запаздывания) небольшую положительную реактивность и соответственно приводит к небольшому увеличению мощности, что можно наблюдать на рис. 4.

- Начиная с 1420 с «горячая» вода поступает в активную зону, температуры топлива и теплоносителя увеличиваются, и мощность, выделяемая в активной зоне, падает за счет обратных температурных связей по реактивности.

- На завершающем этапе переходного процесса средняя температура теплоносителя первого контура уменьшается за счет теплоотвода в двух работающих парогенераторах, что вносит положительную реактивность и приводит к выравниванию выделяемой и отводимой мощностей. График изменения температуры первого контура приведен на рис. 5.

На рис. 6 показаны температурные поля, полученные с помощью модуля визуализации после окончания переходного процесса.

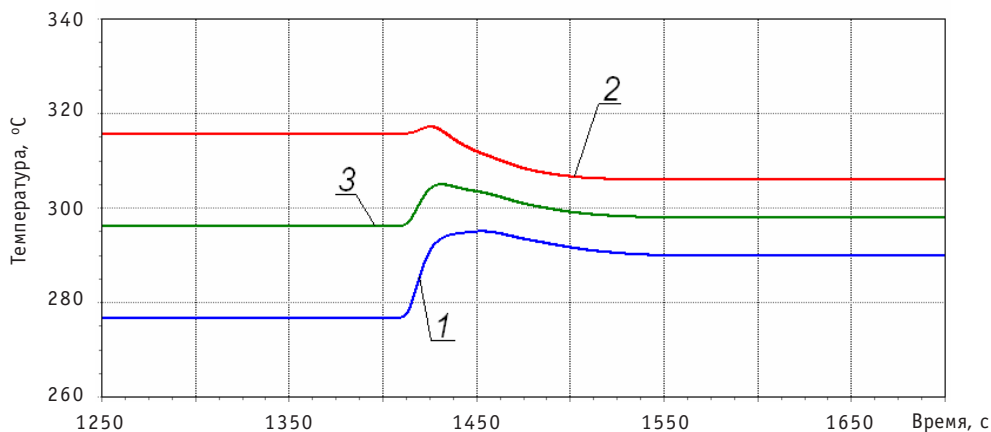


Рис. 5. Температуры теплоносителя первого контура: 1 – температура на входе в а.з.; 2 – температура на выходе из а.з.; 3 – средняя температура

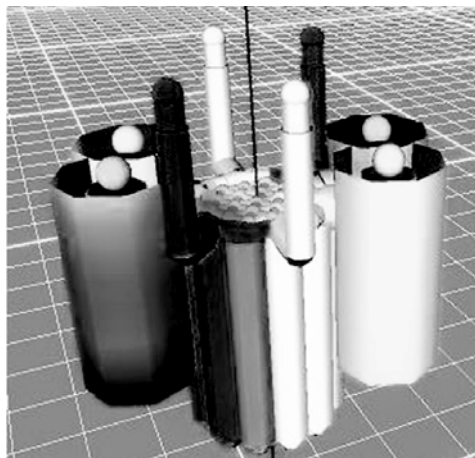


Рис. 6. Распределение температурных полей после переходного процесса – отключения двух из четырех парогенераторов. Цветовое обозначение температур аналогично приведенному на рис. 3

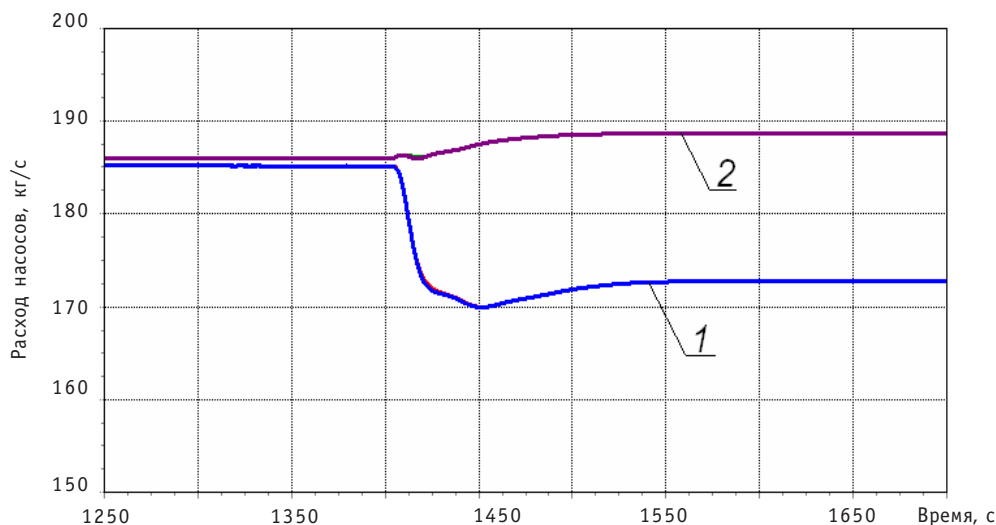


Рис. 7. График изменения расходов через насосы: 1 – насосы, смежные с отключенными парогенераторами; 2 – насосы, смежные с работающими парогенераторами

Температуры теплоносителя в двух насосах, смежных с отключенными парогенераторами, выше, чем в двух других. Это приводит к разности между массовыми расходами через насосы, что видно из графиков изменения расходов через насосы, показанных на рис. 7.

Поведение максимальных температур (как топлива, так и оболочки) во время переходного процесса повторяет характер изменения мощности активной зоны. При этом пиковые увеличения температур не превышают нескольких градусов, что подтверждает высокий уровень саморегулирования установки.

Режим отключения двух циркуляционных насосов первого контура. При расчете данного режима отключение насосов происходит на 1400 секунде расчета, а положение компенсирующих групп так же, как и в предыдущем примере остается неизменным, что обеспечивает прохождение переходного процесса только за счет свойств саморегулирования реакторной установки.

Далее показаны графики переходного процесса.

Мощность реактора, при отключении двух насосов, примерно за 50–70 секунд упала на уровень 80% от номинала.

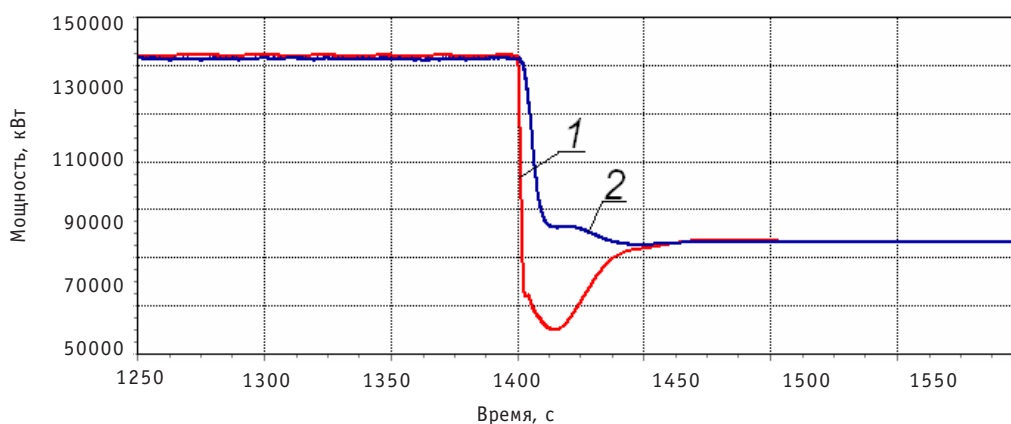


Рис. 8. График изменения мощности: 1 – мощность, выделяемая в активной зоне; 2 – мощность, снимаемая в парогенераторах

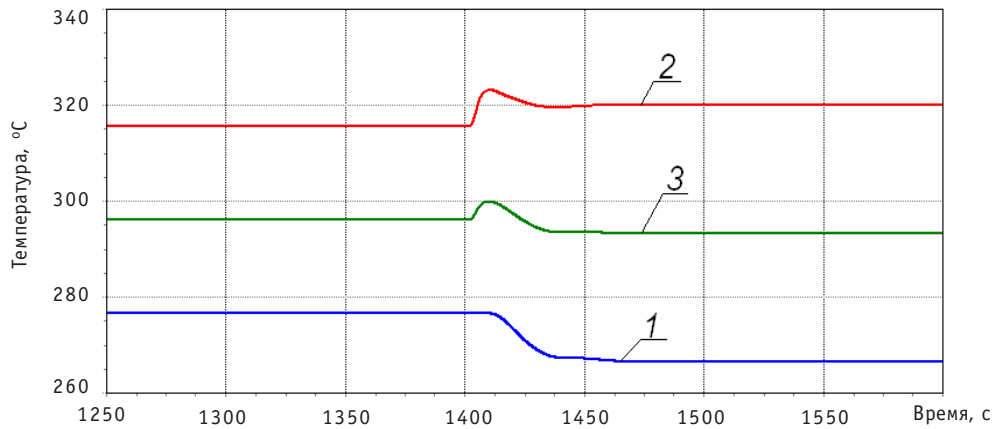


Рис. 9. Температуры теплоносителя первого контура: 1 – температура на входе в активную зону; 2 – средняя температура; 3 – температура на выходе из активной зоны

В момент отключения насосов происходит небольшой отрицательный скачок реактивности, обусловленный изменением температуры и плотности теплоносителя (рис. 9). По завершении переходного процесса (к 1470 с) реактор возвращается в критическое состояние, а составляющие реактивности – к своим прежним значениям.

График изменения температуры первого контура приведен на рис. 9.

При отключении насосов суммарный расход уменьшается, следовательно, подогрев в зоне увеличивается. Из-за обратных связей по реактивности, средняя температура примерно сохраняет свое значение, а увеличение подогрева обеспечивается за счет возрастания выходной температуры и уменьшения входной.

Расходы теплоносителя через насосы перераспределились (см. рис. 10).

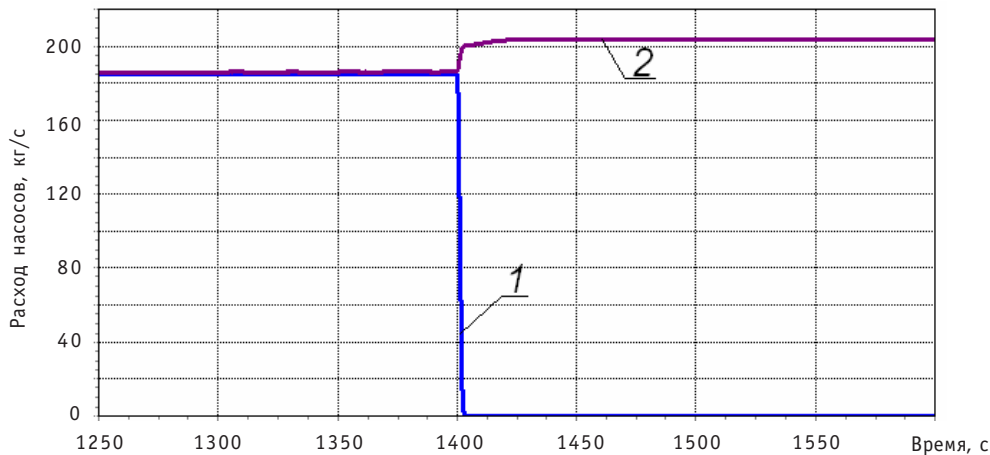


Рис. 10. График изменения расходов через насосы: 1 – отключенные насосы; 2 – работающие насосы

Характер поведения максимальных температур топлива и оболочки, как и в предыдущем примере, во время переходного процесса повторяет характер изменения мощности активной зоны.

Результаты расчетов показали высокий уровень самозащитности реакторной установки в этих режимах: переходные процессы проходят только за счет

обратных связей. При этом «выбеги» мощности, температур и расходов не превышают допустимых пределов.

Литература

1. Неравновесный двухскоростной трехфазный теплогидравлический код «Serpent». НПФ «Нуклон». Сертификат №99025, РАОАП, Москва, 1999.
2. Специализированная информационная система управления данными для плавучего энергоблока с реакторной установкой КЛТ-40С/Отчет РНЦ «Курчатовский институт», 2008.
3. Ганев И.Х. Физика и расчет реактора/Под ред. академика Н.А. Долежалея. Издание 2-ое. – М: Энергоатомиздат, 1992.
4. Петухов Б.С., Генин Л.Г. Теплообмен в ядерных энергетических установках. Издание 3-е. – Москва: Издательство МЭИ, 2003.
5. Харрер Дж.М. Техника регулирования ядерных реакторов/Под ред. И.Я. Емельянова. – М: Атомиздат, 1967.

Поступила в редакцию 12.02.2009

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 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 квазиминимальных 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:

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

где операторы L и Q имеют вид

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

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:

$$\begin{aligned} \bar{Y}_0 &= \bar{F}_0, \bar{Y}_1 = \bar{F}_1, \dots, \bar{Y}_K = \bar{F}_K, \\ (a_0E - b_0A)\bar{Y}_{i+1} &= \tau(b_1A\bar{F}_i + \bar{S}) - \sum_{k=1}^K a_k \bar{Y}_{i+1-k}, \quad i = \bar{K}, \bar{I}. \end{aligned} \quad (5)$$

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, c	$\tau = 0,002 c$			
	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 быстропотекающих 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 (quasy 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

СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ ЭКСТРАКЦИОННОЙ КОЛОННОЙ

А.Г. Горюнов Ю.А. Чурсин, К.В. Турецков
Томский политехнический университет, г. Томск



Представлена универсальная многокомпонентная модель процесса экстракции в пульсационной колонне. Произведена проверка адекватности модели и синтезирована система автоматизированного управления концентрацией урана в пульсационной колонне установки по переработке отработавшего ядерного топлива радиохимического завода Сибирского химического комбината.

В ядерных реакторах не происходит полного выгорания горючего, что связано либо с физическим разрушением топлива (тепловыделяющих элементов), либо с преждевременным ухудшением реактивности. Отработанные тепловыделяющие элементы содержат значительное количество делящегося материала, извлечение которого экономически необходимо.

В настоящее время облученное ядерное топливо перерабатывается с помощью экстракционной технологии, использование которой позволяет обеспечить разделение веществ. Аппаратное оформление технологии реализуется на противоточных пульсационных колоннах, соединенных по каскадной схеме.

Для достижения высокой производительности и высокого качества продукции при минимальных производственных затратах применяют системы автоматического управления (САУ). Реализация качественной системы автоматического управления процессом экстракции позволит повысить его безопасность, улучшить технико-экономические показатели производства, а также снизить негативное воздействие на окружающую среду вследствие сокращения токсичных отходов. При создании САУ для выбора используемых выходных переменных, для настройки регулятора и исследования качества управления целесообразно использовать имитационные модели.

Настоящая работа проводилась с целью разработки универсальной модели процесса экстракции в типовой экстракционной колонне с дальнейшей ее проверкой при синтезе САУ процессом экстракции в конкретном аппарате.

Экстракционная колонна – вертикальный трубчатый аппарат, в котором поступившие реагенты движутся в вертикальном направлении противотоком под действием сил тяжести; кроме этого на него оказывают влияние и такие физические свойства системы как вязкость, межфазное поверхностное натяжение и т.п. В противоточных колоннах наряду с переносом вещества движущейся жидкостью наблюдается переход вещества из одной фазы в другую. При этом каждая фаза движется в противоположном направлении по отношению к другой. Пульсационная колонна состоит из реакционной зоны и вспомогательных частей. Первая представляет собой цилиндрический корпус с расположенными внутри тарелка-

© А.Г. Горюнов Ю.А. Чурсин, К.В. Турецков, 2009

ми. В нижней части колонны имеется пульс-камера, которая через пульсопровод соединена с источником передачи импульса пульсации в колонну – пульсатором. Пульсация жидкости в колонне дополнительно дробит капли дисперсной среды (фазы), увеличивая площадь межфазного взаимодействия, тем самым улучшая процесс экстракции [1–4].

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА ЭКСТРАКЦИИ УРАНА В ПУЛЬСАЦИОННЫХ КОЛОННАХ

В колонных реакторах наибольшее распространение получили следующие методы моделирования процесса экстракции: теория подобия, гидравлическое моделирование и математическое моделирование [5].

Для создания моделей колонн коллективом лаборатории моделирования технологических процессов ядерной энергетики и промышленности кафедры электроники и автоматики физических установок физико-технического факультета Томского политехнического университета используется метод математического моделирования. Рассмотрим данный метод.

Уравнения неустановившейся во времени конвективной диффузии с переходом вещества из одной фазы в другую имеют вид [5, 6]

$$\begin{cases} \frac{\partial x}{\partial t} = D_x \frac{\partial^2 x}{\partial h^2} - U_x \frac{\partial x}{\partial h} + W \\ \frac{\partial y}{\partial t} = D_y \frac{\partial^2 y}{\partial h^2} - U_y \frac{\partial y}{\partial h} + W, \end{cases} \quad (1)$$

где x и y – концентрации урана в дисперсной и сплошной фазах; U_x , U_y – скорости течения фаз; D_x , D_y – коэффициенты диффузии жидкостей.

$$W = \beta_1 a(x^* - x) = \beta_2 a(y - y^*),$$

где β_1 и β_2 – коэффициенты массопередачи от одной фазы к другой; a – поверхность соприкосновения двух фаз на единицу объема; x^* , y^* – равновесные значения концентраций.

Коэффициент диффузии D жидкостей настолько мал, что уже при малых скоростях жидкости конвективный перенос вещества значительно преобладает над молекулярной диффузией. Для упрощения выражения (1) обычно пренебрегают членом уравнения, содержащим D .

Получаемое упрощенное уравнение конвективной диффузии – уравнение в частных производных – в первом приближении описывает процессы в противоточных колоннах [3, 4, 6]. Однако данное уравнение предполагает, что скорости U_x , U_y постоянны. Уже в первой разработанной модели процесса экстракции скорости меняются в зависимости от времени, координаты и концентрации урана. В этой связи уравнение (1) становится нелинейным дифференциальным уравнением, аналитическое решение которого затруднено.

Для решения данной проблемы был использован аналитический метод расчета по ступеням извлечения [5], позволяющий учесть пространственное распределение по высоте колонны. В данном методе экстракционную колонну разбивают на зоны – ступени. Ступенью извлечения в насадочных колоннах называют участок колонны, на котором устанавливается равновесие, т.е. концентрация по одному из рассматриваемых компонентов встречных потоков, выходящих из этого участка, характеризуется кривой равновесного распределения. В каждой зоне используют дифференциальное уравнение материального баланса. Зоны соединяют между собой последовательно. Коэффициенты уравнения пересчитываются в каждый момент времени.

$$\begin{cases} \frac{d}{dt}(x^{out} \cdot V_x + y^{out} \cdot V_y) = x^{in} \cdot Q_x^{in} + y^{in} \cdot Q_y^{in} - x^{out} \cdot Q_x^{out} - y^{out} \cdot Q_y^{out} \\ y^{out} = K_p \cdot x^{out}, \end{cases}$$

где x^{in} и y^{in} – концентрации урана в дисперсной и сплошной фазах на входе в ступень; x^{out} и y^{out} – концентрации урана в дисперсной и сплошной фазах на выходе из ступени; K_p – коэффициент равновесного распределения урана; V_x, V_y – объемы дисперсной и сплошной фаз; Q_x, Q_y – входные и выходные расходы дисперсной и сплошной фаз.

Разработанная модель, адекватная при определенных условиях [7], была использована для создания нескольких САУ концентрацией урана в пульсационных колоннах установки «Утес» Радиохимического завода Сибирского химического комбината (РХЗ СХК).

Однако для расширения функционала и универсализации создания САУ было необходимо устранить следующие ограничения, накладываемые на модель.

- Однокомпонентность. В модели ведется расчет только концентрации урана в органической и водной фазах без учета влияния на нее других компонентов (таких как плутоний, осколки деления, азотная кислота и другие соединения), участвующих в процессе экстракции

- В модели отсутствует возможность изменения количества ступеней, на которые разбивается колонна по высоте, что не позволяет получить требуемую точность распределения компонентов по высоте колонны.

- Вследствие постоянства коэффициента распределения урана K_p модель адекватна в очень узком диапазоне изменения входных координат.

Вновь разрабатываемая модель лишена этих недостатков. Для примера рассмотрим двухкомпонентную модель, однако их количество всегда может быть увеличено добавлением уравнений в систему без значительного увеличения сложности модели.

В данной математической модели экстракционной колонны примем следующие допущения:

- для сплошной фазы используется модель идеального вытеснения [5]; расход экстракта равен расходу входной органической фазы;

- на каждой ступени устанавливается равновесие между содержанием растворенного вещества в обеих фазах [1, 5];

- скорость экстракции очень велика (равновесие устанавливается мгновенно) [5];

- интенсивность пульсаций жидкости одинаковая во всех ступенях;

- температура жидкости в колонне постоянна; температуры всех входных и выходных потоков одинаковы, теплообмен между фазами и окружающей средой не учитывается;

- не моделируется механический унос сплошной фазой дисперсной части;

- считается, что конвективный перенос в поперечном к потоку направлении не влияет на процесс экстракции и поэтому не моделируется.

Основными уравнениями, описывающими процесс массопередачи в динамическом режиме работы колонны, являются уравнения системы (1), а также уравнения, описывающие экстракцию азотной кислоты:

$$\begin{cases} \frac{\partial x}{\partial t} = D_x \frac{4^2 x}{4t^2} - U_x \cdot \frac{\partial x}{\partial h} + \beta_1 \cdot \alpha \cdot (x^*(y) - x) \\ \frac{\partial y}{\partial t} = D_y \frac{4^2 y}{4t^2} - U_y \cdot \frac{\partial y}{\partial h} + \beta_2 \cdot \alpha \cdot (y^*(x) - y) \\ \frac{\partial N_x}{\partial t} = D_x \frac{4^2 N_x}{4t^2} - U_x \cdot \frac{\partial N_x}{\partial h} + \beta_{N1} \cdot \alpha \cdot (N_x^*(N_y) - N_x) \\ \frac{\partial N_y}{\partial t} = D_y \frac{4^2 N_y}{4t^2} - U_y \cdot \frac{\partial N_y}{\partial h} + \beta_{N2} \cdot \alpha \cdot (N_y^*(N_x) - N_y), \end{cases} \quad (2)$$

где N_x и N_y – концентрации азотной кислоты в дисперсной и сплошной фазах; $\beta_x, \beta_y, \beta_{N1}$ и β_{N2} – индивидуальные коэффициенты массопередачи; N_x^* и N_y^* – равновесные концентрации азотной кислоты.

В математическом описании (2) процесса экстракции учитываются такие явления как конвективное взаимодействие и межфазный массоперенос. Скорости фаз U_x и U_y зависят от концентрации, а также изменяются по высоте колонны. Для получения математического описания процесса экстракции в экстракционной колонне, где присутствуют постоянные приход и расход металла, необходимо учитывать материальный баланс.

Для упрощения выражения (2) обычно пренебрегают членом уравнения, содержащим D . Система уравнений, описывающая процесс экстракции с учетом материального баланса, имеет вид

$$\begin{cases} \frac{\partial x}{\partial t} = -U_x \cdot \frac{\partial x}{\partial h} + \beta_1 \cdot \alpha \cdot (x^*(y) - x) + \frac{1}{V_x} \cdot (Q_x^{in} \cdot x_{in} - Q_x^{out} \cdot x) \\ \frac{\partial y}{\partial t} = -U_y \cdot \frac{\partial y}{\partial h} + \beta_2 \cdot \alpha \cdot (y^*(x) - y) + \frac{1}{V_y} \cdot (Q_y^{in} \cdot y_{in} - Q_y^{out} \cdot y) \\ \frac{\partial N_x}{\partial t} = -U_x \cdot \frac{\partial N_x}{\partial h} + \beta_{N1} \cdot \alpha \cdot (N_x^*(N_y) - N_x) + \frac{1}{V_x} \cdot (Q_x^{in} \cdot N_x^{in} - Q_x^{out} \cdot N_x) \\ \frac{\partial N_y}{\partial t} = -U_y \cdot \frac{\partial N_y}{\partial h} + \beta_{N2} \cdot \alpha \cdot (N_y^*(N_x) - N_y) + \frac{1}{V_y} \cdot (Q_y^{in} \cdot N_y^{in} - Q_y^{out} \cdot N_y), \end{cases}$$

где x_{in}, y_{in} – начальные концентрации урана в водной и органической фазах соответственно; N_x^{in}, N_y^{in} – начальные концентрации кислоты в водной и органической фазах соответственно.

Модель может компоноваться из верхней отстойной зоны (ВОЗ), нижней отстойной зоны (НОЗ) и экстракционной зоны с задающимся количеством ступеней по высоте. При моделировании процессов, наблюдаемых в экстракционной колонне, элементы рассчитываются последовательно на каждой итерации: ВОЗ, экстракционная зона, НОЗ, расчет показаний датчиков.

Упрощенный алгоритм расчета экстракционной ступени показан на рис. 1. Следует отметить, что расчет концентраций фаз по высоте идет одновременно в противоположных направлениях для лучшего учета граничных условий, налагаемых на каждое уравнение.

Для расчета скорости дисперсной фазы используются соотношения, приведенные в [2]. Равновесные концентрации получают путем интерполяции экспериментальных данных [8].

Поскольку коэффициенты массопередачи индивидуальны для каждого аппарата и изменяются по высоте, то они подбираются исходя из материального баланса

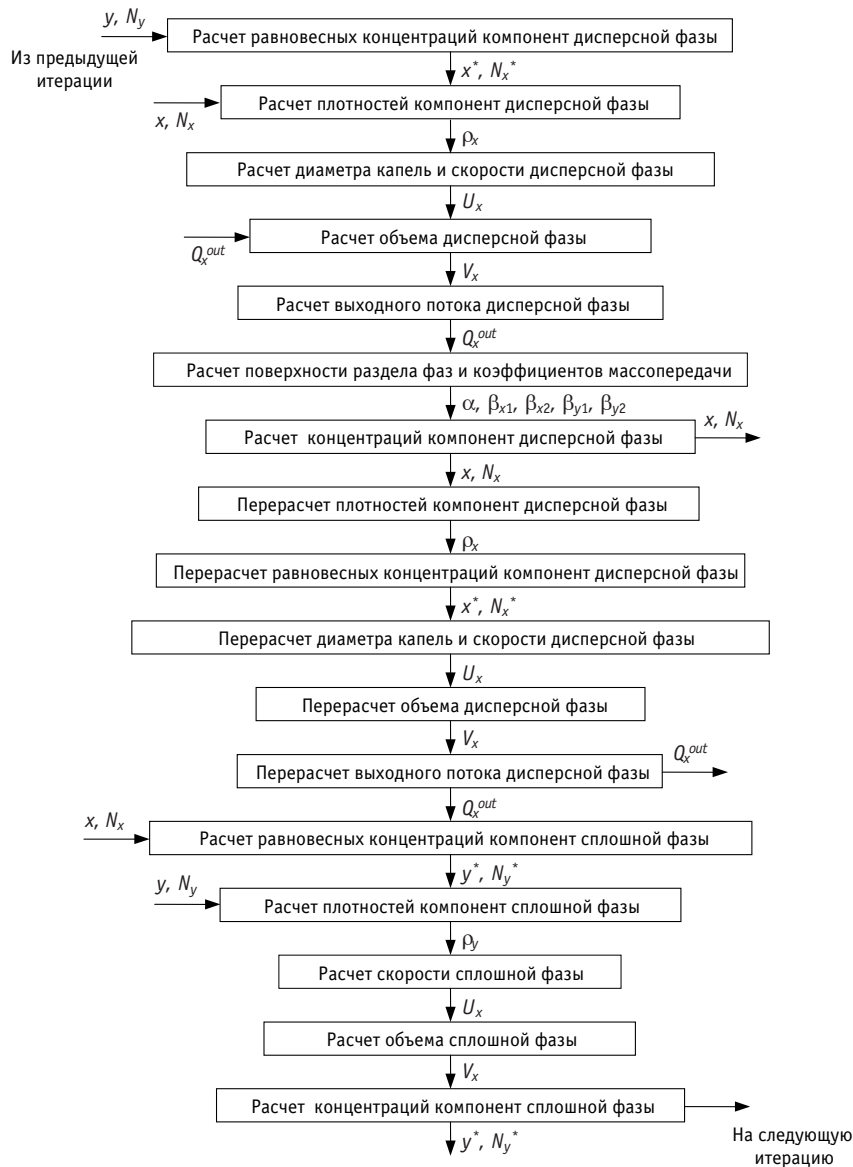


Рис. 1. Схема расчета экстракционной ступени

и предполагаемого распределения компонента в колонне. Расходы и объемы каждой из фаз рассчитываются с учетом принятых выше допущений.

СИНТЕЗ СИСТЕМЫ АВТОМАТИЧЕСКОГО УПРАВЛЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИЕЙ УРАНА В РАФИНАТЕ КОЛОННЫ ЭК-1

Для проверки адекватности модели реальной установке и для создания САУ была выбрана головная колонна ЭК-1 отделения второго цикла РХЗ СХК. Компонировка колонны и расположение в ней датчиков показаны на рис. 2.

В колоннах имеется возможность измерения

- средней плотности жидкости в колонне ρU (1), для чего в различных местах колонны в зависимости от типа протекающей реакции может встраиваться буйковый измеритель плотности;

- объема дисперсной фазы в колонне $L_{здф}$ (2); для этого в колонну врезаются измерительные сосуды, в верхней части которых установлены буйковые уровнемеры, позволяющие определять соответствующие веса столбов жидкости и их средние плотности (объем жидкости в колонне не изменяется); в свою очередь, средняя плотность в колонне пропорциональна объему (доле) дисперсной фазы, которую в литературе принято называть объемом дисперсной фазы или задержкой дисперсной фазы (ЗДФ) [1, 5];

- локальной концентрации металла в месте установки cU (3). Показатель концентрации металла позволяет контролировать концентрацию металла в режиме реального времени.

Проверка адекватности модели проводилась с помощью критерия Фишера и критерия Пирсона. Результаты моделирования соответствуют экспериментальным данным в более широком диапазоне изменения параметров, чем результаты, показанные в [7].

Экстракционная колонна относится к числу многосвязных объектов [2]. В таких объектах каждая выходная переменная зависит от двух и более входных величин. Для автоматического управления такими объектами применяют многоконтурные системы автоматического управления с использованием перекрестных связей [2]. В данной работе будут исследованы одноконтурные и каскадные САУ, поэтому необходимо выбрать такую выходную переменную, управление которой дало бы наилучшие показатели качества выходного продукта.

Проведя анализ входных переменных в колонне ЭК-1, выявили следующее:

- расход ОФ не может быть управляющей величиной, т.к. он задается для всего каскада; его изменение приведет к изменению режима работы, что недопустимо;
- расход ВФ может быть выбран как управляющая величина, к тому же в настоящее время он ею и является;
- состав ВФ подготавливается заранее, и концентрации урана и кислоты в ней невозможно менять оперативно, поэтому данные переменные также не удовлетворяют;
- стабилизировать амплитуду пульсаций достаточно сложно, поэтому эта переменная также не может быть управляющей.

Таким образом, управляющей величиной в колонне остается расход ВФ.

В колонне ЭК-1 имеется возможность контроля четырех параметров: уровень задержки дисперсной фазы в верхней части колонны и по всей колонне ($L_{зв}$, $L_{зн}$), плотность экстракта (определяющая концентрацию урана в экстракте – $cU^{ЭК}$) и концентрацию урана в средней части нижней экстракционной зоны (сравнима с концентрацией урана в рафинате – $cU^{РФ}$). В качестве управляемой переменной используем $L_{зв}$ ($L_{зн}$) или $cU^{РФ}$. $cU^{ЭК}$ не рассматривается, т.к. по использованию это-

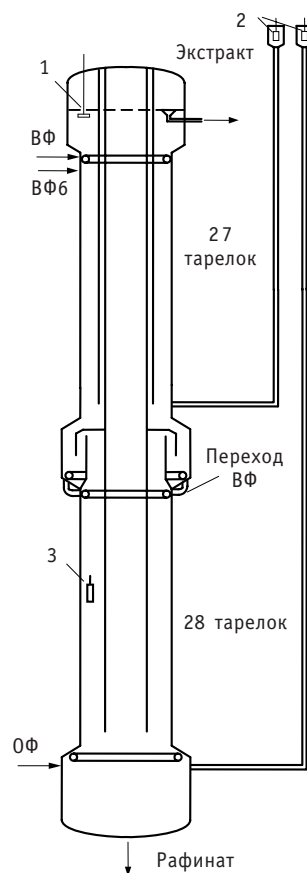


Рис. 2. Компоновка колонны и расположение в ней датчиков: ОФ – органическая фаза, экстрагент; ВФ – водная фаза, упаренный реэкстракт урана; ВФб – водная фаза, азотнокислый раствор от промывки насыщенного экстракта

го параметра проводились работы [9] на аналогичных колоннах, которые дали неудовлетворительные результаты.

В данном исследовании САУ разрабатывалась типовыми методами ТАУ [12,13] с использованием стандартных законов регулирования. Данные методы требуют, чтобы передаточная функция объекта управления была линейной. Однако математическая модель колонны является нелинейной вследствие того, что расчетные соотношения для нахождения коэффициентов входящих в ее состав уравнений содержат нелинейности, поэтому необходимо ее линеаризовать.

Анализ результатов линеаризации показывает, что при нелинейности 5% на статических зависимостях можно выделить линейные участки $\pm 10\%$ по расходу ВФ. Таким образом, имитационную модель головной колонны (нелинейную математическую модель) можно заменить на линейную в окрестностях рабочей точки $\pm 10\%$ по расходу ВФ с погрешностью не более 5%.

Для создания системы регулирования необходимо определить передаточные функции по расходу водной фазы, т.к. этот параметр является управляющим воздействием. По всем выходным переменным ТОУ можно заменить апериодическими звеньями второго порядка с разными постоянными времени и запаздыванием.

Выходной параметр L_{3H} не будет использован при создании САУ. По характеру реакции на изменение расхода ВФ он сравним с L_{3BF} но менее чувствителен и более инерционен.

Для повышения качества регулирования необходим переход от одноконтурных САУ к более сложным системам, использующим дополнительные (корректирующие) импульсы по возмущениям или вспомогательным выходным координатам. В данном случае использовалась каскадная САУ. Структурная схема каскадной САУ $cU^{P\Phi}$ представлена на рис. 3.

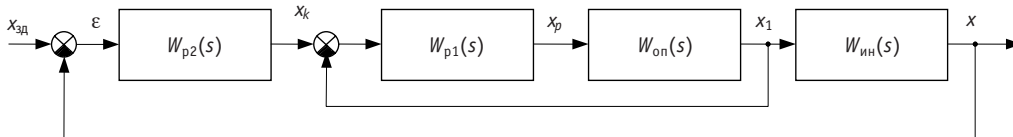


Рис. 3. Структурная схема каскадной САУ $cU^{P\Phi}$: $W_{p1}(s)$, $W_{p2}(s)$ – передаточные функции корректирующего и стабилизирующего регуляторов соответственно; $W_{оп}(s)$ – передаточная функция опережающего участка объекта; $W_{ин}(s)$ – передаточная функция инерционного участка объекта

После приближенного определения настройки стабилизирующего регулятора переходим к определению настройки корректирующего регулятора, в контур которого входит регулятор с уже известными параметрами настройки [13].

Экспериментальное исследование САУ ЭК-1 проводится на компьютерной модели системы, разработанной в пакете Matlab/Simulink [14], и заключается в подаче управляющего и возмущающих воздействий и оценке по переходным процессам качества регулирования.

В результате анализа первых экспериментов было установлено что регулятор внутреннего контура каскадной САУ $cU^{P\Phi}$ и регулятор САУ ЗДФВ не применимы с полученными настройками. Такая система быстро выведет из строя исполнительный механизм, поэтому был снижен коэффициент регулирования для получения более плавного сигнала на выходе регулятора.

Результаты экспериментов представлены на рис. 4–7. Все скачки подавались в момент времени $t_0 = 1000$ с.

По сравнению с одноконтурными каскадная САУ $cU^{P\Phi}$ показала лучшие показатели качества при обработке возмущения как по расходу ОФ, ВФб, так и по изменению концентрации урана в ВФ.

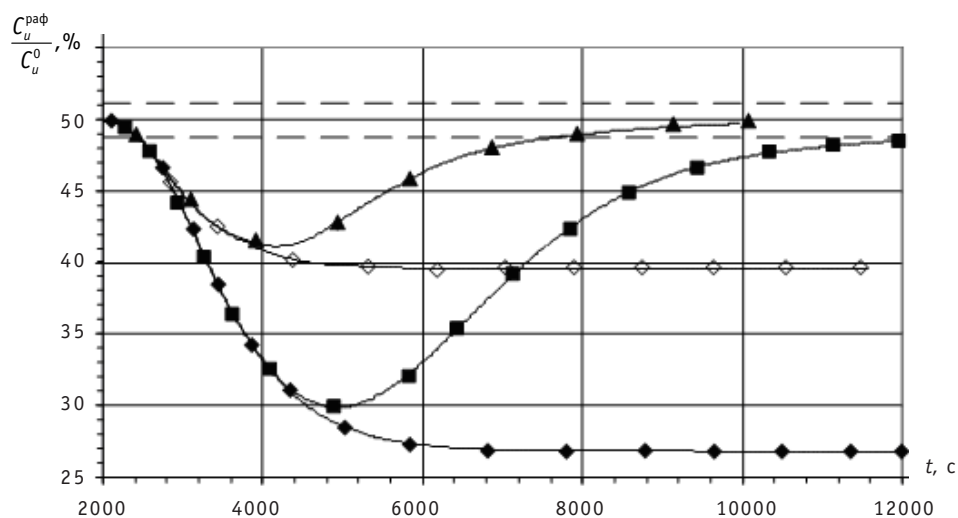


Рис. 4. Реакция ОУ на подачу 5-процентного возмущающего воздействия на расход ОФ, каскадной, одноконтурной САУ $Cu^{PФ}$ и САУ ЗДФВ: \blacklozenge – ТОУ; \blacktriangle – каскадная САУ; \blacksquare – одноконтурная САУ; \diamond – САУ ЗДФВ; — — — +/-5%

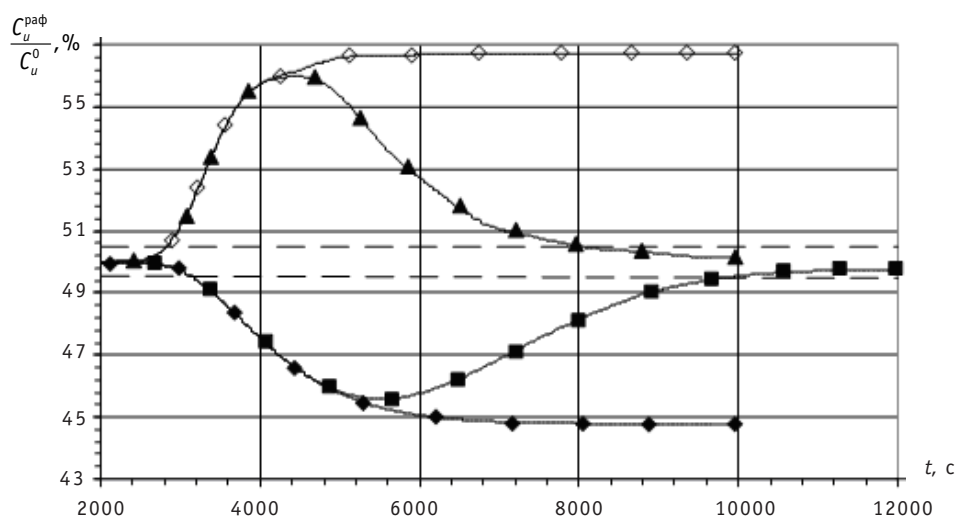


Рис. 5. Реакция ТОУ, каскадной, одноконтурной САУ $Cu^{PФ}$ и САУ ЗДФВ на 5-процентное возмущающее воздействие на концентрацию урана в ВФ: \blacklozenge – ТОУ; \blacktriangle – каскадная САУ; \blacksquare – одноконтурная САУ; \diamond – САУ ЗДФВ; — — — +/-5%

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Построена динамическая многокомпонентная модель на основе решения переработанных уравнений конвективной диффузии с учетом принятых допущений. Процессы гидродинамики в колонне рассчитываются с использованием результатов работы [7].

При сравнении с данными реального аппарата модель показала адекватность в широком диапазоне изменения координат. На ее основе синтезирована САУ концентрации урана в рафинате ЭК-1.

Созданная система автоматизированного управления процессом экстракции

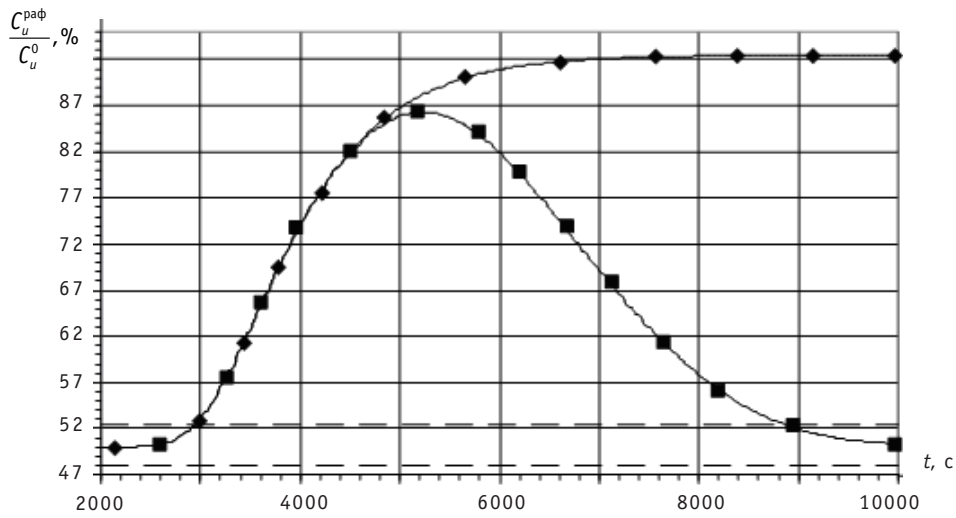


Рис. 6. Реакция ТОУ и одноконтурной САУ Cu^{Pb} на 7-процентное возмущающее воздействие на расход ВФб: \blacklozenge – ТОУ; \blacksquare – одноконтурная САУ; — — — +/-5%

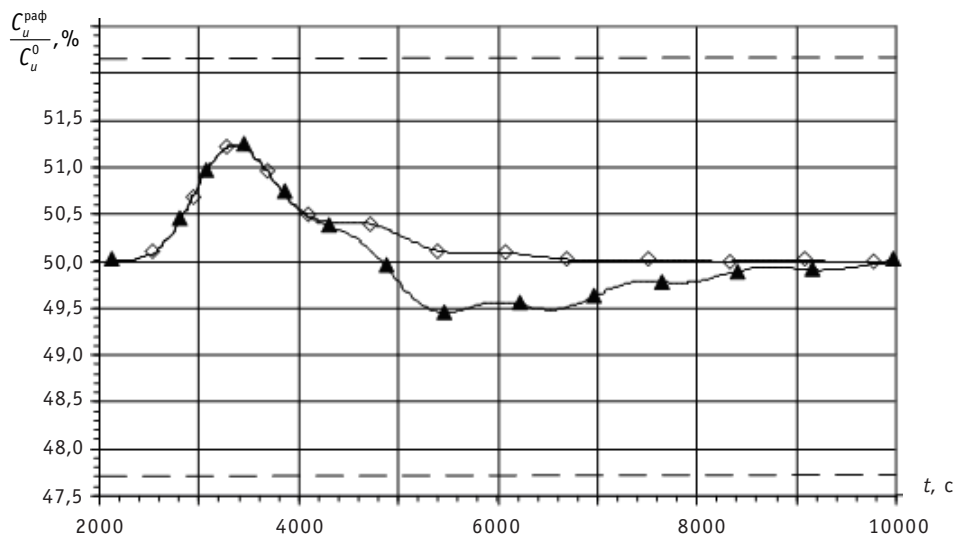


Рис. 7. Реакция каскадной САУ Cu^{Pb} и САУ ЗДФВ на 7-процентное возмущающее воздействие по расходу ВФб: \blacktriangle – каскадная САУ; \blacklozenge – САУ ЗДФВ; — — — +/-5%

позволит значительно улучшить технико-экономические показатели производства за счет увеличения степени чистоты выпускаемого урана и снижении количества урана в рафинате. САУ предложена к внедрению.

Итогом работы стало создание многокомпонентной универсальной модели, которая может быть использована для экстракционных колонн, работающих в различных режимах и с различными видами отработанного ядерного топлива.

Литература

1. Балашов А.А., Лоссиевский В.Л., Чернышев В.Н., Шваб А.Ф., Шелемин Б.В. Схемы и средства автоматизации радиохимических производств. – М.: Госатомиздат, 1963. – 187 с.
2. Карпачева С.М., Захаров Е.И. Основы теории и расчета пульсационных колонных реакторов. – М.: Атомиздат, 1980. – 256 с.

3. Фрэнкс Р. Математическое моделирование в химической технологии. – М.: Химия, 1971. – 272 с.
4. Ливенцов С.Н., Лысенко А.А., Горюнов А.Г., Зеленецкая Е.П., Симогаев Г.А. Отчет по НИР по теме «Разработка систем управления узлами технологических процессов радиохимического завода». – Томск, 2004. – 56 с.
5. Кафаров В.В., Глебов М.Б. Математическое моделирование основных процессов химических производств. – М.: Высшая школа, 1991. – 400 с.
6. Багров В.Г., Белов В.В., Задорожный В.Н., Трифонов А.Ю. Методы математической физики. Специальные функции. Уравнения математической физики. – 2-е изд., испр. и доп. – Томск: 1999. – 771 с.
7. Чурсин Ю.А., Горюнов А.Г., Ливенцов С.Н. Система автоматизированного управления экстракционной колонной // Управление, вычислительная техника и информатика: Известия Томского политехнического университета. – Том 311. – №5. – Томск: Издательство ТПУ, 2007. – 149 с.
8. Справочник по экстракции. В 3-х т. / Под ред. д.х.н. А.М. Розена. Т. 1. Николотова З.И., Карташова Н.А. Экстракция нейтральными органическими соединениями. – М.: Атомиздат, 1976. – 600 с.
9. Пузиков Е.А., Зильберман Б.Я., Федоров Ю.С., Мишин Е.Н., Шмидт О.В., Голецкий Н.Д., Сытник Л.В. Разработка математической модели для расчета стационарных режимов экстракционных каскадов при переработке ОЯТ АЭС с использованием ТБФ-совместимых процессов (Суперпурекс) // Радиохимия. – Б.м. – 2004. – 46; № 2. – С. 136-143.
10. Горюнов А.Г., Ливенцов С.Н., Лысенко А.А., Чурсин Ю.А. Математическое моделирование процесса экстракции урана как объекта управления: Учебное пособие. – Томск: ТПУ, 2007. – 151 с.
11. Трофимов А.И., Егунов Н.Д., Дмитриев А.Н. Методы теории автоматического управления, ориентированные на применение ЭВМ. Линейные стационарные и нестационарные модели. – М.: Энергоатомиздат, 1997. – 656 с.
12. Гурецкий Х. Анализ и синтез систем автоматического регулирования с запаздыванием. – М.: Машиностроение, 1974. – 327 с.
13. Кулаков Г.Т. Анализ и синтез систем автоматического регулирования. – Минск: УП «Технопринт», 2003. – 134 с.
14. Дьяков В.П. MATLAB 6/6.1/6.5+Simulink 4/5. Основы применения. Полное руководство пользователя. – М.: СОЛОН-Пресс, 2002. – 768 с.

Поступила в редакцию 26.12.2008

РАСЧЕТ ГЛАВНОГО РАЗЪЕМА ГЦНА-1391 В РАЗНЫХ РЕЖИМАХ РАБОТЫ

А.А. Мухлынин, В.И. Слободчук

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



Представлены результаты расчета напряжений в шпильках главного разъема главного циркуляционного насоса ГЦНА-1391 как в стационарных, так и в переходных режимах. Оценены термические напряжения, возникающие в шпильках главного разъема в режимах разогрева-расхолаживания. Показано, что термические напряжения составляют незначительную долю общих напряжений, а суммарные напряжения в шпильках главного разъема не превышают допустимых пределов во всех рассмотренных режимах.

Ключевые слова: главный циркуляционный насос, численное моделирование, термические и механические напряжения.

Key words: main circulation pump, numerical simulation, thermal and mechanical stress.

ВВЕДЕНИЕ

Главный циркуляционный насосный агрегат (ГЦНА) входит в состав реакторной установки АЭС с водо-водяным энергетическим реактором ВВЭР-1000 и обеспечивает циркуляцию теплоносителя в первом контуре. ГЦНА является оборудованием систем, важных для безопасности, и от него в значительной мере зависит безопасность АЭС. Тип насоса – центробежный одноступенчатый вертикальный с механическим уплотнением вала. Основным режим работы насоса – длительная параллельная работа в контуре четырех ГЦНА при номинальных параметрах теплоносителя на входе в насос: $T_{вх}=286-293^{\circ}\text{C}$, $P_{вх}=15,3\pm 0,3$ МПа. ГЦНА должен сохранять работоспособность в условиях воздействия нагрузок, соответствующих как условиям нормальной эксплуатации, так и режиму нарушения условий нормальной эксплуатации в сочетании с сейсмическими нагрузками вплоть до проектного землетрясения. При увеличении нагрузок до максимального расчетного землетрясения ГЦНА отключается, при этом сохраняется его прочность. Допускается разогрев и расхолаживание насоса в составе первого контура АЭС в интервале температур 20–300°C со скоростью до 30°C/ч до трехсот циклов за срок службы. В аварийных режимах допускается ускоренное расхолаживание со скоростью до 60°C/ч 30 раз за срок службы. ГЦНА проходит гидроиспытания в составе трубопроводов первого контура давлением 24,5 МПа при температуре теплоносителя 50–130°C в соответствии с регламентом. Таким образом, в процессе эксплуатации насосный агрегат испытывает как статические, так и динамические (цикли-

© А.А. Мухлынин, В.И. Слободчук, 2009

ческие) нагрузки. В данной работе проводится расчет главного разъема ГЦНА-1391 с учетом всех основных нагрузок за исключением нагрузок от проектного землетрясения.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

На действующих энергоблоках в настоящее время используются насосные агрегаты типа ГЦН-195М. В ГЦН-195М в качестве корпуса гидравлической части используется «улитка» со спиральным отводом для организации гидравлического потока на выходе насоса. Технологически изготовление улитки возможно только литьевым методом. Учитывая, что корпус гидравлической части ГЦН относится к группе оборудования «А», отливка должна соответствовать требованиям отливок первого класса. Технология литья с учетом сложности конструкции и большого объема выплавляемого металла не позволяет выполнить требования по обеспечению качества к отливкам первого класса (в отливках присутствует заметное количество дефектов, исправление которых технически и экономически нецелесообразно).

В ГЦНА-1391 в качестве корпуса гидравлической части используется «сферический корпус» с радиальным патрубком отвода потока на выходе насоса. В такой конструкции корпуса предусмотрены установка на выходе рабочего колеса выправляющего аппарата для «раскручивания» потока (уменьшения гидравлических потерь), а также наличие буферной емкости в объеме корпуса для уменьшения скорости потока на входе в патрубок, что приводит к увеличению геометрических размеров «сферического корпуса» по отношению к «улитке». Корпус ГЦНА-1391 с основными геометрическими размерами показан на рис. 1.

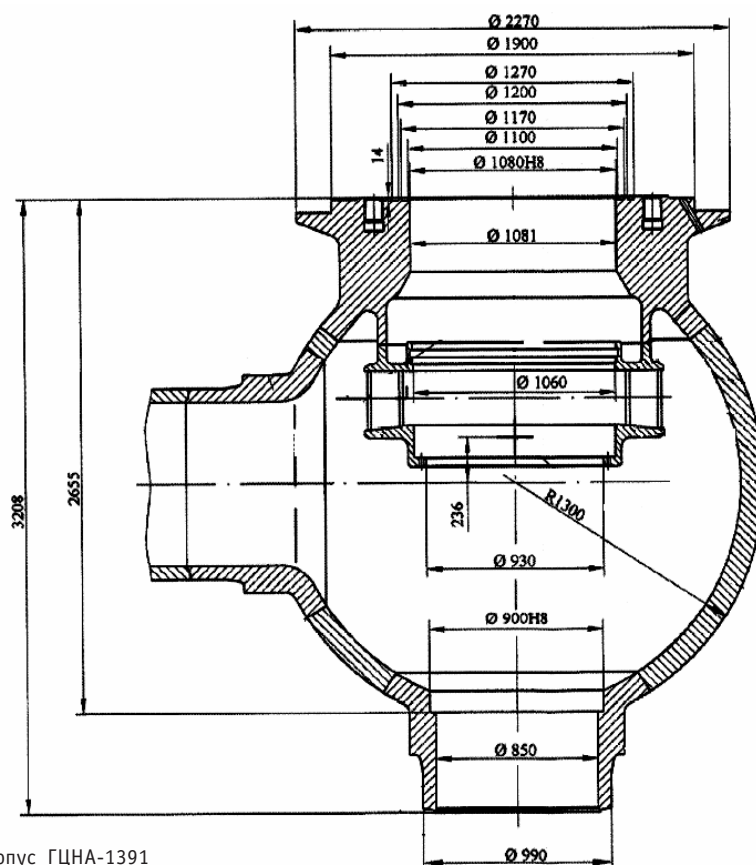


Рис. 1. Корпус ГЦНА-1391

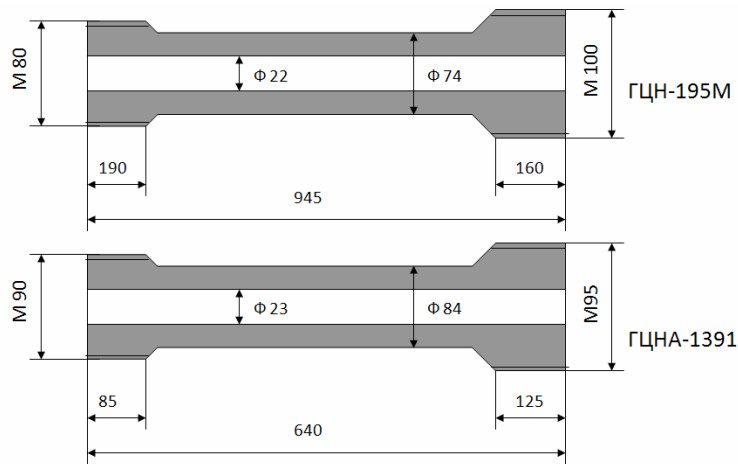


Рис. 2. Шпильки главного разъема

Шпильки главного разъема насосного агрегата также претерпели изменения (рис. 2).

Вышеуказанные отличия в конструкциях ГЦНА-1391 и ГЦН-195М и определили основную задачу данного исследования – проведение расчета главного разъема ГЦНА-1391 в разных режимах работы, в том числе расчета на прочность шпилек при статических нагрузках, т.е. расчета напряжений затяга шпилек, расчета резьбы на срез, расчета на изгиб. Не учитываются нагрузки от проектного землетрясения. В качестве отдельной задачи рассчитывается распределение температуры в основных элементах насоса для рабочих условий и переходных режимов с целью учета термических напряжений в элементах главного разъема.

Методика расчета выбрана на основе «Норм расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок» [1].

ДОПУСКАЕМЫЕ НАПРЯЖЕНИЯ

Напряженное состояние узла главного разъема определялось от следующих нагружающих факторов:

- затяг шпилек;
- внутреннее давление;
- температурное поле.

Расчеты на прочность и деформацию элементов главного разъема выполнены для следующих режимов:

- гидроиспытание ($P_h = 24,5$ МПа, $T_h = 115^\circ\text{C}$);
- расчетное давление (гидроиспытание на плотность), $P = 19,6$ МПа ;
- плановый разогрев из холодного состояния со скоростью $20^\circ\text{C}/\text{ч}$;
- стационарный режим ($P = 16,3$ МПа, $T = 290^\circ\text{C}$);
- расхолаживание до холодного состояния со скоростью 30 и $60^\circ\text{C}/\text{ч}$.

По нормам расчета на прочность определялась податливость элементов разъема, рассчитывался коэффициент нагрузки. Далее находились напряжения в элементах крепежа для рассматриваемых режимов эксплуатации. Допускаемые напряжения определяются в соответствии с требованиями [1].

Для корпусных элементов величина номинального допускаемого напряжения $[\sigma]$ принята меньшей из двух величин:

$$[\sigma] = \min \left\{ \frac{R_{P0,2}^T}{1,5}; \frac{R_m^T}{2,6} \right\}, \quad (1)$$

где $R_{p0,2}^T$ – минимальное значение предела текучести при расчетной температуре; R_m^T – минимальное значение временного сопротивления при расчетной температуре.

Допускаемые напряжения по группам категорий напряжений:

$$[(\sigma)_1] = [\sigma]; \quad (2)$$

$$[(\sigma)_2] = 1,3[\sigma]; \quad (3)$$

$$[\sigma]_{RV} = \min \left\{ \left(2,5 - \frac{R_{p0,2}^T}{R_m^T} \right) \cdot R_{p0,2}^T; 2R_{p0,2}^T \right\}; \quad (4)$$

$$[\tau_s] = 0,25 R_{p0,2}^T. \quad (5)$$

Допускаемые напряжения при гидроиспытании:

$$[(\sigma)_1]^{Th} = 1,35[\sigma]^{Th}; \quad (6)$$

$$[(\sigma)_2]^{Th} = 1,7[\sigma]^{Th}. \quad (7)$$

Для крепежных элементов величина номинального допускаемого напряжения $[\sigma]_w$ принята

$$[\sigma]_w = \frac{R_{p0,2}^T}{2}. \quad (8)$$

Допускаемые напряжения по группам категорий напряжений в болтах и шпильках:

$$[(\sigma)_{1w}] = [\sigma]_w; \quad (9)$$

$$[(\sigma)_{3w}] = 1,3[\sigma]_w; \quad (10)$$

$$[(\sigma)_{4w}] = 1,7[\sigma]_w; \quad (11)$$

$$[\tau_w] = 0,25 R_{p0,2}^T. \quad (12)$$

Здесь приняты следующие обозначения:

$[(\sigma)_1]$ – группа приведенных напряжений, определяемая по составляющим общим мембранным напряжениям;

$[(\sigma)_2]$ – группа приведенных напряжений, определяемая по суммам составляющих общих или местных мембранных и общих изгибных напряжений;

$[(\sigma)_{1w}]$ – номинальное допускаемое напряжение в болтах или шпильках от давления и усилий затяга;

$[(\sigma)_{3w}]$ – группа приведенных напряжений, определяемая как сумма средних по сечению болта или шпильки напряжений растяжения, вызываемых механическими нагрузками, включая усилие затяга, и температурными воздействиями;

$[(\sigma)_{4w}]$ – группа приведенных напряжений от механических и температурных воздействий.

Допускаемые напряжения в болтах и шпильках при гидроиспытании

$$[(\sigma)_{1w}]^{Th} = 0,7[\sigma]_w^{Th}. \quad (13)$$

Геометрические размеры корпуса и шпилек, необходимые для расчета напряжений, взяты в соответствии с рис. 1 и 2. Величины допускаемых напряжений, а также теплофизические свойства материалов, используемых для изготовления элементов главного разъема насосного агрегата, взяты из [2].

РАСЧЕТ ТЕМПЕРАТУРЫ В ЭЛЕМЕНТАХ ГЛАВНОГО РАЗЪЕМА

Для расчета термических напряжений в элементах главного разъема в рабочем состоянии и при переходных режимах необходимо знать распределение темпе-

ратуры в этих элементах. Распределение температуры в основных узлах насосного агрегата получено на основе численного моделирования. В построенной модели учтены все основные элементы главного разъема, за исключением рабочего колеса насоса. Основные элементы расчетной модели представлены на рис. 3, 4.

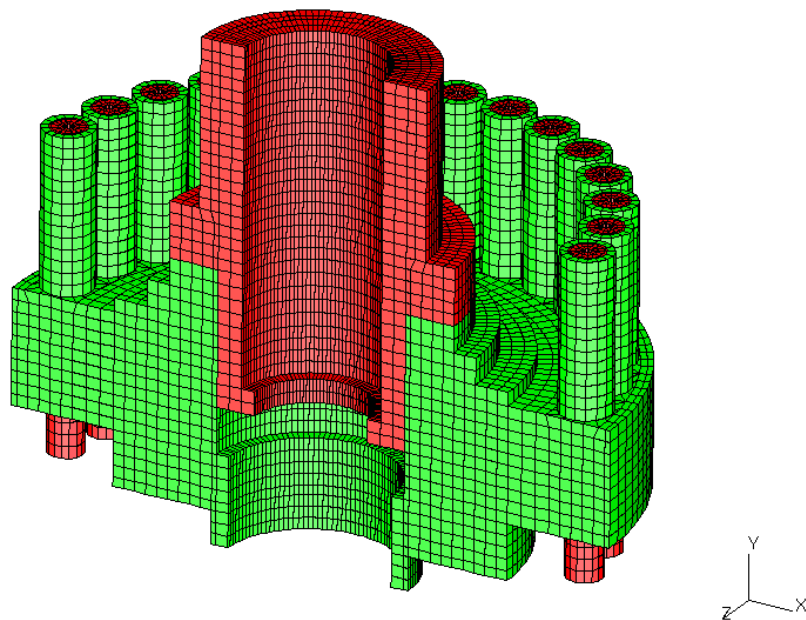


Рис. 3. Расчетная модель выемной части в сборе со шпильками

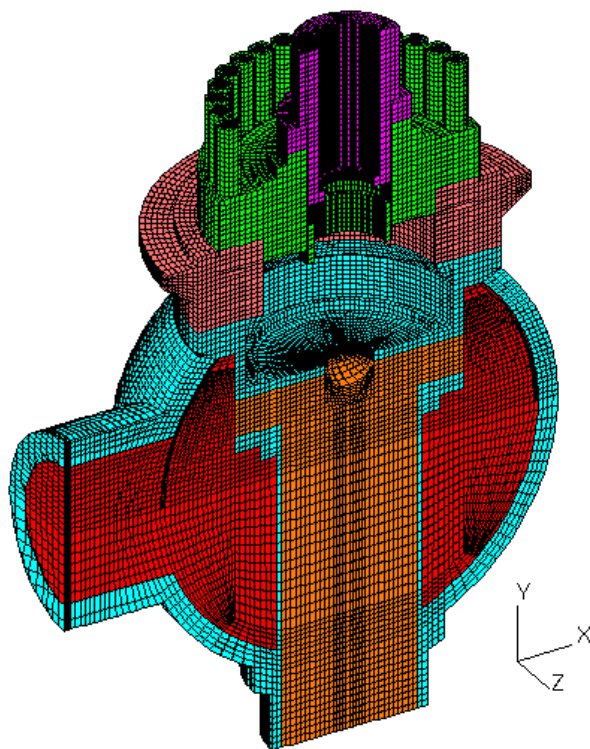


Рис. 4. Расчетная модель в сборе

Ввиду симметрии использована половина модели. Геометрические размеры модели соответствуют рис. 1, 2. Теплогидравлическое моделирование проводилось с использованием кода STAR-CD [3]. Для описания гидродинамики потока используются стандартные уравнения неразрывности, движения, а также уравнение энергии. Для твердого тела решается только уравнение энергии. Для описания турбулентных характеристик потока используется k - ε -модель Чена, выбранная из следующих соображений. В стандартной k - ε -модели используется только один временной масштаб для диссипации турбулентной энергии в уравнении для ε . В модели Чена используется еще один временной масштаб – производства турбулентной энергии. Этот дополнительный член в уравнении для ε позволяет более аккуратно учитывать механизм переноса энергии в турбулентном потоке. Это обстоятельство весьма существенно, когда для потока решаются не только уравнения гидродинамики, но и уравнение теплообмена.

При расчете распределения температуры учитывается, что корпус насоса теплоизолирован, а выемная часть охлаждается за счет естественной конвекции воздуха. Поэтому для расчета температуры ГЦНА в горячем состоянии и в переходных режимах необходимо рассчитать коэффициент теплоотдачи при естественной конвекции воздуха. Расчет теплоотдачи при свободной конвекции, вызванной различием плотности неодинаково нагретых частей среды, ведется по следующей зависимости [4]:

$$Nu_m = C \cdot Ra_m^n \pm 15\%, \quad (14)$$

где $Ra_m = Gr_m Pr_m$ – число Релея, а определяющая температура для определения теплофизических свойств воздуха – это $t_m = (t_w + t_f)/2$; t_w – температура стенки; t_f – температура потока вдали от стенки; Gr_m и Pr_m – числа Грасгофа и Прандтля соответственно. Значения C и n взяты из [4].

Для расчета числа Грасгофа известны все величины кроме Δt – разности температур стенки и потока. Значение Δt определялось путем последовательных приближений, т.е. сначала задавалось начальное приближение Δt , рассчитывалось число Грасгофа, затем коэффициент теплоотдачи, распределение температуры в элементах насоса, новое значение Δt и т.д. В результате было получено $\Delta t \approx 115^\circ\text{C}$. Таким образом, для рабочих условий получено

$$Gr_m \approx 1,9 \cdot 10^{10}, \text{ а } Ra_m \approx 1,34 \cdot 10^{10}.$$

Рассчитав число Нуссельта, находим коэффициент теплоотдачи $\alpha \approx 6,7 \text{ Вт/м}^2 \cdot \text{К}$. Это значение коэффициента теплоотдачи использовано для задания граничных условий теплообмена при естественной конвекции.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

С использованием построенной модели проведены расчеты распределения температуры в основных элементах насосного агрегата. На рис. 5 в качестве примера представлено распределение температуры в шпильках для рабочего состояния, т.е. при температуре теплоносителя, равной 290°C , а также для режимов расхолаживания со скоростью 30 и 60°C/ч . Наибольший интерес для расчета представляет распределение температуры в корпусе выемной части и шпильках. Высота корпуса выемной части в месте соединения корпуса с насосом составляет 313 мм. Из полученных распределений температуры в шпильках и корпусе выемной части определена средняя температура шпильки и корпуса. Это позволяет оценить термическое напряжение в шпильке, вызванное разностью термического расширения шпильки и корпуса выемной части.

Аналогично проводится расчет температурного поля и в переходных режимах. Расчет переходных режимов осуществляется путем задания на входе насоса зако-

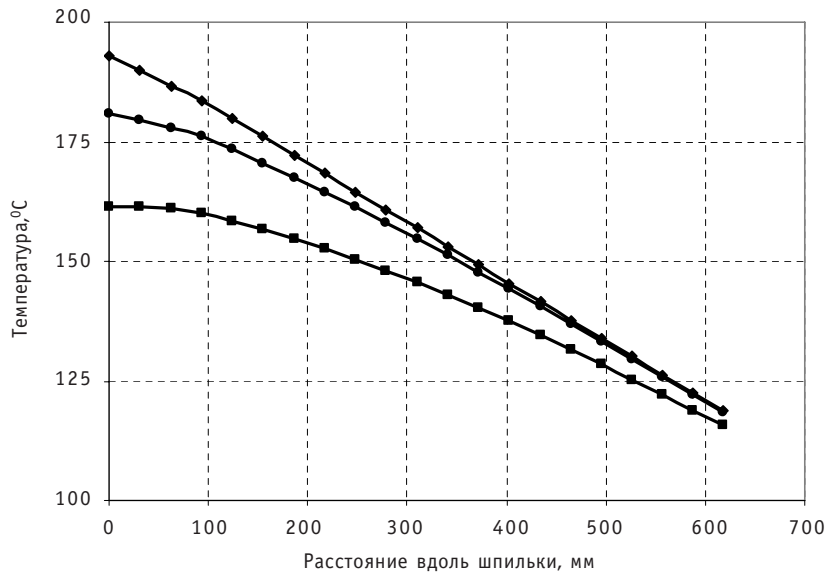


Рис. 5. Распределение температуры в шпильках: \blacklozenge – температура в шпильке в рабочем состоянии; \blacksquare – температура в шпильке в режиме расхолаживания со скоростью 30°C/ч; \bullet – температура в шпильке в режиме расхолаживания со скоростью 60°C/ч

на изменения температуры теплоносителя от времени (в зависимости от скорости разогрева и расхолаживания). Для начала были проведены тестовые расчеты с целью определения оптимального шага по времени, обеспечивающего устойчивость численного решения. В итоге шаг по времени принят равным $\Delta t = 30$ с. При этом расчет заканчивается в момент достижения заданного значения температуры теплоносителя на входе насоса, а именно:

- 290°C при разогреве со скоростью 20°C/ч;
- 50°C при расхолаживании со скоростью 30 или 60°C/ч.

Для рассмотренных случаев получены распределения температуры в шпильках. В табл. 1 представлены средние значения температуры участка шпильки высотой 313 мм, соответствующей высоте корпуса выемной части в месте ее соединения с насосом. С использованием результатов численного моделирования получены термические напряжения в шпильках. Используя методику расчета напряженного состояния, описанную выше, а также термические напряжения, получили окончательные значения напряжений в шпильках главного разъема ГЦНА-1391. Результаты приведены в табл. 2.

Таблица 1

Среднее значение температуры участка шпильки в расчетных режимах

Состояние насоса	Температура, °C
Холодное	20
Рабочее	163
Разогрев со скоростью 20°C/ч	75
Расхолаживание со скоростью 30°C/ч	148.7
Расхолаживание со скоростью 60°C/ч	159.3

Таблица 2

Основные результаты расчета напряжений в шпильках главного разъема ГЦНА-1391

Состояние насоса		Холодное $t = 20^{\circ}\text{C}$	Горячее $t = 290^{\circ}\text{C}$	Разогрев со скоростью $20^{\circ}\text{C}/\text{ч}$	Расхола- живание со скоростью $30^{\circ}\text{C}/\text{ч}$	Расхола- живание со скоростью $60^{\circ}\text{C}/\text{ч}$	Допусти- мые нап- ряже- ния
Напряжения растяжения (МПа)	Верх	197,487	197,487	197,487	193,31	193,31	441
	низ	163,736	163,736	163,736	160,273	160,273	
Напряжения среза резьбы (МПа)	Верх	102,557	102,557	102,557	100,389	100,389	183
	низ	54,768	54,768	54,768	53,609	53,609	
Напряжения в шпильке по группе 3 (МПа)	Верх	197,487	197,127	208,454	204,183	204,19	573
	низ	163,736	163,437	172,828	169,287	169,293	
Напряжения изгиба (МПа)	Верх	58,95	56,345	24,59	24,59	24,59	
	низ	11,021	13,025	19,663	19,663	19,663	
Напряжения в шпильке по группе 4 (МПа)	Верх	256,437	253,472	233,043	228,772	228,779	624
	низ	174,245	176,463	192,491	188,95	188,956	

Видно, что во всех рассмотренных режимах напряжения в шпильках не превышают предельных значений. Полученные результаты также позволяют сделать вывод, что дополнительные термические напряжения составляют незначительную долю от суммарного напряжения в шпильках главного разъема для всех рассмотренных режимов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенный расчет напряжений, возникающих в шпильках главного разъема ГЦНА-1391 от основных нагрузок, показал, что максимальные нагрузки в шпильках не превышают предельных значений для всех рассмотренных режимов работы. Следовательно, безопасность ГЦНА, обуславливаемая прочностью шпилек, будет обеспечена. При этом установлено, что дополнительные термические напряжения составляют незначительную долю от суммарного напряжения. При расчетах не учитывались дополнительные динамические напряжения от сейсмических нагрузок, а также не проводился расчет на циклическую усталость. Расчет этих состояний можно рассматривать как возможное продолжение данной работы.

Литература

1. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
2. Марочник сталей и сплавов. – М.: Машиностроение, 2001.
3. STAR-CD. User Guide. CD adapco Group. 2005.
4. Кириллов П.Л., Бобков В.П., Юрьев Ю.С. Справочник по теплогидравлическим расчетам. – М.: Энергоатомиздат, 1984.

Поступила в редакцию 26.12.2008

САМОЗАХОРОНЕНИЕ ВЫСОКОАКТИВНЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

А.Ю. Федоровский, М.А.Скачек

Московский энергетический институт (технический университет), г. Москва



В работе рассмотрен один из перспективных альтернативных методов окончательной локализации радиоактивных отходов – самозахоронение высокоактивных отходов. Проведены расчеты, подтверждающие принципиальную возможность реализации выбранного метода, отмечены его достоинства и недостатки.

В настоящее время в России накоплено большое количество радиоактивных отходов – более 500 млн. м³ жидких радиоактивных отходов, свыше 180 млн. т твердых радиоактивных отходов. Необходимы скорейшая разработка и внедрение различных способов окончательного удаления РАО из сферы жизнедеятельности человека, т.к. со временем эти цифры постоянно растут.

Положение осложняется отсутствием четкой концепции и отработанной схемы по обращению с РАО. Отсутствует федеральный закон об обращении с радиоактивными отходами. В связи с этим вместо освоения технологий по переработке и захоронению РАО широко применяется практика отложенных решений. На станциях накапливаются все новые отходы, хранилища РАО заполняются и постоянно требуется строительство новых, что не приводит к окончательному решению проблемы.

Тем не менее очевидно, что со временем ситуация будет улучшаться, т.к. работы в области выработки единой концепции по обращению с РАО уже ведутся, рассматривается зарубежный опыт организации работ с РАО, поступают некоторые средства. Единая концепция должна учитывать ряд вопросов, одним из которых является окончательное удаление РАО из сферы жизнедеятельности человека. Ввиду наличия широкого спектра отходов с совершенно различными свойствами невозможно принять один универсальный метод для их переработки и окончательному захоронению, требуется разработать и освоить несколько различных методов, каждый из которых будет наиболее оптимально подходить для обращения с определенной группой РАО.

На данный момент преобладающей концепцией окончательной локализации РАО является концепция их захоронения в породах на значительной глубине. Рассматриваются сроки захоронения до миллиона лет. Предполагается использовать для захоронения РАО после остекловывания или включения их в керамику, т.к. выход радионуклидов из стеклянной или керамической матрицы минимален.

Однако существует ряд технических моментов, которые могут поставить под сомнение саму возможность захоронения РАО в стеклянной матрице. Основным

© А.Ю. Федоровский, М.А.Скачек, 2009

недостатком является то, что подобная матрица представляет собой искусственный продукт, и неизвестно как стеклянная матрица с РАО поведет себя на протяжении всего срока захоронения. Возможно преждевременное разрушение матрицы и выход радиоактивных отходов в окружающие породы, а через них и в биосферу. Стоит заметить, что подобные опасения высказывают ученые ряда зарубежных стран; проблема обоснования безопасности и эффективности окончательной локализации РАО сейчас очень актуальна.

В связи с этим рассматриваются альтернативные методы окончательной локализации РАО. Существует несколько концепций, основывающихся на различных принципах. Необходимо отметить, что все они находятся на начальных стадиях исследования, и некоторые из них (например, дезинтеграция ядерным подземным взрывом или космическая изоляция) не могут быть реализованы в рамках существующих технологий и действующих международных соглашений.

В данной работе рассмотрена одна из наиболее перспективных альтернативных концепций окончательной локализации РАО – концепция самозахоронения высокоактивных РАО. Данный способ применим лишь для высокоактивных отходов с большим тепловыделением. Процент таких отходов относительно невелик – менее одного процента от общего объема всех радиоактивных отходов. Тем не менее, именно высокоактивные отходы представляют существенную проблему, т.к. обращение с ними требует повышенных мер безопасности. Метод самозахоронения позволяет эффективно организовать окончательную локализацию РАО с большим тепловыделением, т.е. как раз тех, которые наиболее проблематичны для окончательного захоронения другими методами. В данном случае большое тепловыделение является как раз фактором, позволяющим реализовать их надежную окончательную локализацию.

Метод самозахоронения заключается в следующем. Высокоактивные отходы заключаются в прочную капсулу из жаропрочных материалов, и эта капсула помещается в шахту на глубину 500–1000 м. За счет тепловыделения капсула с РАО разогревается до температур, позволяющих плавить окружающие породы. Температура на внешней стенке капсулы составит около 1000°C и выше, что позволит капсуле проплавливать горные породы (например, граниты или базальты) и уходить вглубь под собственным весом на 200–400 метров в год. Когда тепловыделение в капсуле спадет, расплавленные породы вокруг нее кристаллизуются, создавая тем самым дополнительный барьер для выхода радионуклидов.

Сейчас трудно точно установить, кто был первым автором идеи о самозахоронении высокоактивных отходов. Очевидно, мысль о возможном использовании большого тепловыделения некоторых РАО для их более надежной окончательной локализации высказывалась несколькими учеными практически одновременно. Первый всплеск интереса к этому методу приходится на начало 70-х годов двадцатого века. Как у нас, так и за рубежом опубликовано несколько работ на эту тему.

Из зарубежных авторов следует отметить J.J. Cohena, [3] и [4]. Первые работы отечественных авторов неизвестны, в литературе встречаются лишь упоминания о них, без точных ссылок. Можно с уверенностью утверждать, что работы по этой теме в то время имели место быть, т.к. проводились даже эксперименты, моделирующие процесс самозахоронения. Подобные эксперименты проводились также и за рубежом [5]. Общая концепция метода самозахоронения допускает различные способы реализации [2–9].

1. Погружение одиночных капсул-контейнеров с габаритными размерами порядка (или более) метра в прочные горные породы с низкой проницаемостью и

со значительными температурами плавления (>800 °С, граниты, базальты). Предполагается, что отходы, заключенные в капсулу, в процессе плавления находятся в твердом состоянии или в виде расплава. Данный способ наиболее надежен, т.к. каждый контейнер после остывания оказывается надежно изолирован в прочных плотных и однородных породах с низкой проницаемостью на значительной глубине, что весьма затрудняет возможную миграцию радионуклидов на поверхность. К недостаткам метода следует отнести его невысокую производительность и сложность обращения с тяжелыми капсулами.

2. Погружение группы небольших контейнеров (габаритные размеры каждого менее метра) в искусственные или естественные пустоты в те же породы, что и в предыдущем случае. При данном способе происходит разогрев группы оказавшихся рядом контейнеров, которые затем вместе погружаются в расплавленную породу. Достоинством данного способа является то, что для погружения группы контейнеров на глубину не требуется создания широкой шахты с механизмами погружки; для транспортировки контейнеров с поверхности в начальную точку захоронения можно использовать стандартные буровые трубы, что значительно удешевит технологию захоронения и позволит захоранивать большее количество РАО одновременно. Недостатком является недостаточная надежность метода и большой риск разгерметизации части контейнеров. При разогреве группы контейнеров, значительная их часть может оказаться в условиях недостаточного теплоотвода, что приведет к перегреву капсул и к быстрому термическому разрушению оболочки (температура может превышать 4000 °С, чего не выдерживает даже самая температуростойкая керамика). Поскольку тепловыделение РАО максимально как раз в начальный период процесса, то массовое разрушение капсул может произойти до того, как они погрузятся на безопасную глубину. Другим недостатком метода является то, что невозможно создать условия для совместного погружения всей группы капсул. Часть из них в процессе погружения окажутся отделенными от остальных и останутся на меньшей глубине, т.к. отдельно взятая небольшая капсула не в состоянии плавить породу ввиду недостаточной тепловой мощности.

3. Погружение (одиночное или групповое) контейнеров различных размеров в породы или вещества с относительно невысокими температурами плавления (0 – 600 °С). В качестве таких пород могут быть рассмотрены как различные солевые отложения, так и толстые ледяные покровы или промерзшие почвы в зоне вечной мерзлоты. Разновидность метода хороша тем, что относительно невысокие требуемые температуры могут быть обеспечены несколько большим спектром РАО, что позволит использовать метод самозахоронения для окончательной утилизации большего объема отходов. При этом резко упрощается технология создания контейнеров и снижается их стоимость. К недостаткам относится недостаточная надежность способа. Большинство подходящих солевых пластов расположены на незначительных глубинах и имеют недостаточную толщину, кроме того эти породы значительно менее прочные и плотные, чем граниты и базальты, обладают большей пористостью и неоднородностями. При неожиданном разрушении контейнера в таких породах их свойства и глубина захоронения могут оказаться недостаточными для надежного удержания отходов на протяжении значительного времени (до миллиона лет). Лды и почвы в зоне вечной мерзлоты также не обладают достаточной толщиной, среда коррозионно-активна, что может привести к преждевременному разрушению капсул, и недостаточно стабильна – с точки зрения современной науки зона вечной мерзлоты может существенно изменять свои границы на рассматриваемом временном промежутке.

4. Плавление пород вокруг контейнера или группы контейнеров без значительного их погружения. Достаточное для плавления окружающей породы тепловыделение продолжается на коротком отрезке времени и быстро спадает, служит не для продолжительного плавления с погружением капсулы, а лишь для создания вокруг нее застывшей оболочки из расплава породы. Разновидность метода хороша тем, что позволяет захоранивать отходы, дающие непродолжительное тепловыделение (например, Co-60 или Cs-137) [1], с относительно коротким периодом полураспада. Недостаток – необходимость создания глубоких шахт, т.к. не происходит заметного самопогружения капсул.

5. Закачка жидких высокоактивных отходов в искусственные или естественные полости в различных породах. Предполагается, что закачанная на глубину масса высокоактивных ЖРО будет разогреваться и плавить окружающие породы, уходя вниз. К достоинствам способа относятся отсутствие необходимости разрабатывать и производить контейнеры, а также относительная простота закачки значительных масс ЖРО на большие (до 3–4 км) глубины. Недостатком метода является его ненадежность – совершенно очевидно, что не вся масса ЖРО на глубине будет держаться вместе и участвовать в процессе плавления. Глубина плавления пород также не может быть большой, т.к. быстро произойдет перемешивание расплава пород с ЖРО, снижение удельного тепловыделения, быстрое и неравномерное застывание расплава. В процессе нагрева ЖРО будут образовываться газы, содержащие в себе различные нуклиды из состава ЖРО. Газы, не будучи заключенными в какую-либо надежную оболочку, смогут легко выходить из зоны расплава и довольно быстро мигрировать на поверхность даже с больших глубин. Кроме того создание необходимых растворов высокоактивных ЖРО и обращение с ними при подготовке к захоронению, их транспортировка представляются крайне опасными и затруднительными.

6. Сочетание любого из предыдущих способов с мощной химической реакцией в зоне плавления, облегчающей плавление пород. Для осуществления данного метода необходимо наличие в зоне плавления некоего реагента, способного при повышенных температурах вступать в химическую реакцию с окружающей породой и облегчать таким образом процесс плавления. Неясным остается вопрос о времени действия такого реагента, его составе и свойствах. Законченных и опубликованных работ, посвященных этому способу, нашим коллективом не обнаружено.

7. Использование для погружения контейнеров с РАО тектонических разломов с нисходящими конвективными потоками. Как известно на сегодняшний день, дрейф континентов вызван вертикальными (восходящими и нисходящими) движениями расплавленных масс породы в зонах тектонических разломов. В зонах разломов эти потоки могут оказываться совсем близко от поверхности и даже выходить наружу (при восходящих потоках вплоть до извержений вулканов). Предполагается, что контейнеры с РАО, погруженные в нисходящий конвективный поток в зоне разлома, будут уноситься им на значительную глубину и со временем даже завлекаться под континентальную платформу – процесс может занять миллионы лет и обеспечить наиболее глубокую надежную и долговременную изоляцию капсул с отходами по сравнению с другими разновидностями метода. Рассматривается даже изоляция таким образом капсул с РАО без значительного тепловыделения (в случае глубокого размещения капсул сразу в движущемся потоке, а не постепенного проплавления ими покрывающих разлом пород до попадания в поток). Недостатком является то, что на сегодняшний день практически невозможно помещение капсул в такой конвективный поток в разломе или даже рядом с ним.

Большинство теоретически подходящих территорий скрыто под океанскими водами нередко на значительных глубинах, что крайне затрудняет любые работы по размещению капсул. К тому же любое глубинное бурение в зоне разломов может вызвать локальные нарушения в потоках вещества, что способно привести к неконтролируемому выбросу капсул с РАО обратно на поверхность. Подробных расчетов процесса погружения капсул в конвективном потоке не проводилось. С учетом всего вышеперечисленного реализация данной разновидности метода не представляется возможной.

Наиболее перспективной представляется реализация метода самозахоронения при погружении единичных контейнеров в глубинные породы, солевые пласты или ледяные покровы. Расчет процесса погружения одного контейнера наиболее прост. Достаточно подробная математическая модель стационарного процесса самозахоронения единичного контейнера сферической формы, обосновывающая принципиальную возможность метода, приведена в работе Л.Я. Косачевского и Л.С. Сюи [2]. На кафедре АЭС МЭИ с использованием данной модели также был проведен ряд расчетов и получены аналогичные результаты, характеристики процесса самозахоронения для различных пород и капсул различных размеров (проведены расчеты для сферических контейнеров, в том числе многослойных).

Следует отметить, что существуют ограничения как на минимальный, так и на максимальный радиусы контейнера, в котором захораниваются РАО. Слишком маленький контейнер не может обладать достаточной тепловой мощностью, чтобы вызывать плавление окружающей среды, которая необходима для его равномерного охлаждения; в противном случае возможен локальный перегрев, термическое разрушение и, как следствие, преждевременная разгерметизация контейнера. Ограничение на максимально возможный радиус вызвано термической стойкостью материалов, из которых изготавливается контейнер. При увеличении радиуса капсулы растет и температура внутри нее, что также может привести к ее термическому разрушению.

Следует оговориться, что под стационарным понимается процесс, идущий примерно с одинаковой скоростью, в пределах погрешности. На скорость погружения могут повлиять различия в свойствах проплавленной породы, неизбежные при изменении глубины погружения, а также постепенный, пусть и медленный, спад тепловыделения в РАО. Таким образом, рассматривается основной процесс погружения контейнера, дающий основной вклад в пройденное контейнером расстояние, без начальной и заключительной стадий. Продолжительность процесса оценить можно лишь очень грубо, т.к. на сегодняшний день точно не установлено (и не закреплено в регламентирующих документах), какие именно отходы могут подходить к захоронению данным методом.

Поскольку контейнер движется в расплаве, давление на него будет невелико. Горное давление в узких вертикальных шахтах, проложенных в скальных породах, также невелико и не может повредить контейнер [10].

Если рассматривать самозахоронение высокоактивных отходов в скальных породах с большими температурами плавления, то корпус капсулы может быть выполнен только из керамических материалов. Металлы не выдержат необходимых температур, кроме того они могут вступать в химические реакции с веществами, которые содержатся в скальных породах. При плавлении пород эти вещества (вода, HF, HCl – зависит от свойств конкретной породы в месте захоронения и глубины ее залегания) переходят в газообразное состояние и легко вступают во взаимодействие с металлом. Керамика является наиболее долговечным материалом из доступных.

РАО внутри капсулы должны находиться в керамической матрице. Это даст примерно одинаковый коэффициент теплового расширения содержимого и оболочки, что позволит избежать появления неоднородностей внутри капсулы при ее нагреве и возможного связанного с этим перегрева оболочки. Особое внимание следует уделить возможности создания многослойных капсул. Ядро контейнера может содержать отходы, не обладающие значительным тепловыделением, окруженные промежуточным слоем высокоактивных отходов с большим тепловыделением. Подобные капсулы позволят расширить спектр и увеличить объем захораниваемых РАО.

На стационарном этапе процесса самозахоронения для капсулы диаметром 1 м при случае захоронения в гранит скорость погружения капсулы должна составить около 300 метров в год. С ростом радиуса капсулы от минимального к максимальному должна увеличиваться и скорость погружения. Для различных пород зависимость имеет несколько отличный характер, но в целом сохраняется. Необходимо помнить и о весе готовых капсул с РАО, предназначенных для захоронения. Более крупные капсулы, разумеется, смогут нести в себе большие количества радиоактивных отходов, но обращение с ними (особенно погрузка в шахты) будет затруднено ввиду их значительной массы.

Некоторые результаты для одного из рассмотренных случаев сведены в табл. 1. Расчет производился для сферического контейнера с однослойной оболочкой из NbC. Предполагалось, что внутренняя матрица, содержащая РАО, изготовлена из того же материала, с 50-процентной пористостью и максимальной емкостью 2 г РАО/см³. Отношение внутреннего радиуса оболочки ко внешнему составляло 0.9. Удельная тепловая мощность РАО – 130 кВт/м³.

Как видно из таблицы, капсулы большого диаметра обладают значительной вместительностью, но крайне тяжелы. Погрузка такой капсулы в шахту глубиной 500–1000 м является крайне сложной операцией. Вместе с тем размещение капсулы в шахте необходимо производить достаточно быстро. Оценочные расчеты показывают, что охлажденная до комнатной температуры капсула при воздушном охлаждении нагревается до 500°C примерно за 12–14 часов. Значит все операции по погрузке капсулы в шахту должны быть произведены не более чем за 10 часов, что нелегко даже при капсуле небольшого размера. Впрочем, капсулы большого размера могут быть и не востребованы – объем отходов, способных дать необходимое тепловыделение, крайне мал. Все работы с капсулами, содержащи-

Таблица 1

Результаты расчетов для случая захоронения в гранит сферического контейнера, содержащего матрицу с высокоактивными РАО

Скорость капсулы, м/год	Радиус капсулы, м	Масса захораниваемых РАО, кг	Общая масса капсулы, кг
63	0,34	232	1038
110	0,41	384	1720
160	0,53	751	3359
205	0,60	1297	5804
270	0,82	3075	13760
325	1.06	6005	26870
370	1,21	10380	46430

ми высокоактивные отходы, должны производиться только при помощи автоматики с дистанционным управлением.

Открытым остается также вопрос о способе транспортировки РАО к месту захоронения. Сама эта операция в любом случае является ответственной и дорогостоящей процедурой [1, 11]. Применительно к методу самозахоронения можно предложить две различные концепции.

1. Транспортировка отходов в стандартных контейнерах и изготовление капсул непосредственно на месте захоронения. К сожалению, еще не известна стоимость изготовления капсул и вообще не определена наиболее подходящая технология. Создание необходимого комплекса по производству готовых капсул с РАО непосредственно на месте захоронения может оказаться невозможным.

2. Изготовление капсул с РАО на заводе, расположенном далеко от места предполагаемого захоронения и перевозка их в готовом виде. Данный метод позволяет избежать строительства на месте захоронения цеха для производства капсул, однако необходима разработка специальных транспортных контейнеров. Поскольку готовая к самозахоронению капсула с РАО обладает значительной тепловой мощностью, потребуются создание тяжелых контейнеров, оснащенных надежными системами охлаждения соответствующей мощности, а также тяжелой биологической защитой. Стоимость подобных контейнеров и их эксплуатации может оказаться слишком велика. Кроме того за время транспортировки неизбежно снизится тепловая мощность капсулы, и процесс самозахоронения будет происходить с меньшей эффективностью.

Учитывая все, написанное выше, можно предположить, что метод самозахоронения излишне сложен, опасен и совершенно не оправдан с экономической точки зрения. Однако, если отходы, дающие значительное тепловыделение, будут исключены из общей массы для окончательной локализации методом самозахоронения, то это позволит упростить захоронение остальных высокоактивных отходов. Если нуклиды, дающие значительное тепловыделение, будут из них по большей части удалены, то окажется возможным упростить конструкции контейнеров, т.к. значительно снизится тепловыделение от них.

Разумеется, на сегодняшний день данный метод находится на начальной стадии разработки, но важно подчеркнуть, что он не имеет принципиальных ограничений, которые делали бы невозможной его реализацию. Метод самозахоронения соответствует принятой концепции по обращению с РАО – окончательной локализации высокоактивных РАО в стабильных геологических формациях на больших глубинах. Законодательная и нормативная база, в рамках которой предполагается реализация метода самозахоронения, на сегодняшний день в нашей стране практически создана. Действующее законодательство вполне позволяет проведение экспериментов по самозахоронению.

Конкретные технологии, по которым будет осуществляться сбор, сортировка и выделение РАО, подлежащих самозахоронению, еще не определены окончательно. Но, учитывая большой накопленный опыт по обращению с различными типами отходов, при дальнейшей проработке метода возможен точный технико-экономический расчет, который определит наиболее эффективные способы обращения с РАО, предшествующие стадии окончательной их локализации методом самозахоронения. Выбор необходимых технологий будет возможен после выработки подробного перечня отходов, подлежащих самозахоронению.

Поскольку метод самозахоронения подходит для окончательной локализации лишь небольшой части РАО относительно их общего количества, целесообразно создавать его совместно с предприятиями, нацеленными на окончательную лока-

лизацию других типов РАО, т.к. факторы выбора площадки для захоронения во многом схожи. Метод самозахоронения позволит эффективно решить задачу окончательной локализации РАО, наиболее сложных для обращения и окончательного захоронения иными способами.

Проведенные в работе расчеты обосновывают саму возможность осуществления процесса самозахоронения высокоактивных РАО в керамической капсуле. В дальнейшем на этой базе возможны более подробные расчеты, учитывающие нестационарность процесса и неоднородность среды, в которую производится захоронение. Большой интерес представляют также эксперименты с материалами, из которых предлагается изготавливать капсулы для самозахоронения, – важны их радиационная и химическая стойкость, прочие характеристики.

Литература

1. Скачек М.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС: Учебное пособие для вузов. – М.: Издательский дом МЭИ, 2007.
2. Косачевский Л.Я., Сюи Л.С. К вопросу о «самозахоронении» радиоактивных отходов // Журнал технической физики. – 1999. – Т. 69. – Вып. 11.
3. Проект ТАСИС. Варианты окончательного захоронения радиоактивных отходов. 2007.
4. NIREX report «Description of Long-term Management Options for Radioactive Waste Investigated Internationally», 2002.
5. Cohen J.J., Lewis A.E. and Braun R.L. In-situ incorporation of nuclear waste in deep molten rock // Nuclear Technology. – 1972. – V. 13. – P. 76.
6. Cohen J.J., Schwartz L.L. and Tewes H.A. Economic and environmental evaluation of nuclear waste disposal by underground in-situ melting // Trans. Amer. Nucl. Soc. – 1974. – 18. – P. 194-195.
7. Вертман А.А. Капсула для захоронения радиоактивных отходов / Патент Российской Федерации на изобретение № RU2137233, 1998.
8. Gibb F.G.F. High-temperature, very deep, geological disposal: a safer alternative for high-level radioactive waste? // Waste Management. – 1999. – 19. – P. 207-211.
9. Gibb F.G.F. A new scheme for the very deep geological disposal of high-level radioactive waste // Journal of the Geological Society, London. – 2000. – 157. – P. 27-36.
10. Власов С.Н., Торгалов В.В., Виноградов Б.Н. Строительство метрополитенов. – М.: Издательство «Транспорт», 1987.

Поступила в редакцию 30.12.2008

ИССЛЕДОВАНИЕ УРОВНЯ НЕЙТРОННОГО ФОНА В ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛАХ ЗА СЧЕТ (α, n) -реакций НА ЛЕГКИХ ЭЛЕМЕНТАХ

В.А. Юферева, А.Н. Шмелев

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



Увеличение нейтронного фона ядерных материалов приводит к повышению их самозащищенности с точки зрения нераспространения. В работе исследуется возможность изменения нейтронного фона за счет (α, n) -реакций на легких элементах. Согласно данным заводов-изготовителей ядерное топливо уже содержит в себе легкие элементы в виде примесей. В качестве альфа-источника в работе рассматривался ^{232}U . Изменять фон можно, меняя концентрации легких элементов или альфа-источника в топливе и время выдержки топлива после фабрикации. В качестве критерия защищенности топлива рассматривался выход нейтронов с единицы массы в секунду. Приводятся оценки изменения уровня нейтронного фона при дообогащении урана различного изотопного состава.

Ключевые слова: нейтронный фон, (α, n) -реакции, денатурация, дообогащение, нераспространение.

Key words: neutron background, (α, n) -reactions, denaturing, re-enrichment, nonproliferation.

ВВЕДЕНИЕ

Для урана одним из важных свойств внутренней защищенности является его обогащение, поэтому в ряде стран (в первую очередь, в США и России) реализуется тенденция к устранению высокообогащенного урана (ВОУ) как материала прямого использования из гражданского ядерного топливного цикла (ЯТЦ).

Другой аспект защиты урана от распространения заключается в том, что, хотя НОУ и не причисляют к классу ЯМ прямого использования, но с развитием технологий обогащения растет угроза переключения НОУ с последующим его дообогащением. Ввиду очевидной предпочтительности ВОУ можно считать, что в случае доступа к НОУ потенциальный нарушитель (субнациональная террористическая группа) предпримет все усилия, чтобы сначала дообогастить доступный уран до оружейного качества (90% и выше), а потом использовать его в оружейных целях [1]. В связи с этим в последних выступлениях специалистов по ядерному нераспространению подчеркивается идея повышения защищенности экспортных поставок топлива для АЭС с НОУ [2, 3].

© В.А. Юферева, А.Н. Шмелев, 2009

Одним из эффективных и технически реализуемых способов снижения привлекательности топлива с точки зрения переключения является денатурация, т.е. перевод топлива в состояние, менее пригодное для использования в оружейных целях. Термин «изотопная денатурация» используется для обозначения любых изменений в изотопном составе химического элемента с целью придать ему некоторые новые свойства.

Рассматривается возможность повышения защищенности ядерного топлива с ураном 20-процентного обогащения за счет малой добавки в его состав радиоактивного изотопа ^{232}U .

ВЛИЯНИЕ ЛЕГКИХ ПРИМЕСЕЙ В ТОПЛИВЕ НА НЕЙТРОННЫЙ ФОН

Основная цель предлагаемого варианта денатурации – повышение нейтронного фона ЯМ, которое происходит благодаря (α, n) -реакциям. Нейтронный фон способствует преждевременному запуску цепной реакции деления и, как следствие, снижению энергетического выхода ядерного взрывного устройства.

Если в ЯМ имеется мощный источник α -частиц, (α, n) -реакции начинают играть значительную роль в формировании нейтронного фона. Таким источником служит изотоп ^{232}U , который является одним из наиболее интенсивных α -источников среди изотопов урана и плутония. В табл. 1 приведены изотопы легких элементов (ЛЭ), содержащихся в различных количествах в уране как результат его технологических переделов. На отмеченных изотопах ЛЭ достаточно интенсивно протекает (α, n) -реакция при наличии в уране α -источника (например, ^{232}U).

Отметим, что перечисленные в табл. 1 изотопы не являются сильными поглотителями нейтронов. Видно, что (α, n) -канал для ЛЭ (Be, B, F, Al) сопоставим, а с учетом продуктов распада ^{232}U значительно превосходит его нейтронную активность (1300 н/с кг). Последнее обстоятельство указывает на значимость этих и других ЛЭ в формировании нейтронного фона в уране.

В расчетах использованы данные по содержанию основных примесей в обогащенном уране, производимом на Новосибирском заводе химических концентратов [4] и Ульбинском металлургическом заводе [5]. Приведенные в табл. 1 выходы нейтронов рассчитаны на основе данных EXFOR [6]. Учет замедления α -частиц в уране осуществлялся с помощью программного комплекса SRIM [7].

Таблица 1

Выход нейтронов в (α, n) -реакциях на 100 ppm ЛЭ в металлическом уране с 1% ^{232}U , н/с кг

Изотоп	Содержание в природной смеси, %	Выход, н/с кг U	Выход с учетом продуктов распада ^{232}U , н/с кг U
Li-7	92.5	98.9	1778
Be-9	100	5866	37934
B-11	81	1910	11801
C-13	1.11	13	135
O-18	0.2	8.1	64.2
F-19	100	1243	11717
Na-23	100	352.7	4283
Al-27	100	1166	12150
Si-29	5	13.8	144

ВЛИЯНИЕ МАЛЫХ ДОБАВОК ^{232}U НА α -ФОН ПРИ ПОСЛЕДУЮЩЕМ ДООБОГАЩЕНИИ И ВЫДЕРЖКЕ УРАНА

Изотоп ^{232}U является источником нейтронов спонтанного деления и α -частиц. Например, при внесении в 20-процентный уран лишь 10 ppm ^{232}U этот изотоп становится основным α -источником. Это обстоятельство играет решающую роль в создании барьеров противодействия несанкционированному дообогащению. Поскольку ^{232}U легче ^{235}U на 3 а.е.м., его содержание будет увеличиваться в процессе дообогащения, резко повышая внутренний источник α -излучения в уране.

Кроме этого в процессе дообогащения ^{232}U начинает активно вытеснять целевой изотоп ^{235}U , тем самым ограничивая его максимальное содержание в продукте. В табл. 2 приведены значения максимального содержания изотопа ^{235}U при дообогащении 20-процентного урана с разным содержанием денатурирующего изотопа ^{232}U .

Видно, что добавки ^{232}U могут заметно понижать максимально достижимые обогащения продукта и, таким образом, снижать возможности его несанкционированного использования.

На рис. 1 показано изменение α -активности урана при его дообогащении. Видно, что за счет повышения содержания ^{232}U удельная активность продукта возра-

Таблица 2

Максимальные содержания ^{235}U в продукте при дообогащении 20-процентного урана с малыми добавками денатурирующего изотопа ^{232}U

^{232}U , %	0.001	0.005	0.01	0.1	0.5	1
Максимальное содержание ^{235}U , %	84.6	83.5	82.3	72.3	57.4	49.5

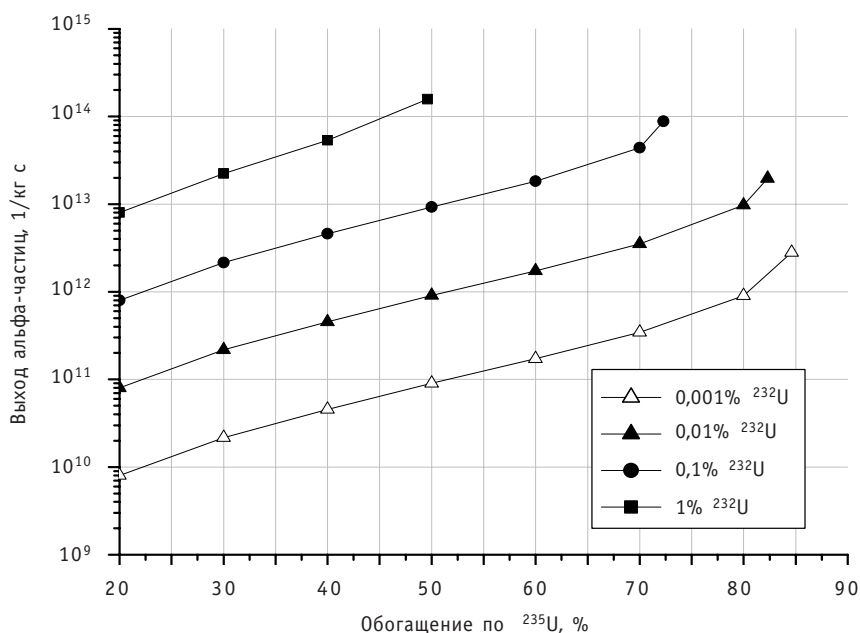


Рис. 1. Изменение α -активности урана при дообогащении 20-процентного урана (обогащение урана в отвале $X_W = 0.3\%$)

стает на два порядка. Кроме этого с течением времени накапливаются α -активные продукты распада ^{232}U . Поэтому дальнейшее пребывание материала в той или иной форме неизбежно приведет к росту α -активности (рис. 2) и, следовательно, нейтронного фона урана.

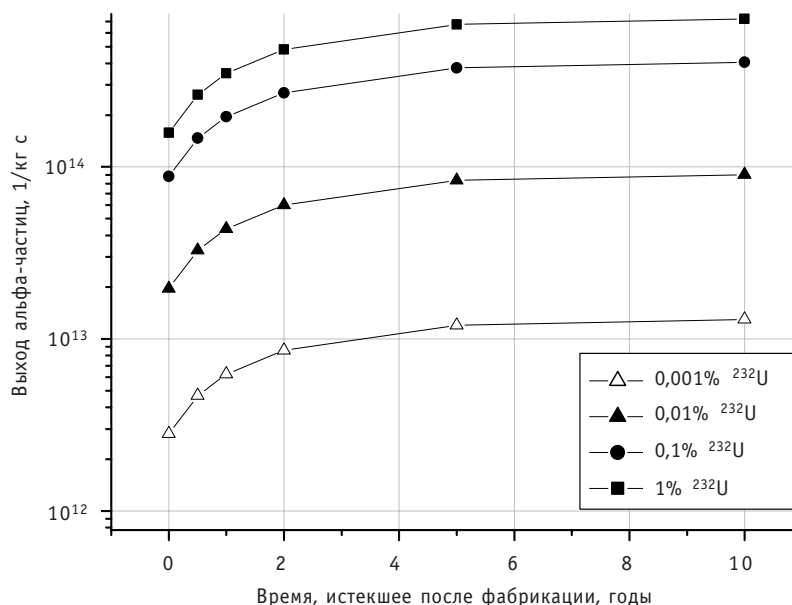


Рис. 2. Рост α -активности материала после дообогащения

ИЗМЕНЕНИЕ НЕЙТРОННОГО ФОНА ПРИ ДООБОГАЩЕНИИ ДЕНАТУРИРОВАННОГО УРАНА

С помощью специально разработанного программного комплекса ADDNET были проведены оценки изменения выхода нейтронов при дообогащении 20-процентного урана различного изотопного состава. Содержание легких элементов в металлическом уране взято из данных Новосибирского завода химических концентратов [4] и Ульбинского металлургического комбината [5].

При дообогащении 20-процентного урана, не содержащего ^{232}U , наибольшее влияние на выход нейтронов оказывает увеличение содержания ^{234}U . Максимально достижимое обогащение составило 84,6% ^{235}U , а содержание ^{234}U ~11%. По данным [6, 7] в отсутствие ^{232}U нейтронный фон в продукте, вызванный (α, n)-реакциями на примесях легких элементов, оказался почти на порядок меньше, чем выход нейтронов спонтанного деления ^{238}U ($1,36 \cdot 10^{-2}$ нейтрон/г·с). Подобное изменение нейтронного фона незначительно скажется на повышении самозащитности урана.

Переход на однократно рециклированный уран (в котором появляются в заметном количестве ^{236}U и следы ^{232}U) также не приводит к повышению нейтронного фона за счет (α, n)-реакций до уровня спонтанного деления ^{238}U . При дообогащении однократно рециклированного урана выход нейтронов по (α, n)-каналу возрастает лишь до $3,5 \cdot 10^{-3}$ нейтрон/г·с и определяется, в основном, увеличением начального содержания ^{234}U . При этом вклад α -частиц от ^{236}U и ^{232}U в генерацию нейтронов пренебрежимо мал.

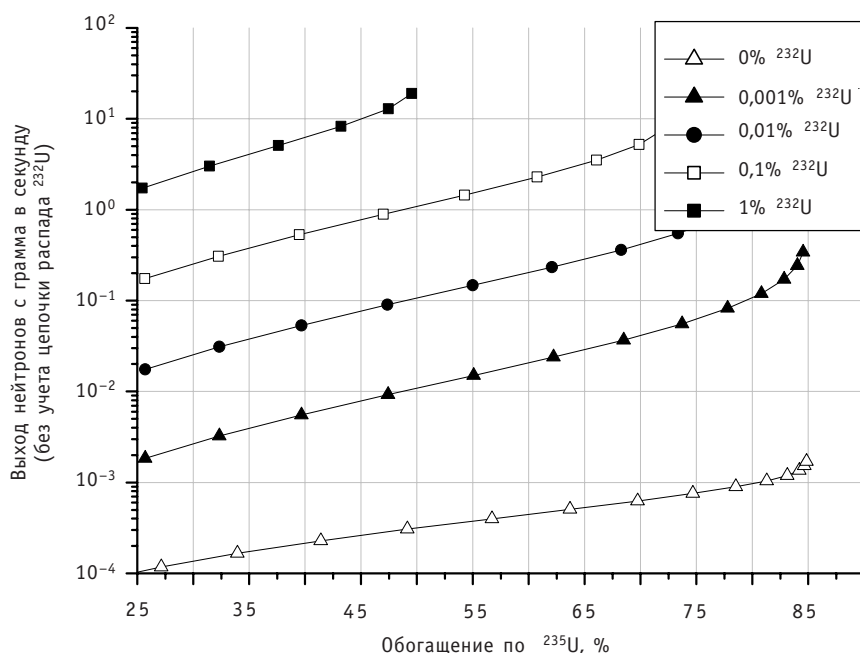


Рис. 3. Изменения выхода нейтронов за счет (α, n) -реакций при дообогащении 20-процентного урана с различным исходным содержанием ^{232}U

Ситуация кардинально меняется при внесении в 20-процентный уран малых количеств ^{232}U . На рис. 3 представлены выходы нейтронов за счет (α, n) -реакций при дообогащении 20-процентного урана, содержащего ^{232}U в количестве 0.001, 0.01, 0.1 и 1%.

Как видно, добавление малых количеств ^{232}U (0.001–1%) в топливо приводит при попытках дообогащения к повышению нейтронного фона материала на два порядка. Денатурация 20-процентного урана 0,1% ^{232}U и его последующее дообогащение приведет к повышению фона по сравнению с фоном нейтронов спонтанного деления почти в 10000 раз. При хранении такого ЯМ нейтронный фон будет возрастать за счет продуктов распада ^{232}U и через год увеличится приблизительно в 3 раза.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Внесение малых количеств ^{232}U в топливо с 20-процентным ураном позволяет значительно повысить нейтронный фон урана при дальнейшем его дообогащении и технологическом переделе за счет (α, n) -реакций на примесях. С увеличением времени выдержки денатурированного урана нейтронный фон продолжает расти. Количественная оценка самозащитенности денатурированного топлива выходит за рамки данной работы. Тем не менее, на основании данных по Манхэттенскому проекту [8] можно сделать вывод, что подобное повышение нейтронного фона станет серьезным барьером для переключения ЯМ на немирные цели. Кроме того следует отметить, что наличие существенного нейтронного и гамма-фона у денатурированного урана повышает возможности его обнаружения и требует принятия дополнительных мер по обеспечению радиационной безопасности при обращении с ним.

Литература

1. *Glaser A.* On the Proliferation Potential of Uranium Fuel for Research Reactors at Various Enrichment Levels//Science and Global Security. – 2006. – V. 14. – P. 7-8.
2. *Алексеев П.Н., Иванов Е.А., Невиница В.А. и др.* Повышение защищенности экспортных поставок топлива легководных реакторов при использовании регенерированного урана//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – №3. – Вып. 2. – С. 3-9.
3. http://www.pircenter.org/gpconference/data/4section_r.html?
4. <http://www.nccp.ru/ir/uran.html>.
5. http://www.ulba.kz/umz3_1_2.htm.
6. <http://www-nds.iaea.org/exfor/exfor00.htm>.
7. <http://www.srim.org>.
8. <http://nuclearweaponarchive.org/Usa/Med/Med.html>.

Поступила в редакцию 22.01.2009

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ ПЕРЕМЕШИВАНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ОБОСНОВАНИЕ ВЫБОРА ОПТИМАЛЬНОЙ КОНСТРУКЦИИ ТВСА ДЛЯ ВНЕДРЕНИЯ В РЕАКТОРЫ ТИПА ВВЭР

С.М. Дмитриев, С.С. Бородин, А.Н. Ершов, М.А. Легчанов,

Д.А. Нырков, Д.Н. Солнцев, А.Е. Хробостов

*Нижегородский государственный технический университет им Р.Е. Алексеева,
г. Нижний Новгород*



Представлены результаты и анализ экспериментальных данных по исследованию локального массообмена и гидродинамики потока теплоносителя в ТВСА реакторов типа ВВЭР с поясами перемешивающих решеток различной конструкции.

ВВЕДЕНИЕ

Перспективным направлением развития атомной энергетики является создание реакторных установок ВВЭР, работающих на более высоком уровне мощности при одновременных нагрузках с уменьшенной утечкой нейтронов и более продолжительным топливным циклом. Для решения этих задач требуется улучшение теплогидравлических характеристик самих тепловыделяющих сборок, которое может быть достигнуто за счет как размещения на дистанционирующих решетках интенсификаторов теплосъема, так и использования отдельно установленных перемешивающих решеток.

Одним из вариантов модернизации ТВСА реактора ВВЭР является применение перемешивающих решеток (ПР), которые позволяют улучшить перемешивание теплоносителя между ячейками и турбулизовать поток в пределах отдельных ячеек [1]. Для получения высокой интенсивности межъячейкового массообмена в ТВСА было предложено использовать два конструктивно различных типа перемешивающих решеток: ПР типа «закрутка вокруг твэла» потока теплоносителя и ПР типа «порядная прогонка».

Для обоснования теплотехнической надежности активных зон РУ ВВЭР с ТВСА с различными типами перемешивающих решеток необходимо определить влияние конструкции ПР на гидродинамику и массообмен потока теплоносителя. Для оптимальной конструкции ПР необходим поиск вариантов, обеспечивающих наиболее благоприятное сочетание таких параметров как интенсивность перемешивания, гидравлические потери и запасы до кризиса теплоотдачи.

© С.М. Дмитриев, С.С. Бородин, А.Н. Ершов, М.А. Легчанов, Д.А. Нырков, Д.Н. Солнцев, А.Е. Хробостов, 2009

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ СТЕНД И МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ

Исследования локальных характеристик межъячеечного массообмена потока теплоносителя проводились на аэродинамическом стенде методом диффузии газового трассера на нескольких масштабных экспериментальных моделях (ЭМ): на 19-стержневой модели фрагмента ТВСА (рис. 1а), на 57-стержневой модели фрагмента активной зоны реактора ВВЭР (рис. 1б), включающей в себя сегменты трех топливных кассет ТВСА и межкассетное пространство, и на 61-стержневой модели фрагмента ТВСА (рис. 1в). Все ЭМ выполнены с соблюдением полного геометрического подобия и включают в себя твэлы-имитаторы, пояса дистанционирующих и перемешивающих решеток (рис. 2).

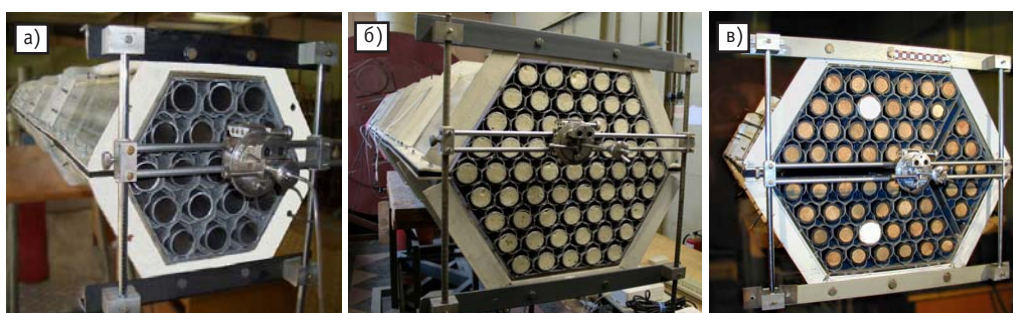


Рис. 1. Экспериментальные модели

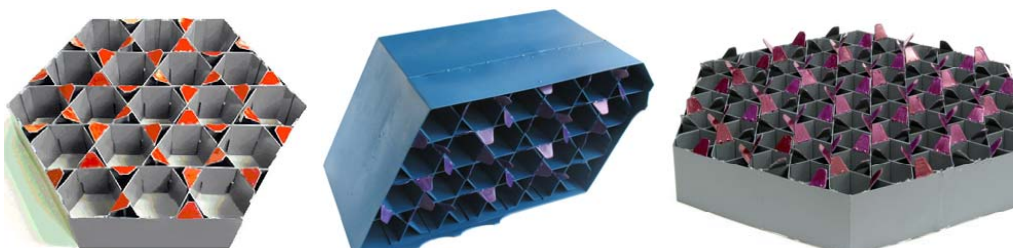


Рис. 2. Исследуемые пояса перемешивающих решеток экспериментальных моделей

Для изучения массообмена теплоносителя сконструирован и изготовлен отборный зонд, позволяющий определять значения осевой скорости, статического и полного давлений в исследуемой точке, а также одновременно выполняющий функцию транспортного газопровода для пробы трассера в газоанализатор. Для измерения концентрации углеводородов C_nH_m в газовой смеси использовался газоанализатор, принцип работы которого основан на измерении величины поглощения инфракрасного излучения. Для управления и постоянного мониторинга экспериментальных данных, получаемых газоанализатором, разработан программный комплекс «ТРАССЕР-П». В программном комплексе реализованы возможности построения графика изменения концентрации в зависимости от времени, а также непосредственный мониторинг динамики изменения концентрации в режиме реального времени и записи значений в файл.

Для представительности экспериментальных исследований гидродинамических характеристик ЭМ необходимо соблюдение равенства местного гидравлического сопротивления натуральных перемешивающих решеток и гидравлического сопротивления перемешивающих решеток экспериментальной модели. В области автомо-

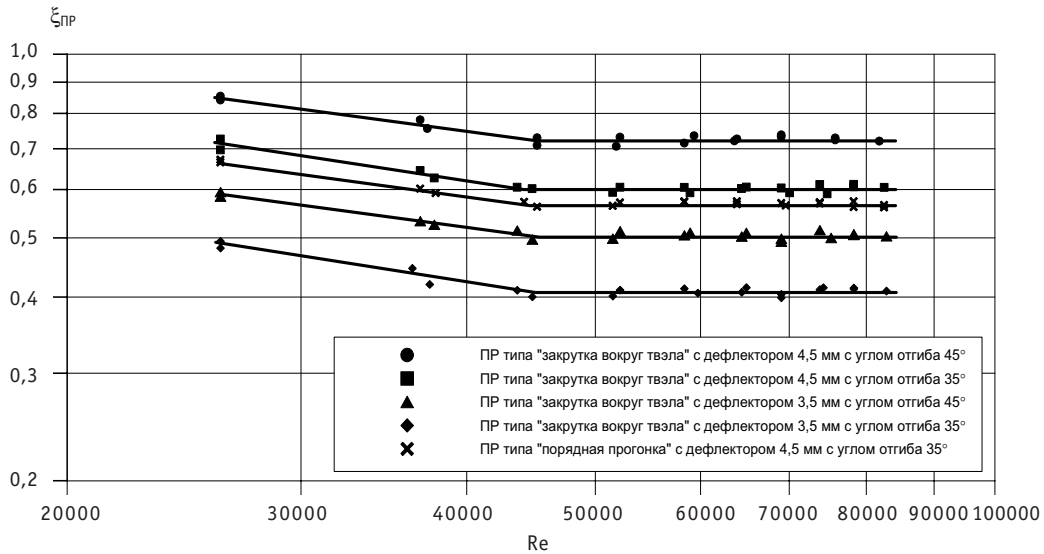


Рис. 3. Зависимость коэффициента местного гидравлического сопротивления поясов перемешивающих решеток различных типов от числа Re

дельного течения теплоносителя коэффициенты гидравлического сопротивления перемешивающих решеток ЭМ различной конструкции составили $\xi_{\text{ПР}}^{\text{ЭМ}} = 0,41-0,72$ (рис. 3), что соответствует коэффициентам гидравлического сопротивления натуральных решеток с различными углами отгиба и высотой дефлекторов.

Все экспериментальные исследования проводились в диапазоне чисел Re от $8 \cdot 10^4$ до $1 \cdot 10^5$ на участке автомоделного течения теплоносителя, что подтверждено соответствующими исследованиями.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ ТРАССЕРА В ГЛАДКОМ ПУЧКЕ В 19-СТЕРЖНЕВОЙ МОДЕЛИ ФРАГМЕНТА ТВСА

Для представительности проводимых экспериментальных исследований было изучено распространение потока теплоносителя в гладком пучке 19-стержневой модели фрагмента ТВСА. Полученные результаты по распределению концентрации пропана в гладком пучке позволили определить зависимость для нахождения коэффициента турбулентного обмена для гладкого пучка.

Исходя из соображений общности, результаты измерений концентраций трассера на исследованных моделях приведены к безразмерному виду по зависимости

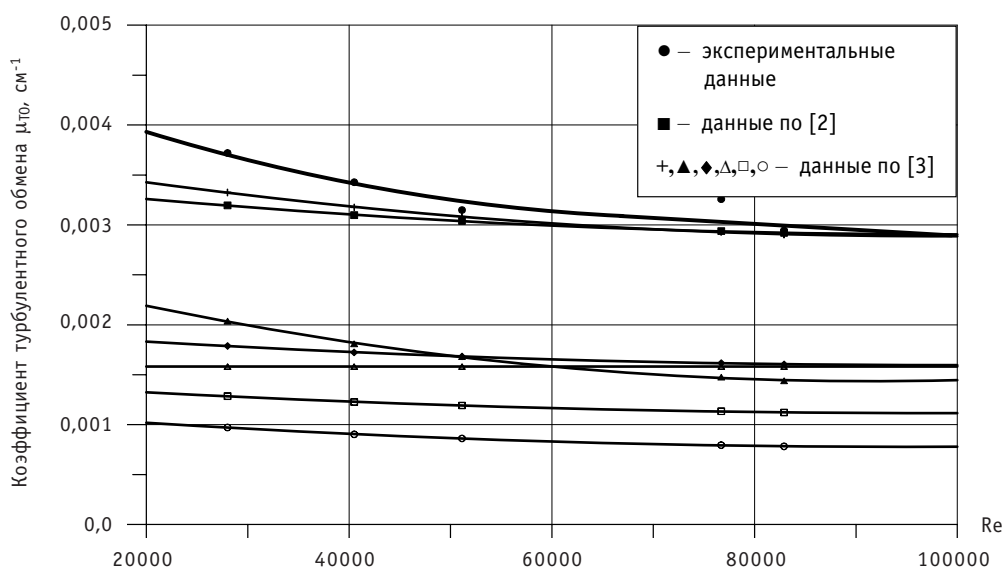
$$c_i = C_i / C_{\text{max}} \quad (1)$$

где c_i – относительная концентрация трассера в i ячейке; C_i – концентрация трассера в ячейке измерения, ppm; C_{max} – максимальная концентрация трассера в первой по направлению течения потока точке измерения, ppm.

Из анализа данных следует, что изменение относительной концентрации по длине для различных чисел Рейнольдса (кроме режима с $Re=82900$) практически не зависит от уровня концентрации в ячейке подачи.

Обработка полученных результатов методом наименьших квадратов позволила определить зависимость для нахождения коэффициента турбулентного обмена $\mu_{\text{ТО}}$ в гладком пучке:

$$\mu_{\text{ТО}} = \frac{0,039}{d_{\text{ТВ}} \cdot Re^{0,1}} \quad (2)$$

Рис. 4. График зависимости коэффициента турбулентного обмена от числа Re

Формула (2) справедлива для $s/d=1,4$ в диапазоне чисел $Re=2 \cdot 10^4 - 10^5$.

Как видно из графика (рис. 4), полученная зависимость достаточно хорошо согласуется с данными [2] особенно в автомодельной области течения.

Проведенные исследования показали, что в гладком пучке твэлов распространение трассера в результате турбулентного массообмена на исследуемой длине осуществляется только в ячейки, непосредственно примыкающие к ячейке инъекции.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ ТРАССЕРА В 19- И 61-СТЕРЖНЕВОЙ МОДЕЛЯХ ФРАГМЕНТА ТВСА ПРИ ПОСТАНОВКЕ ПЕРЕМЕШИВАЮЩИХ РЕШЕТОК ТИПА «ЗАКРУТКА ВОКРУГ ТВЭЛА» С РАЗЛИЧНЫМИ ДЕФЛЕКТОРАМИ

Экспериментальные исследования распределения концентрации трассера в характерных зонах проводились на 19-стержневой модели фрагмента ТВСА при постановке поясов перемешивающих решеток типа «закрутка вокруг твэла» с длиной дефлекторов 3,5 и 4,5 мм и с углами отгиба 35 и 45° при числе $Re = 77830$ и на 61-стержневой модели фрагмента ТВСА с длиной дефлекторов 3,5 мм и с углами отгиба 35° при числе $Re = 105000$.

Анализ результатов экспериментального исследования локального массопереноса трассера в характерных зонах ТВСА показал

- за дефлекторами перемешивающей решетки типа «закрутка вокруг твэла» происходит винтообразное постепенно затухающее движение трассера, обусловленное закруткой потока посредством турбулизирующих дефлекторов (рис. 5);
- не весь поток теплоносителя движется вокруг инжектируемого твэла – часть трассера передается в соседние ячейки за счет турбулентного массообмена, имеющего значительно большую величину за ПР, вследствие дополнительной турбулизации потока (рис. 6);
- эффективное перемешивание трассера в поперечном сечении 19-стержневой модели заканчивается на расстоянии $l/d \approx 18-20$ после ПР типа «закрутка вокруг твэла» с дефлектором 4,5 мм и углом отгиба 45°, на расстоянии $l/d \approx 20-21$ после ПР с дефлектором 4,5 мм и углом отгиба 35° и на расстоянии $l/d \approx 25-27$ после ПР с дефлекторами 3,5 мм и углами отгиба 35–45°;

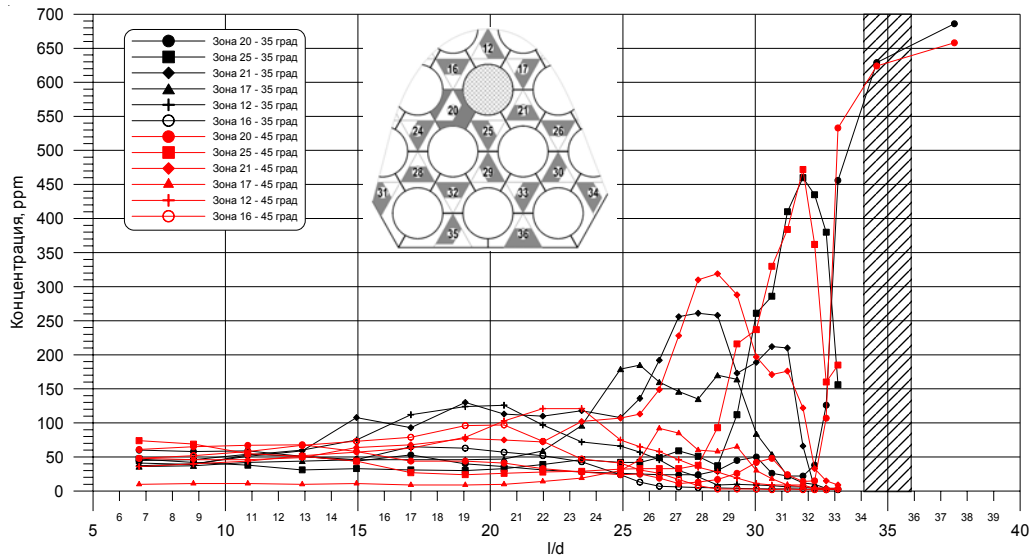


Рис. 5. График изменения концентрации трассера по длине 19-стержневой модели в ячейках, прилегающих к инжектируемому твэлу, при постановке перемешивающих решеток типа «закрутка вокруг твэла»

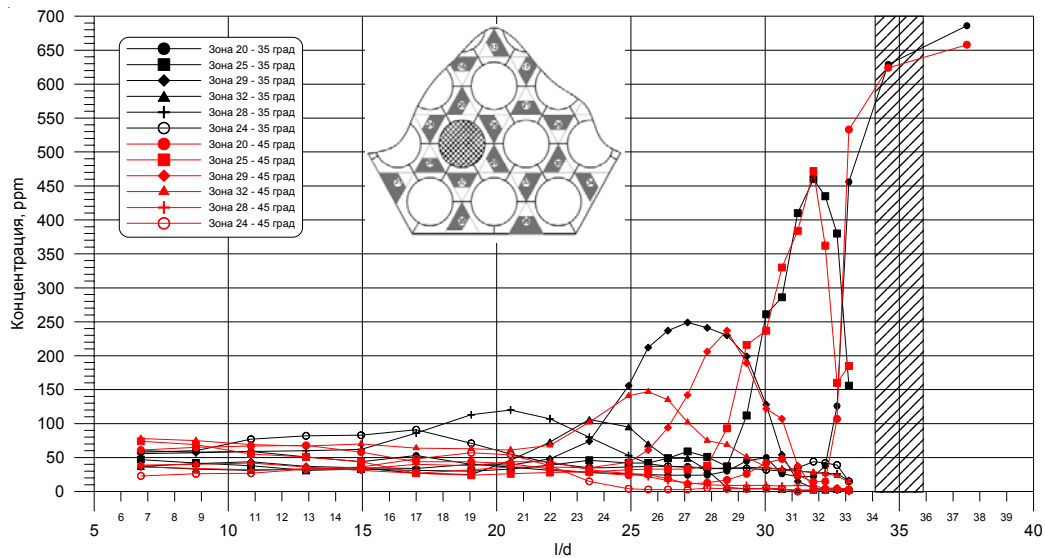


Рис. 6. График изменения концентрации трассера по длине 19-стержневой модели вокруг твэла, соседнего с инжектируемым, при постановке перемешивающих решеток типа «закрутка вокруг твэла»

- затухание возмущений массообменных процессов за ПР происходит на большем расстоянии ($l/d \approx 18-25$) по сравнению с затуханием поперечных скоростей потока, возникающих за турбулизирующими дефлекторами ПР ($l/d \approx 2-3,5$) [4];
- эффективное перемешивание в поперечном сечении 61-стержневой модели ЭМ происходит на расстоянии $\Delta l/d \approx 14-16$ после перемешивающей решетки типа «закрутка вокруг твэла» с дефлектором высотой 4,5 мм и углом отгиба 35° (рис. 7).

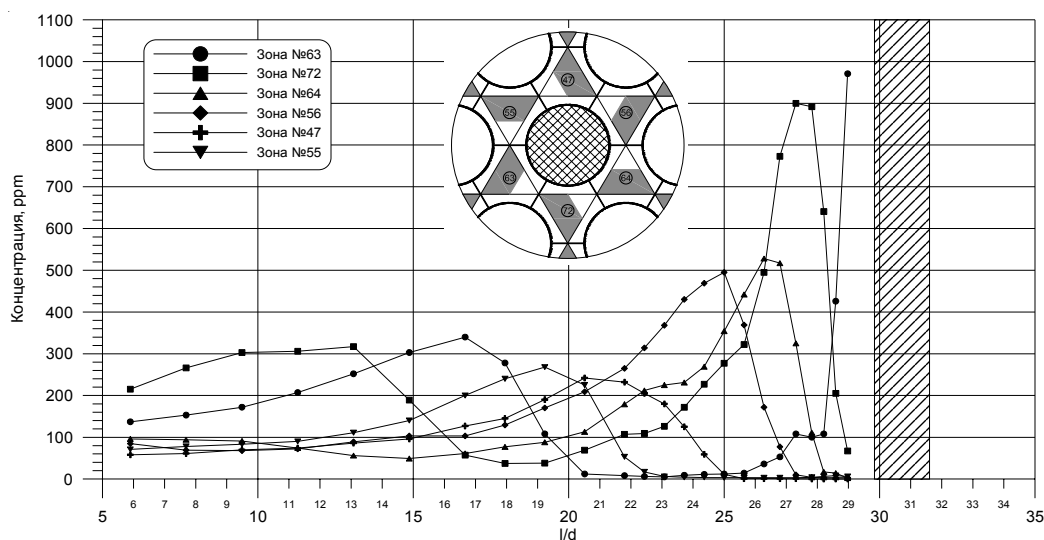


Рис. 7. График изменения концентрации трассера по длине 61-стержневой модели в ячейках, прилежащих к инжектируемому твэлу, при постановке перемешивающих решеток типа «закрутка вокруг твэла»

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ ТРАССЕРА В 19-СТЕРЖНЕВОЙ МОДЕЛИ ФРАГМЕНТА ТВСА ПРИ ПОСТАНОВКЕ ПЕРЕМЕШИВАЮЩИХ РЕШЕТОК ТИПА «ПОРЯДНАЯ ПРОГОНКА»

Экспериментальные исследования распределения концентрации трассера в характерных зонах ТВСА при постановке поясов перемешивающих решеток типа «порядная прогонка» с длиной дефлекторов 4,5 мм и с углами отгиба 35° проводились при числе $Re = 89360$.

Анализ результатов экспериментального исследования локального массопереноса трассера в характерных зонах ТВСА позволил сделать следующие выводы.

1. Отклоненный дефлектором поток приобретает поперечные составляющие скорости на выходе из перемешивающей решетки. Посредством механизма конвективного переноса часть поперечного потока теплоносителя из каждой ячейки переходит в соседнюю ячейку, смешиваясь при этом с основным осевым потоком.

2. Изменение концентрации трассера в ячейках показывает, что не весь поток теплоносителя движется по направлению рядного расположения дефлекторов. Часть трассера передается в соседние ячейки за счет турбулентного массообмена, имеющего значительно большую величину за ПР, вследствие дополнительной турбулизации потока (рис. 8).

3. За решеткой перемешивающие свойства ПР снижаются вследствие уменьшения поперечных составляющих скорости, а интенсивность массообмена определяется степенью повышения турбулентности потока за решеткой. Наличие турбулентного трения приводит к диссипации энергии движения потока, что быстро уменьшает интенсивность поперечных конвективных течений, создаваемых дефлекторами решетки, но при этом сама исследуемая решетка создает достаточно высокую интенсивность перемешивания за счет конвективного переноса на выходе из ПР.

4. Затухание возмущений массообменных процессов за ПР происходит на расстоянии $\Delta l/d \approx 21-23$, что примерно соответствует длине затухания возмущений в ЭМ с поясом ПР типа «закрутка вокруг твэла», в то время как затухание попереч-

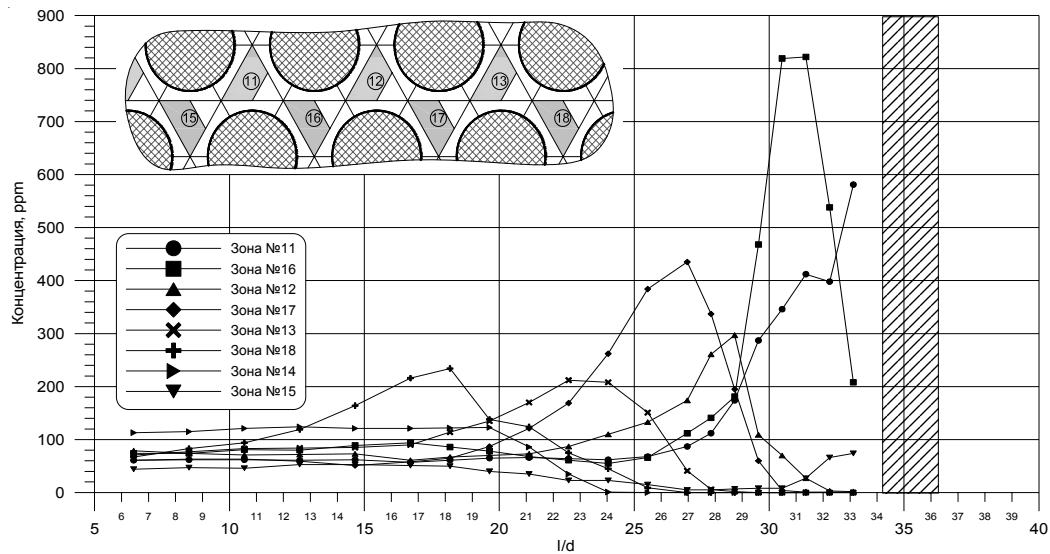


Рис. 8. Распределение концентрации трассера по длине 19-стержневой модели при постановке перемешивающих решеток типа «порядная прогонка»

ных скоростей потока за турбулизирующими дефлекторами ПР происходит на значительно меньшем расстоянии $l/d=2-3,5$ [4]. Конвективные потоки, создаваемые дефлекторами, также турбулизируют течение за перемешивающей решеткой, что способствует увеличению диффузионного массообмена за поясом ПР.

5. Расположение дефлекторов ПР типа «порядная прогонка» приводит к структуре течения за решеткой, в которой твэлы, омываемые потоком, расположены в одном ряду. Направленный поток теплоносителя, в основном, омывает только половину смоченного периметра твэлов данного ряда. Другую половину смоченного периметра твэлов омывает обратно направленный поток теплоносителя в соседнем ряду (рис. 9).

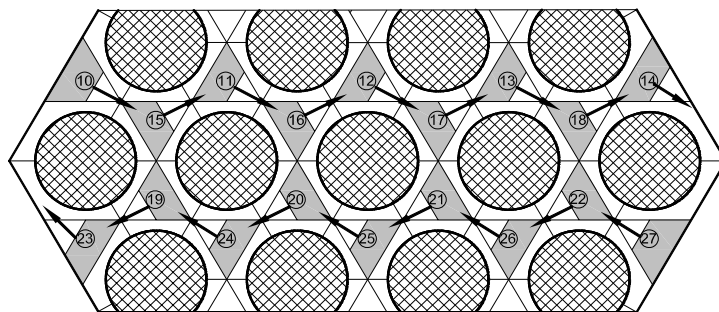


Рис. 9. Схема течения теплоносителя между соседними рядами твэлов

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ ТРАССЕРА В МОДЕЛИ ФРАГМЕНТА ТВСА ПРИ ПОСТАНОВКЕ КОМБИНИРОВАННЫХ ДИСТАНЦИОНИРУЮЩИХ РЕШЕТОК

Экспериментальные исследования распределения концентрации трассера на 57-стержневой модели фрагмента активной зоны реактора ВВЭР с ТВСА при постановке поясов комбинированных дистанционирующих решеток (КДР) с длиной дефлекторов 4,5 мм и с углом отгиба 38° проводились при числе $Re = 77380$.

Анализ результатов экспериментального исследования локального массопереноса трассера в характерных зонах ТВСА при постановке поясов комбинированных дистанционирующих решеток показал:

- эффективное перемешивание трассера в поперечном сечении заканчивается на расстоянии $l/d \approx 20$ после КДР типа «закрутка вокруг твэла» с дефлектором 4,5 мм и углом отгиба 38° (рис. 10);
- за дефлекторами комбинированной дистанционирующей решетки типа «закрутка вокруг твэла» происходит винтообразное постепенно затухающее движение трассера, обусловленное закруткой потока посредством турбулизирующих лопаточных дефлекторов;
- интенсивность массообменных процессов в угольковых зонах ТВСА приближается к соответствующей величине в стандартных ячейках;
- определено существование направленного движения потока теплоносителя в межкассетном зазоре, обусловленное наличием уголков жесткости;
- глубина распространения возмущений потока теплоносителя в соседние тепловыделяющие сборки ограничивается двумя периферийными рядами твэлов соседних ТВСА.

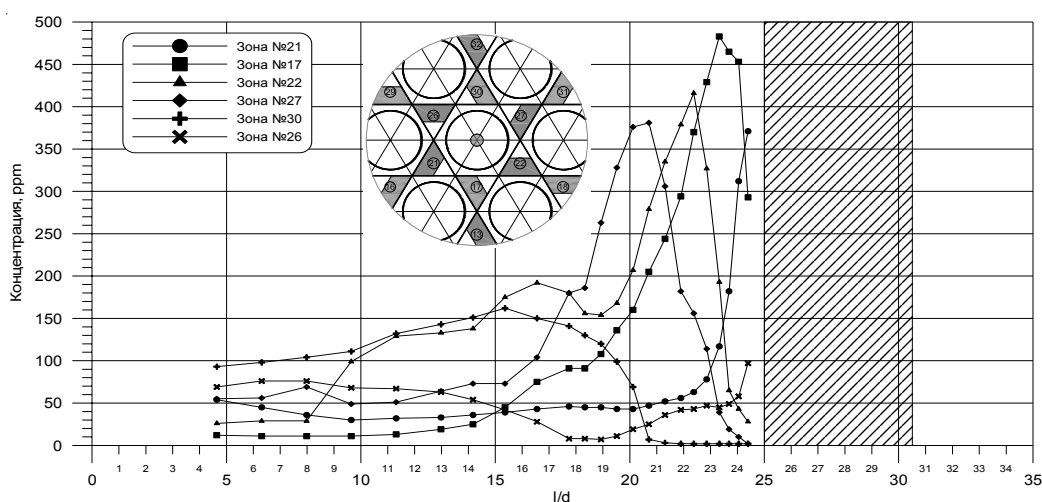


Рис. 10. Распределение концентрации трассера по длине 57-стержневой модели при постановке комбинированных дистанционирующих решеток

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ ТРАССЕРА В МОДЕЛИ ФРАГМЕНТА ТВСА И ОПРЕДЕЛЕНИЯ КОЭФФИЦИЕНТА ТУРБУЛЕНТНОГО ОБМЕНА

Расчет локальных характеристик массообмена и эффективности перемешивания в экспериментальной модели на стенде пропанового трассера осуществлен по коду КАНАЛ, адаптированному к расчетам гидродинамических характеристик воздушных потоков.

Анализ экспериментальных данных показывает, что среднее отклонение экспериментальной максимальной относительной концентрации от расчетной, усредненных на длине измерения, для исследованного диапазона чисел Рейнольдса не превышает 6%, при этом среднеквадратичное отклонение данных не превышает 3%.

Таким образом, экспериментально обосновано значение коэффициента KTO , определяющего в коде КАНАЛ интенсивность массообмена в направлении, пер-

пендикулярном направлению основного движения, для стандартных ячеек пучка твэлов ТВСА без влияния перемешивающих решеток.

В табл. 1 приведены значения эффективных коэффициентов турбулентного обмена и безразмерного коэффициента обмена TDC в ТВСА-АЛЬФА с ПР типов «закрутка вокруг твэла» и «порядная прогонка», полученные по результатам расчетных и экспериментальных исследований, пересчитанных на натурные условия.

Таблица 1

Значения эффективных коэффициентов турбулентного обмена и безразмерного коэффициента обмена TDC для ТВСА с ПР типа «закрутка вокруг твэла»

Рассматриваемый случай	Модель пропанового трассера без ПР	Модель пропанового трассера при постановке ПР ТВСА-АЛЬФА				
		закрутка вокруг твэла, 4,5 / 45	закрутка вокруг твэла, 4,5 / 35	порядная прогонка, 4,5 / 35	закрутка вокруг твэла, 3,5 / 45	закрутка вокруг твэла, 3,5 / 35
Тип решетки, длина / угол отгиба дефлектора, мм / град	– / –					
Число Рейнольдса, Re	82900	77800	77800	89360	77800	77800
Коэффициент увеличения KTO за счет ПР ТВСА-АЛЬФА, $K_{эфф}$	1,0	8,7	8,2	6,0	3,9	3,6
TDC	0,013	0,113	0,107	0,070	0,051	0,047

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании комплексного анализа экспериментальных данных по исследованию массообмена и гидродинамики потока теплоносителя в ТВСА реакторов ВВЭР с различными типами перемешивающих решеток сделаны следующие основные выводы:

- за дефлекторами перемешивающей решетки типа «закрутка вокруг твэла» происходит винтообразное движение трассера, обусловленное закруткой потока посредством турбулизирующих дефлекторов;
- определены расстояния, на которых происходит эффективное перемешивание трассера в поперечном сечении для перемешивающих решеток различного конструктивного исполнения;
- затухание возмущений массообменных процессов за перемешивающей решеткой происходит на большем расстоянии по сравнению с затуханием поперечных скоростей потока, возникающих за турбулизирующими дефлекторами;
- за перемешивающей решеткой типа «порядная прогонка» направленный поток теплоносителя, в основном, омывает только половину смоченного периметра

твэлов данного ряда, другую половину смоченного периметра твэлов омывает обратно направленный поток теплоносителя в соседнем ряду;

• глубина распространения возмущений потока теплоносителя в соседние тепловыделяющие сборки ограничивается двумя периферийными рядами твэлов соседних ТВСА.

ЛИТЕРАТУРА

1. Молчанов В.Л., Панюшкин А.К., Железняк В.М., Самойлов О.Б., Кууль В.С., Курылев В.И. Итоги создания и дальнейшего совершенствования ТВС альтернативной конструкции для реактора ВВЭР-1000/Сб. докладов Международной конференции «Атомные электростанции на пороге 21 века» (8-10.06.2000, Электросталь). – С. 412-428.
2. Полянин Л.Н. Тепло- и массообмен в пучках стержней при продольном обтекании турбулентным потоком жидкости // Атомная энергия. – 1969. – Т. 26. – Вып. 3.
3. Жуков А.В., Сорокин А.П., Матюхин Н.М. Межканальный обмен в ТВС быстрых реакторов: Теоретические основы и физика процесса. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 184 с.
4. Бородин С.С., Дмитриев С.М., Легчанов М.А., Хробостов А.Е., Самойлов О.Б., Сорокин Н.М. Особенности гидродинамики теплоносителя в альтернативных ТВС реакторов ВВЭР-1000 при использовании перемешивающих решеток // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2006. – №4.
5. Дмитриев С.М., Легчанов М.А., Хробостов А.Е., Самойлов О.Б., Сорокин Н.М. Экспериментальное исследование локальной гидродинамики альтернативной ТВС для обоснования теплотехнической надежности активных зон реакторов ВВЭР-1000 / Труды IV Российской национальной конференции по теплообмену. В 8 томах. Т. 4. – М.: Издательство МЭИ, 2006. – С. 83-87.

Поступила в редакцию 29.12.2008

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ ДЛЯ РЕАКТОРА ВВЭР-1000

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

* ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск

** ГИЦ 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-

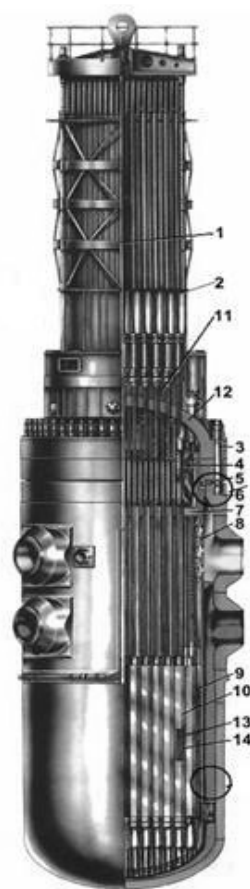


Рис. 1. Реактор ВВЭР-1000 в сборе: 1 – верхний блок; 2 – привод СУЗ; 3 – шпилька; 4 – труба для загрузки образцов-свидетелей; 5 – уплотнение; 6 – корпус реактора; 7 – блок защитных труб; 8 – шахта; 10 – топливные сборки; 11 – теплоизоляция реактора; 12 – крышка реактора; 13 – регулирующие стержни; 14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

чена для выполнения расчетов по техническому обоснованию безопасности не только водо-водяных реакторов типов PWR, кипящих реакторов BWR, тяжеловодных реакторов типа CANDU, 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 радиально-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

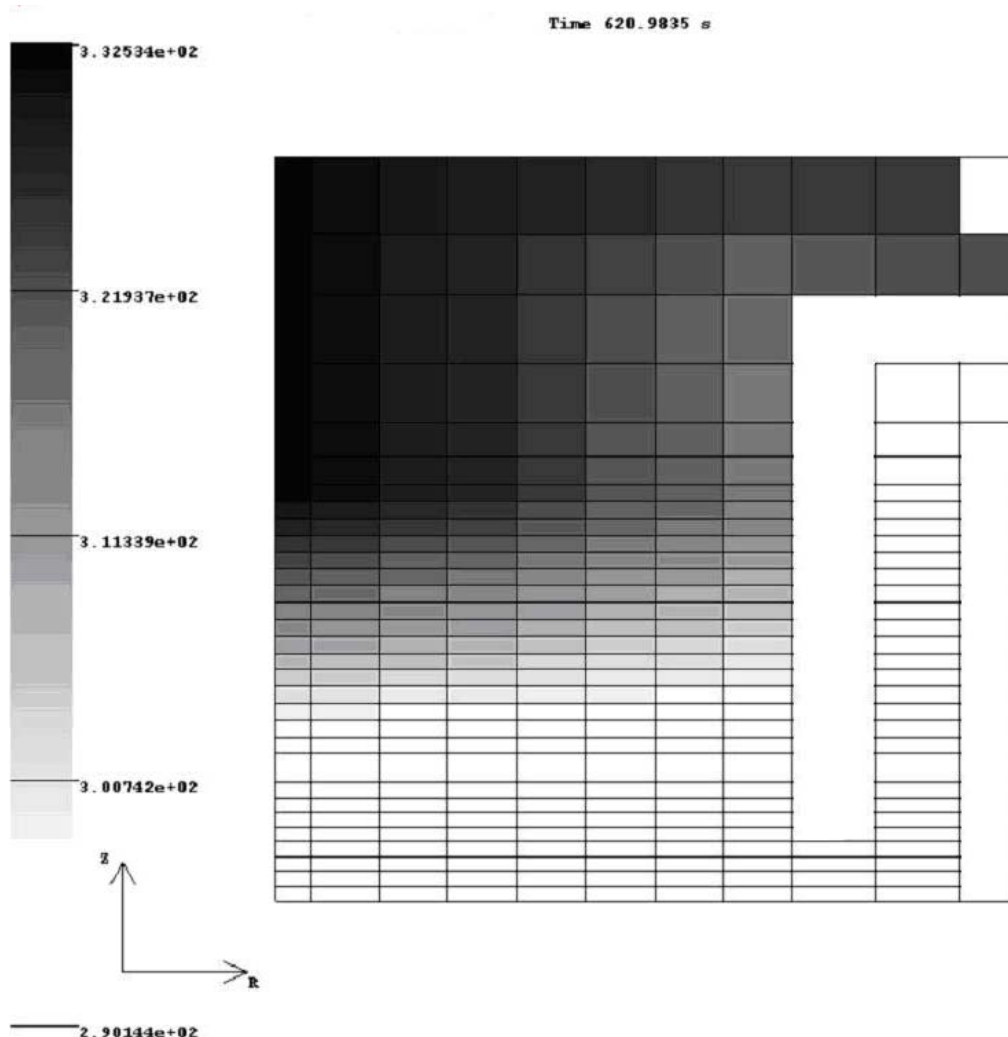


Рис. 2. Поле температуры теплоносителя T_l , °C в расчетной модели корпуса реактора ВВЭР-1000. Номинальный режим работы. Области без разбиения на клетки – это корпус реактора и обечайка. Более темный тон соответствует более высокой температуре

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.

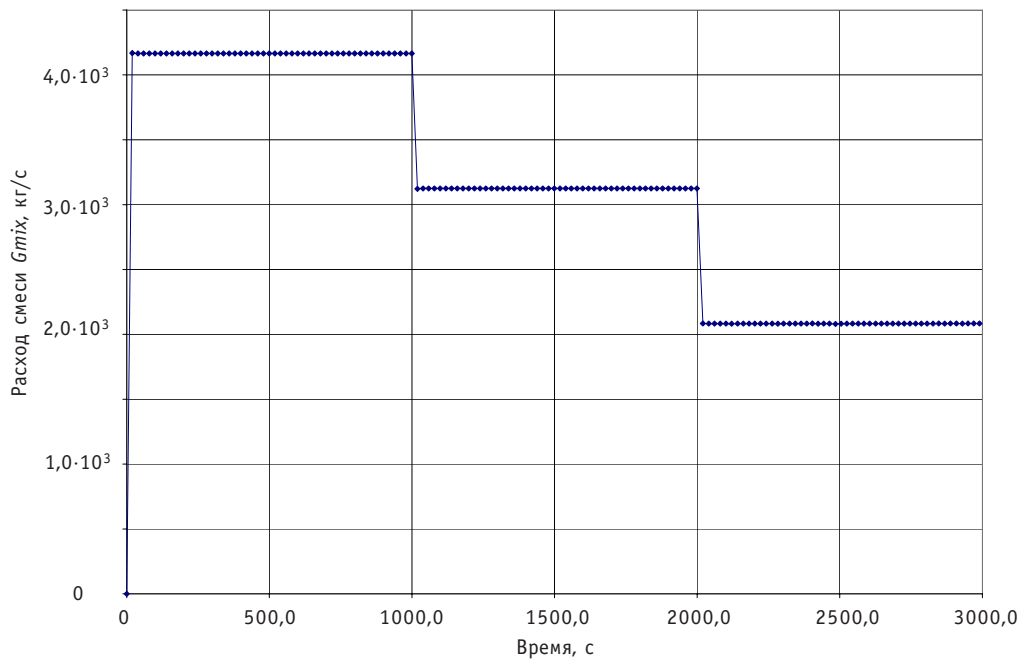


Рис. 3. Изменение массового расхода теплоносителя через выходной патрубок первой петли в зависимости от времени

На рис. 4 показано изменение концентрации борной кислоты $С_{opсB}$ [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-

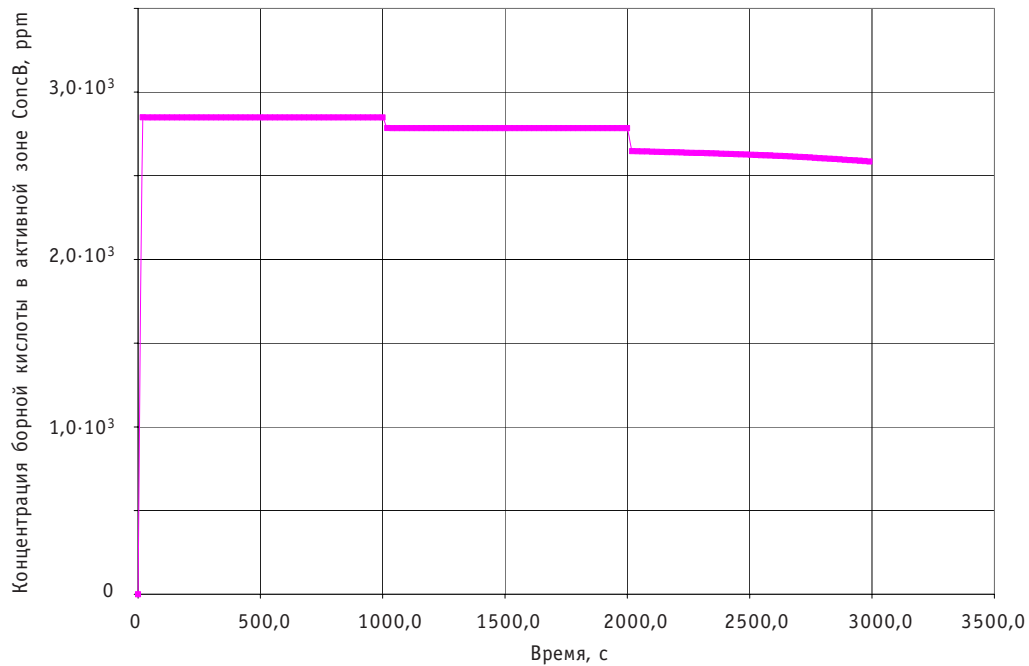


Рис. 4. Изменение концентрации борной кислоты C_B [ppm] в зависимости от времени. Усреднение концентрации проводилось по объему активной зоны

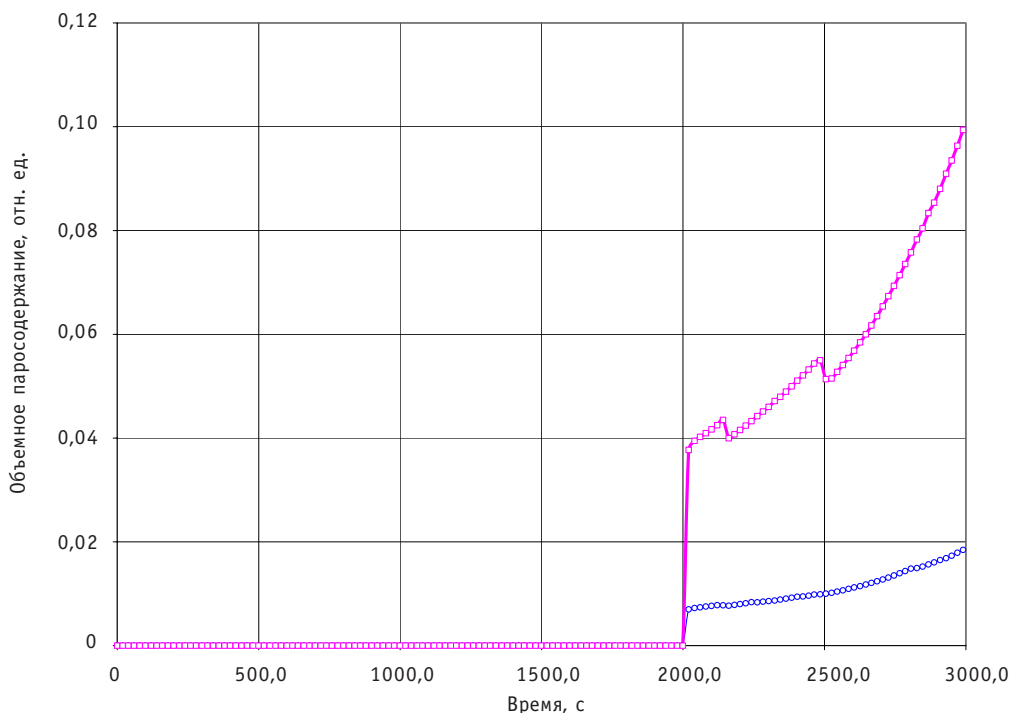


Рис. 5. Динамика изменения истинного объемного паросодержания в аварийном процессе. Среднее объемное паросодержание по активной зоне (○) и паросодержание в выходном патрубке (□) быстро увеличиваются, следуя за ростом тепловой мощности реактора

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 начитается 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., Канышев 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., Андрушечко 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

СКОРОСТЬ РАСПРОСТРАНЕНИЯ ВОЛН ДАВЛЕНИЯ В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛАХ РЕАКТОРА РБМК-1000

К.Н. Проскуряков, Д.А. Паршин

ГОУВПО Московский энергетический институт (технический университет)



Преимуществом разработанных методов расчета по сравнению с известными методами является учет влияния на величину скорости распространения волн давления в технологических каналах реактора, геометрических особенностей активной зоны реактора, недогрева теплоносителя на входе в активную зону реактора, его скорости, сопротивлений трения и местных сопротивлений, неомогенности двухфазной среды, мощности реактора.

Обеспечение герметичности и увеличение ресурса тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ), тепловыделяющих сборок (ТВС), технологических каналов (ТК), органов системы управления и защиты (СУЗ) являются актуальными проблемами [1] как при разработке их новых модификаций, так и при эксплуатации существующих. Для решения этих проблем необходимо повысить качество и достоверность расчетных методов, в том числе и методов, используемых для определения акустических характеристик двухфазного теплоносителя. Особое значение для увеличения эксплуатационной надежности и срока службы указанных элементов приобретает задача предотвращения попадания частоты вибраций в область резонансного взаимодействия с колебаниями теплоносителя, поскольку резонансные взаимодействия между колебаниями теплоносителя и вибрациями оборудования приводят к возникновению высокоцикловых динамических нагрузок. Параметры колебательных процессов в потоке теплоносителя, зависят в значительной мере от показателей добротности акустической системы, образованной контуром теплоносителя [2]. Для расчета этого показателя в кипящих реакторах необходимо располагать значениями скорости распространения волн давления СРВД, соответствующими реальным конструктивным и эксплуатационным характеристикам этих энергетических установок.

В области резонансного взаимодействия однофазного газового, парового или жидкого теплоносителей с вибрациями конструкции оцениваются достаточно хорошо, однако подобные оценки в условиях наличия парогазовой фазы в жидком теплоносителе до настоящего времени затруднительны. Для проведения этих оценок необходимо располагать достоверными данными о скорости распространения волн давления (СРВД) в двухфазных средах в широком диапазоне изменения весовых паросодержаний. В области малых весовых содержаний пара или газа в жидкостях такие экспериментальные и расчетные оценки имеются, но они получены для упрощенных условий, т.е. без учета специфики конструкций промышленных па-

рогенирующих устройств и протекающих в них теплогидравлических процессов [3–8]. Ввиду этого актуальными как для отечественной, так и для зарубежной ядерной энергетики являются проблемы создания и верификации расчетных методов и программного обеспечения расчета СРВД, в частности, для кипящих теплоносителей в различных типах ядерных реакторов. Эти разработки должны учитывать не только роль термодинамических факторов [5, 6] и эффекта разности скоростей движения в двухфазном потоке водяной и паровой фаз [7], но и влияние на величину СРВД геометрических особенностей активной зоны реактора, местных сопротивлений, неомогенности двухфазной среды и тепловой мощности реактора [9]. В настоящее время нам не известны данные о действительных значениях величин такого важного параметра как скорость распространения звуковых волн, т.е. СРВД в двухфазных средах, образующихся в активных зонах реакторов.

Целью настоящей работы является повышение достоверности оценок СРВД в двухфазном потоке, образующемся в активной зоне реакторов кипящего типа путем разработки оригинальной методики расчета СРВД, удовлетворяющей поставленным задачам.

Разработанный программный продукт (ПП) позволяет рассчитывать акустические характеристики теплоносителя парогенирующего устройства. ПП включает в себя библиотеку для расчета акустических характеристик теплоносителя в ТК парогенирующего канала, приложение с графическим пользовательским интерфейсом, документацию пользователя, документацию разработчика, примеры исходных данных и способы их расчета.

Гидравлические системы АЭС представляют собой цепь сочлененных между собой элементов различной сложности, которые в целом образуют звукопровод. Наиболее простыми в таких системах являются трубные устройства. Поскольку они выполняются с различными элементами (расширениями, камерами, отводными каналами, дросселями и т.д.), общая теория распространения звука в этих устройствах сложна. Однако, если неоднородности звукопровода меньше длины волны, их можно рассматривать как акустические элементы с сосредоточенными параметрами, а весь звукопровод – как сумму волноводов, имеющих участки с сосредоточенными параметрами.

В современной акустике широко используются методы решения задач, применяемые в электротехнике, поскольку многие задачи описываются одинаковыми дифференциальными уравнениями. Теоретические основы расчета параметров акустических колебаний в рабочем теле подробно изложены в [10]. Показано, что при адиабатическом процессе уравнения неразрывности и сохранения количества движения пульсирующего потока гомогенной двухфазной среды образуют систему линейных дифференциальных уравнений:

$$\begin{aligned} \frac{\partial W_{06}}{\partial x} + C \frac{\partial \Delta P}{\partial t} + G \Delta P &= 0, \\ \frac{\partial \Delta P}{\partial x} + m \frac{\partial W_{06}}{\partial t} + R W_{06} &= 0, \end{aligned} \quad (1)$$

где W_{06} – объемный расход рабочей среды; ΔP – перепад давления; x – координата; t – время; m – акустическая масса; C – акустическая податливость; G – акустическая проводимость; R – активное акустическое сопротивление.

Эти уравнения известны в литературе под названием телеграфных уравнений. Решение их дает функциональные зависимости перепада давления и расхода сжимаемой среды в трубопроводе от переменных x и t . В электрической линии, при помощи которой электрическая энергия или сигналы передаются на расстояние, напряжение u и ток i являются также функциями двух независимых переменных:

пространственной координаты x , определяющей место наблюдения, и времени t , определяющего момент наблюдения.

Дифференциальные уравнения однородной электрической линии (телеграфные уравнения) имеют следующий вид:

$$\left. \begin{aligned} \frac{\partial i}{\partial x} + C \frac{\partial u}{\partial t} + Gu = 0; \\ \frac{\partial u}{\partial x} + L \frac{\partial i}{\partial t} + Ri = 0. \end{aligned} \right\} \quad (2)$$

Исходя из единства уравнений (1) и (2), соответствующих двум различным явлениям, происходящим в различных областях, какими являются неустановившееся движение сжимаемой среды в трубах и пространственно-временное распределение величин тока в однородной линии $i(x, t)$ и напряжения между проводами $u(x, t)$, можно установить аналогию между этими явлениями.

Из совместного рассмотрения систем (1) и (2) следует ряд соответствий между гидродинамическими и электрическими величинами. Эти соответствия приведены в табл. 1. Известно, что применение аналогии и теории подобия возможно только к процессам, для которых имеются обоснованные дифференциальные уравнения. Для двухфазных течений не существует обоснованных дифференциальных уравнений и поэтому примененный прием – использование теории подобия – без наличия обоснованных уравнений не является строгим. Ввиду этого для решения практически важных задач в [1] предложено использовать поправочный коэффициент $\bar{\psi}$ – средний относительный коэффициент гидравлического сопротивления, учитывающий неомогенность пароводяного потока. Значения этого коэффициента для физически реализуемых двухфазных потоков в различных обогреваемых и необогреваемых трубах в зависимости от паросодержания, давления и массовой скорости приведены в номограммах [11].

Благодаря единству уравнений, описывающих колебательные процессы в гидравлических, акустических и электрических системах [10, 12], справедлива сис-

Таблица 1

Эквивалентные параметры

Гидравлическая система			Электрическая система		
Параметр	Обозначение	Единица измерения	Параметр	Обозначение	Единица измерения
Перепад давления	p	Н/м ²	Напряжение	u	Вольт
Объемный расход	W	м ³ /с	Ток	i	Ампер
Акустическая податливость	C	м ³ с ² /кг	Емкость	C	Фарада
Акустическая масса	m	кг/м ⁴	Индуктивность	L	Генри
Активное сопротивление	R	кг/с м ⁴	Активное сопротивление	R	Ом
Дифференциальное сопротивление	R_d	кг/с м ⁴	Дифференциальное сопротивление	R_d	Ом

тема аналогии, приведенная в табл. 1.

Определим согласно [9] акустическую массу однофазной среды $m_{\text{оф}}$ в круглой трубе диаметром d и длиной l :

$$m_{\text{оф}} = \frac{4 \cdot \rho \cdot l}{\pi \cdot d^2}. \quad (3)$$

Для определения акустической массы двухфазной среды (пар-жидкость) в такой же трубе необходимо воспользоваться известным соотношением для расчета плотности гомогенной смеси:

$$\rho_{\text{см}}^{\Gamma} = \frac{\rho''}{x + (1-x) \cdot \frac{\rho''}{\rho'}}, \quad (4)$$

где x – массовое паросодержание; ρ' и ρ'' – плотность воды (жидкости) на линии насыщения и плотность пара соответственно.

Подставляя (4) в (3), имеем

$$m_{\text{дф}} = \frac{4 \cdot \rho'' \cdot l}{\left[x + (1-x) \cdot \frac{\rho''}{\rho'} \right] \cdot \pi \cdot d^2}. \quad (5)$$

Используя формулу, приведенную в [9], определим акустическую податливость объема однородной среды $C_{\text{оф}}$ в круглой трубе длиной l и диаметром d :

$$C_{\text{оф}} = \frac{\pi \cdot d^2 \cdot l}{4 \cdot \rho \cdot d^2} \quad (6)$$

и соответственно для двухфазной гомогенной среды

$$C_{\text{дф}} = \frac{\pi \cdot d^2 \cdot l}{4 \cdot \rho_{\text{см}} \cdot d_{\text{дф}}^2}. \quad (7)$$

Обогреваемый тепловым потоком канал, имеющий экономайзерный и испарительный участки, можно представить в виде электрической модели, представленной на рис. 1 и состоящей из последовательно соединенных акустических элементов: податливости C , массы m , акустического сопротивления R и ΔP_k – перепада давления на канале.

В гидравлической системе с заданными параметрами m и C наступает резонанс при определенной частоте ω_0 , которая определяется из равенства

$$\omega_0 \cdot m - \frac{1}{\omega_0 \cdot c} = 0, \quad (8)$$

откуда

$$\omega_0 = \frac{1}{\sqrt{m \cdot C}}. \quad (9)$$

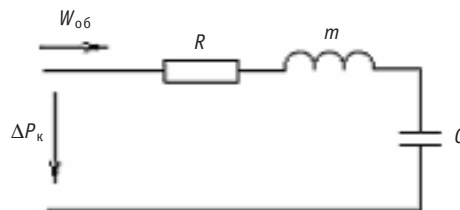


Рис. 1. Акустическая схема парогенерирующего канала

Круговая частота ω_0 называется резонансной; она зависит от параметров m и C , и возрастает с их уменьшением. Угловой частоте ω_0 соответствует линейная частота

$$f_0 = \frac{\omega_0}{2 \cdot \pi} = \frac{1}{2 \cdot \pi \cdot \sqrt{m \cdot C}} \quad (10)$$

и длина волны λ

$$\lambda = \frac{a}{f_0} = 2 \cdot \pi \cdot a \cdot \sqrt{m \cdot C}. \quad (11)$$

Когда частота действующих на контур возмущений ω равна резонансной частоте ω_0 , то говорят, что контур настроен на частоту возмущений; если $\omega \neq \omega_0$, то контур расстроен. В настроенном контуре

$$\omega_0 \cdot m = \frac{1}{\omega_0 \cdot C}. \quad (12)$$

Подставив в (10) вместо ω_0 ее значение из (9), получим

$$\omega_0 \cdot m = \frac{1}{\omega_0 \cdot C} = \sqrt{\frac{m}{C}} = \frac{d(\Delta P_k)}{dW_v}. \quad (13)$$

Величина $R_d = \sqrt{\frac{m}{C}} = \frac{d(\Delta P_k)}{dW_v}$ называется характеристическим сопротивлением [9] (или характеристикой колебательного контура).

Правая часть равенства (13) представляет собой производную перепада давления по объемной скорости. Для проектируемых теплогидравлических систем или уже находящихся в эксплуатации гидравлические характеристики известны. Следовательно, известно и характеристическое акустическое сопротивление системы (R_d), определяемое по (13).

Можно представить уравнение гидравлической характеристики системы, включающей в себя парогенерирующий элемент, как указано в [1], в виде зависимости [9] перепада давления от объемной скорости W_v :

$$\Delta P = A_1 W_v^3 - B_1 W_v^2 + C_1 W_v, \quad (14)$$

где A_1, B_1, C_1 – коэффициенты.

Дифференцируя уравнение (14), получим выражение для R_d :

$$R_d = 3 \cdot A_1 \cdot W_v^2 - 2 \cdot B_1 \cdot W_v + C_1. \quad (15)$$

Принимая во внимание (13), перепишем (15) в виде

$$\sqrt{\frac{m}{C}} = 3 \cdot A_1 W_v^2 - 2 \cdot B_1 W_v + C_1. \quad (16)$$

Последнее уравнение позволяет вычислить инерционное $\omega_0 \cdot m$ или емкостное $\frac{1}{\omega_0 \cdot C}$ сопротивление парогенерирующего элемента, если известна его гидравлическая характеристика. Для определения интегральной скорости распространения малых колебаний на участке парогенерирующего канала, заполненного пароводяной смесью, воспользуемся выведенными ранее соотношениями для расчета величин m и C в испарительном канале с общей длиной l , имеющем экономайзерный участок длиной $l_{\text{ЭК}}$ с плотностью среды $\rho_{\text{ЭК}}$:

$$m = \frac{\rho_{\text{ЭК}} \cdot l_{\text{ЭК}}}{\pi \cdot d^2}, \quad (17)$$

$$C = \frac{\pi \cdot d^2}{4} \cdot \frac{l - l_{\text{эк}}}{\rho_{\text{см}} \cdot a^2}. \quad (18)$$

Используя соотношения (13), (17), (18), получим следующее выражение для интегральной скорости распространения малых колебаний давления в двухфазном участке трубчатого парогенерирующего элемента [9]:

$$a^2 = \left(\frac{\pi \cdot d^2}{4} \right)^2 \frac{(3 \cdot A_1 \cdot W_v^2 - 2 \cdot B_1 \cdot W_v + C_1)^2 \cdot (l - l_{\text{эк}})}{\rho_{\text{см}} \cdot \rho_{\text{эк}} \cdot l_{\text{эк}}}. \quad (19)$$

Коэффициенты уравнения гидравлической характеристики

$$\begin{aligned} A_1 &= \frac{\xi_{\text{гом}} \cdot \Delta i_{\text{вх}} \cdot \rho'^2}{8 \cdot q_s \cdot F_B^3} \left\{ 1 - \bar{\psi} \left[1 - \frac{\Delta i_{\text{вх}}}{2 \cdot r} \left(\frac{\rho'}{\rho''} - 1 \right) \right] \right\}, \\ B_1 &= \frac{\bar{\psi} \cdot \rho'}{2 \cdot F_B} \left(\frac{\xi_{\text{гом}} \cdot l}{d_r} + \xi_{\text{м}} \right) \left[\frac{\Delta i_{\text{вх}}}{r} \left(\frac{\rho'}{\rho''} - 1 \right) - 1 \right], \\ C_1 &= \frac{\xi_{\text{гом}} \cdot l^2 \cdot q_s \cdot \bar{\psi}}{r \cdot d_r^2 \cdot F_B} \left(\frac{\rho'}{\rho''} - 1 \right), \end{aligned} \quad (20)$$

где F_B – площадь сечения для прохода воды; q_s – средний тепловой поток на единицу поверхности; $i_{\text{вх}}$ – недогрев теплоносителя на входе в канал; $\xi_{\text{гом}}$ – коэффициент сопротивления трения для гомогенной среды; $\bar{\psi}$ – средний коэффициент, учитывающий негомогенность пароводяного потока; r – удельная теплота парообразования; d_r – гидравлический диаметр канала; $\xi_{\text{м}}$ – коэффициент местных сопротивлений; $\rho_{\text{эк}}$ – средняя плотность теплоносителя на экономайзерном участке; W_v – объемная средняя скорость теплоносителя в канале.

Таким образом, в расчете скорости звука в двухфазной среде по формуле (19) применяются обоснованные практическим опытом корректирующие коэффициенты $\bar{\psi}$, учитывающие негомогенность пароводяного потока в различных обогреваемых и необогреваемых трубах в зависимости от паросодержания, давления и массовой скорости [11], а также режимные и конструктивные параметры установки.

Скорость распространения волн давления (СРВД) в технологических каналах реактора РБМК-1000 определена по предложенной формуле (19). На основе вышеприведенной методики была составлена программа, которая позволила провести варианты расчеты.

Разработанный программный продукт позволяет рассчитывать акустические характеристики парогенерирующего устройства и включает в себя библиотеку для расчета акустических характеристик теплоносителя в ТК реактора РБМК – 1000, приложение с графическим пользовательским интерфейсом, документацию пользователя, документацию разработчика, примеры исходных данных и способы их расчета. Приложение и библиотека функций расчета разработаны на языке Си++ с использованием следующих внешних библиотек:

- библиотека классов Си++ для построения графического интерфейса пользователя Qt версии 4.2;
- библиотека функций для расчета свойств воды и водяного пара, распространяемая в составе пакета Water Steam Pro [13].

В пакете WaterSteamPro определено более 200 функций для вычислений свойств воды и водяного пара по формулам, предложенным Международной ассоциацией

по свойствам воды и водяного пара. Программа WaterSteamPro рекомендована Департаментом генеральной инспекции по эксплуатации электрических станций и сетей Российского акционерного общества энергетики и электрификации «ЕЭС России» для использования в энергетике (информационное письмо № ИП-14-27-2001 от 03.08.2001). Разделение ПП на приложение с графическим пользовательским интерфейсом и библиотеку с функциями расчета акустических характеристик позволяет существенно расширить возможности его применения. Расчетная библиотека без затруднений может быть подключена к разрабатываемым расчетным кодам с целью расширения их функциональных возможностей, также можно использовать данную библиотеку в качестве базы для расширения возможностей ПП. Приложение с графическим интерфейсом предоставляет доступ ко всем возможностям расчетной библиотеки конечному пользователю. Ввод исходных данных осуществляется посредством пользовательского интерфейса. Исходные данные наряду с результатами расчета могут быть сохранены в файл для дальнейшего использования.

ПП включает в себя примеры исходных данных, рассчитанные для реакторов ВВЭР-1000, РБМК-1000. Методика расчета исходных данных для этих типов реактора приведена в документации пользователя. Наряду с приведенными обязательными параметрами могут быть переопределены и другие расчетные величины. Кроме описанных возможностей приложение позволяет производить варианты расчеты с заданием изменения любого из исходных параметров и построение графиков по результатам расчета. Данная возможность позволяет проводить исследования изменения акустических характеристик для различных режимов. В ходе расчета контролируется ряд параметров, возможно задание исходных данных, для которых по тем или иным причинам расчет не может быть проведен; в этом случае пользователь получит соответствующую диагностическую информацию, используя которую возможно устранение ошибки в исходных данных.

Ниже приведены результаты расчетов СРВД в двухфазном потоке, образующемся в активной зоне реакторов РБМК-1000. Расчеты проводились с помощью реализаций алгоритмов, основанных на предложенной оригинальной методике [9]. В качестве исходных данных приняты параметры реактора РБМК-1000.

Размеры активной зоны (АЗ) и ТВС соответствуют проектным значениям. Расчеты проведены для номинального режима, режимов с уменьшенными значениями расхода теплоносителя при фиксированной мощности и при различных уровнях мощности с одинаковыми расходами теплоносителя.

Исходными данными для расчета являются мощность реактора, расход теплоносителя, число испарительных каналов, высота АЗ, диаметр твэла, число твэлов в ТК, давление теплоносителя, температура теплоносителя на входе в ТК, внутренний диаметр канала, диаметр центральной полый трубки. СРВД в ТК реактора определена по предложенной формуле (19). Расчет для номинальных параметров работы реактора дает значение СРВД, равное 205 м/с.

Результаты расчета скорости звука в зависимости от тепловой мощности реактора при давлении и расходе теплоносителя в номинальном режиме работы реактора представлены на рис. 2. Из этого рисунка видно, что полученная зависимость однозначна, и СРВД монотонно растет с увеличением мощности реактора и, соответственно, с ростом массового паросодержания в ТК.

На рис. 3 представлены результаты расчета СРВД при различных величинах паросодержания в ТК, соответствующих изменениям расхода теплоносителя через ТК, при номинальных значениях давления теплоносителя и тепловой мощности реактора.

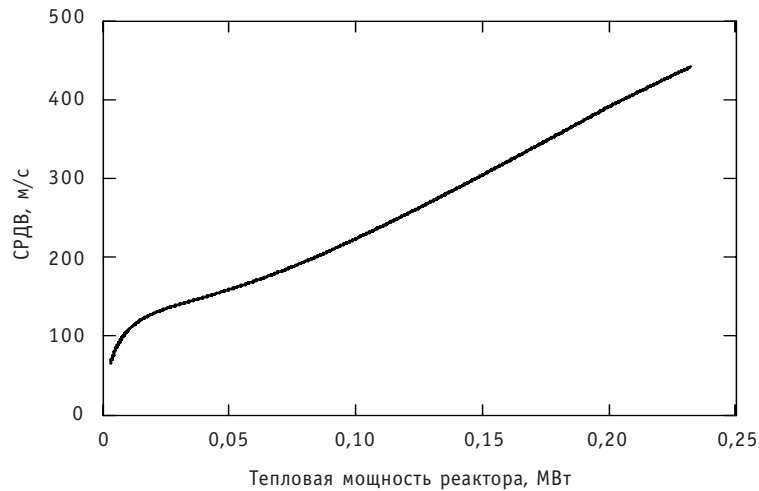


Рис. 2. Зависимость скорости распространения волн давления от мощности реактора

Созданные алгоритмы расчета собственных частот колебаний давления теплоносителя (СЧКДТ) позволяют по результатам измерения выработать управляющие воздействия для их отстройки от собственных частот колебаний твэлов и ТВС с целью уменьшения их вибраций. Из рисунка видно, что при паросодержаниях, значения которых находятся в диапазоне 5–30%, зависимость СРВД от паросодержания неоднозначна.

На рис. 3 представлены результаты сопоставления величин СРВД, рассчитанных по приведенной в данной работе методике, с данными, полученными при использовании пакета стандартных программ, рекомендованных для использования в энергетике [13].

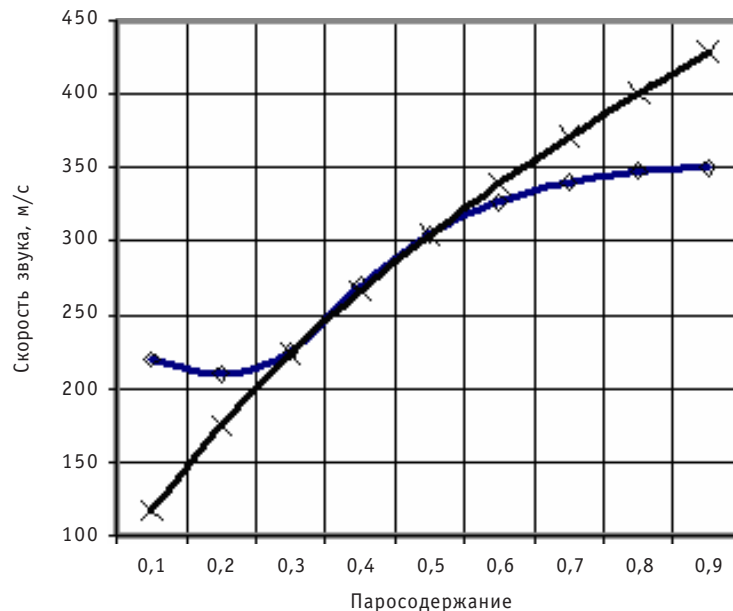


Рис. 3. Зависимость скорости звука в теплоносителе ТК РБМК-1000 от весового паросодержания:
 ♦ – в канале реактора РБМК, согласно расчетам по приведенной в данной работе методике;
 × – согласно таблицам термодинамических свойств воды и водяного пара [13]

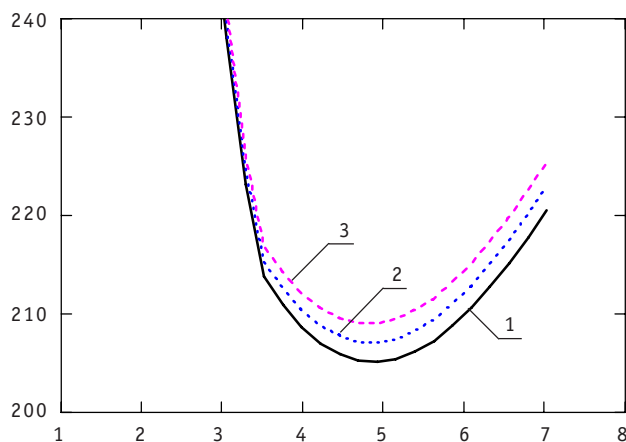


Рис. 4. Зависимость скорости распространения волн давления от расхода теплоносителя и числа дистанционирующих решеток в ТК: 1 – 26 решеток; 2 – 21 решетка; 3 – 16 решеток

На рис. 4 представлены результаты расчета СРВД при изменении расхода теплоносителя и для различных количеств дистанционирующих решеток в ТК.

Из рис. 2 видно, что с уменьшением паросодержания СРВД уменьшается что, в свою очередь, приводит к изменению СЧКДТ теплоносителя.

Зависимость СЧКДТ от СРВД в парогенерирующем канале выражается следующим соотношением [9]:

$$f = \frac{a}{2\pi} \left(\frac{\rho_{\text{дф}}}{\rho_{\text{в}}} \right)^{0.5} (L_{\text{в}} \cdot L_{\text{дф}})^{-0.5}, \quad (21)$$

где $\rho_{\text{дф}}$ – плотность теплоносителя в двухфазной области; $\rho_{\text{в}}$ – плотность теплоносителя в однофазной области; $L_{\text{в}}$ – длина однофазного (экономайзерного) участка; $L_{\text{дф}}$ – длина двухфазного участка; a – СРВД; f – СЧКДТ.

Разработанные алгоритмы расчета f позволяют по результатам измерения СЧКДТ и, используя соотношение (21) (с учетом зависимости скорости звука от весового паросодержания в ТК), диагностировать паросодержание в ТК.

Представленные на рис. 2 результаты расчета подтверждают закономерность уменьшения скорости звука при уменьшении весовых паросодержаний. Эти зависимости выявлены различными авторами [1–5] в результате исследований, проведенных для простейших моделей двухфазного потока. На рис. 5 представлены результаты расчета СРВД при изменении расхода через ТК и при работе реактора на пониженных параметрах. Расчет проводился при пониженных значениях давления (3 МПа) и температуры теплоносителя на входе в канал (205°C). На этом же рисунке приведены значения СРВД, рассчитанные по формулам, предложенным Международной ассоциацией по свойствам воды и водяного пара, согласно таблицам свойств воды и водяного пара Water Steam Pro [13]. Таким образом, на рис. 3 и 5 проведено сопоставление результатов расчетов СРВД, полученных при использовании различных подходов и методов. Сопоставление полученных результатов указывает на близость расчетных оценок и наличие общих закономерностей. Вместе с тем различие в результатах расчета СРВД в областях малых и больших величин паросодержаний позволяет указать на существенное влияние на величину СРВД (по сравнению с чисто термодинамическими ее оценками) геометрических особенностей активной зоны реактора, местных сопротивлений, негомогенности двухфазной среды, расхода теплоносителя и мощности реактора.

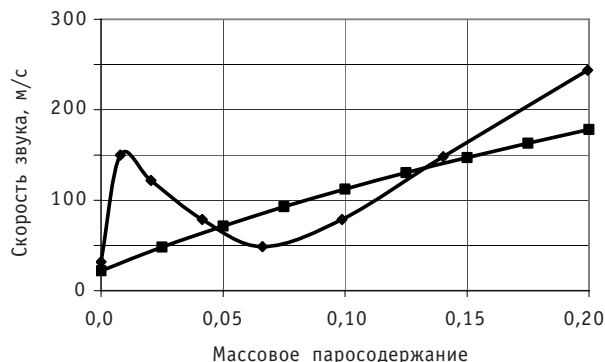


Рис. 5. Зависимость скорости распространения волн давления от паросодержания при изменении расхода и работе на пониженных параметрах: \diamond – в канале реактора РБМК согласно расчетам по приведенной в данной работе методике; \times – согласно таблицам термодинамических свойств воды и водяного пара [13]

В [9] показано, что изменение СЧКДТ в результате изменения СРВД может привести к ее попаданию в область резонансного взаимодействия с колебаниями на собственных частотах элементов конструкций контура многократной принудительной циркуляции теплоносителя (КМПЦ) и ТВС, что приведет к резкому увеличению динамических нагрузок на оборудование, появлению дефектов и уменьшению срока службы.

Результаты проведенных исследований и разработок могут быть использованы для совершенствования проектных решений, оптимизации условий эксплуатации (в том числе и в переходных режимах) с целью увеличения срока эксплуатации и надежности реакторных установок (РУ) типа РБМК-1000 путем

- выявления эксплуатационных условий, приводящих к повышенному износу и непроектным динамическим нагрузкам и вибрациям ТВС, а также органов системы управления и защиты (СУЗ);
- выработки управляющих воздействий с целью недопущения возникновения этих условий с помощью системы автоматизированного управления технологическими процессами (АСУ ТП).

ВЫВОДЫ

Разработан программный продукт для расчетов акустических характеристик двухфазного теплоносителя в активной зоне кипящего реактора.

Результаты расчета скорости звука отражают известную закономерность уменьшения ее значений при уменьшении весовых паросодержаний в двухфазной смеси.

Подтверждены основные зависимости, определяющие скорость звука в двухфазных средах, установленные различными авторами в результате теоретических и экспериментальных исследований простейших идеализированных моделей парожидкостных и газожидкостных сред.

Результаты расчета скорости звука в теплоносителе активной зоны кипящего реактора получены с учетом не только термодинамических факторов и эффекта разности скоростей движения в двухфазном потоке водяной и паровой фазы, но и влияния на величину СРВД геометрических особенностей активной зоны реактора, местных сопротивлений, неомогенности двухфазной среды и мощности реактора.

Теоретическое обоснование зависимости СРВД от конструктивных решений и эксплуатационных режимов в сложном промышленном парогенерирующем устройстве выполнено впервые и продемонстрировано на примере кипящего ядерного энергетического реактора.

Литература

1. Синельников Л.П., Аверин С.А., Панченко В.Л., Евсеев М.В. Исследование состояния циркониевой трубы и переходников канала Суз РБМК-1000 после 26 лет эксплуатации/Сборник докл. VII Российской конф. по реакторному материаловедению (г. Димитровград, 8-12 сентября 2003г.). – ГУДП «СФ НИКИЭТ», 2003.
2. Proskouriakov K.N. Criterion of Steam Generating Ducts Parametrical Similarity/Fifth International Information Exchange Forum safety analysis for NPP of VVER and RBMK types. (16-20 October 2000, Obninsk).
3. Davies A.L. The speed of sound in mixtures of water and steam/Proc. Symp. Two Phase Flow Dynamics, Eindhoven, Euratom Rep. N EUR 4288e, 625-638. – 1967.
4. Davies A.L. and Potter R. (1966) Hydraulic stability: an analysis of the causes of unstable flow in parallel channels. U.K. A. E. A. Rep. N AEEW-R446.
5. Теплопередача в двухфазном потоке/Под ред. Д. Баттерворса и Г. Хьюитта: пер. с англ. – М.: Энергия, 1980.
6. Сычев В.В. Скорость звука в воде и водяном паре на линии насыщения//ИФЖ. – 1961. – Т. 4. – № 6. – С. 64-69.
7. Дейч М.Е., Филиппов Г.А. Газодинамика двухфазных сред. – М.: Энергия, 1968.
8. Федотовский В.С., Верецагина Т.Н., Дербенев А.В. Распространение низкочастотного звука в пузырьковых средах/Тр. межотр. конф. «Теплогидравлические аспекты безопасности ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах» (Обнинск, 2005). – CD № 3.24.
9. Проскураков К.Н. Использование виброакустические шумов для диагностики технологических процессов в АЭС. – М.: МЭИ, 1999.
10. Проскураков К.Н. Теплогидравлическое возбуждение колебаний теплоносителя во внутрикорпусных устройствах ядерных энергетических установок. – М.: МЭИ, 1984. – 68 с.
11. Гидравлический расчет котельных агрегатов (нормативный метод)/Под ред. В.А. Локшина, Д.Ф. Петерсона, А.Л. Шварца. – М.: Энергия, 1978.
12. Тихонов А.Н., Самарский А.А. Уравнения математической физики. – М.: Наука, 1977.
13. Сертифицированный набор программ для вычислений свойств воды/водяного пара, газов и смесей газов «WaterSteamPro» зарегистрирован в Российском агентстве по патентам и товарным знакам (РОСПАТЕНТ), свидетельство № 2000610803 от 25.08.2001.

Поступила в редакцию 30.12.2009

РЕЗУЛЬТАТЫ РАЗРАБОТКИ МЕТОДОВ ЭКСПЕРТНОГО ОПРОСА И ОЦЕНКИ С ИХ ПОМОЩЬЮ ПОКАЗАТЕЛЕЙ НАДЕЖНОСТИ ПЕРСОНАЛА ЭНЕРГОБЛОКА АС ПРИ ДЕЙСТВИЯХ В ПЕРЕХОДНЫХ И АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ

Ю.В. Волков*, Д.С. Самохин*, А.В. Соболев*, М.Ю. Каньшев,
С.Л. Лычаков**, С.Н. Слынев****

** – Обнинский государственный технический университет атомной энергетики*

*** – Калининская АЭС*



Работа посвящена методам оценки показателей надежности персонала на энергоблоках АС по данным экспертного опроса. Выделены четыре типа ошибок персонала и рассмотрены возможности оценок интенсивностей ошибок заданного типа. Представлены результаты обработки мнений двух разных экспертных групп и проведен их анализ на согласованность. Приведены результаты сравнения данных экспертного опроса и результатов обработки данных об инцидентах на АЭС РФ. Даны рекомендации по использованию результатов работы в оценке эффективности мероприятий по техническому обеспечению безопасности АЭС.

Никогда не известно заранее, что конкретно повлияет на поведение оператора в процессе действий при переходных и аварийных режимах на реальном энергоблоке. Во время занятий на тренажерах при большом количестве тренируемых это влияние проявляется «в среднем», т.е., если одно и то же действие в одной и той же ситуации каждым индивидуумом производится с характерными для него особенностями, зависящими от его опытности, уровня образования, типа личности и т.п., то при массовом проведении действий (а на тренировках это так) эти особенности складываются в определенный тип поведения, характерный для уровня эксплуатируемой техники, всей системы подготовки персонала в стране, менталитета народа, уровня общей культуры и культуры безопасности. Поэтому, как и в работе [1], нами было принято решение разделить действия персонала на четыре типа, в которых укрупненно учитываются все возможные ситуации при управлении энергоблоком:

- считывание информации;
- диагностика состояния объекта управления;
- принятие решения;
- действия по реализации решения.

© Ю.В. Волков, Д.С. Самохин, А.В. Соболев, М.Ю. Каньшев, С.Л. Лычаков, С.Н. Слынев, 2009

Детали поведения операторов в этом случае усредняются. Например, при считывании информации в одной ситуации оператору необходимо получить информацию со стрелочного прибора, в другой – с цифрового, в третьей – воспринять звуковой сигнал или речевое сообщение. На результат диагностики состояния объекта управления влияет внимательность оператора, уровень его подготовки, опыт работы на этом конкретном рабочем месте, количество выпавших сигналов. И так можно расписать детали остальных двух укрупненных типов действий. Внутри укрупненных типов действий, если статистика по ошибкам персонала достаточно велика, все эти особенности поведения усредняются.

В УТП Калининской АЭС каждая ошибка персонала, возникшая в процессе занятий, подвергается тщательному анализу, результаты которого используются в дальнейшем в учебном процессе. Однако статистика по ошибкам персонала в специальной базе данных не ведется, т.к. нет никаких требований на ее ведение. В такой ситуации для оценок показателей надежности персонала в переходных и аварийных режимах нами использована возможность проведения экспертных опросов инструкторов УТП (это, как правило, очень грамотные и опытные специалисты), а также оперативного персонала в процессе плановых занятий в УТП.

Аналогично работе [2], предложено реализовать метод экспертных оценок для определения частот появления наиболее вероятных ошибок персонала (операторов БЩУ) при действиях в аварийных ситуациях, который делится на следующие этапы.

Первый этап. На этом этапе организаторы опроса предоставляют экспертной группе, состоящей из m человек, анкету (табл. 1), в которой обозначены: наименование рассматриваемой аварийной ситуации, наименование действия персонала. Экспертам предлагается поэтапно описать действия персонала в заданной аварийной ситуации (колонка № 3 табл. 1), а также описать, в чем может состоять ошибка персонала на каждом этапе (колонка № 4 табл. 1). При необходимости эксперты могут дать свои комментарии в специально отведенном для этого месте (колонка № 5). Число анкет соответствует числу экспертов m .

Второй этап. Анкеты первого этапа организаторы опроса подвергают переработке и на основе данных, полученных на первом этапе, составляют анкеты (табл. 2) для второго раунда опроса.

В этих анкетах указаны наименование аварийной ситуации, действие персонала и перечислены все ошибки при выполнении действия, выявленные экспертами на первом этапе. Экспертам необходимо проставить степень своей уверенности (число из интервала $[0, 1]$) в возникновении ошибки (колонка № 4 табл. 2) для всех ошибок из списка, т.е. они дают оценку и ошибкам, указанным другими экспертами. Экспертам также необходимо проставить минимальное (колонка № 5 табл. 2) и максимальное (колонка № 6 табл. 2) возможное количество ошибок данного типа на сто тренировок по данному инциденту.

Для облегчения работы эксперту предоставляются рекомендации по проставлению оценок. В качестве «рекомендательной» шкалы была выбрана шкала желательности Харрингтона [3], которая для целей анализа ошибок персонала имеет вид, приведенный в табл. 3.

Третий этап. Проводится анализ результатов второго этапа экспертного опроса m специалистов. На основе экспертной оценки (табл. 2) рассчитывается коллективная степень уверенности экспертов в возникновении ошибки персонала при действиях в рассматриваемых аварийных ситуациях:

$$\tilde{\mu}_i = \sum_{j=1}^m x_{ij} \cdot k_j, \quad (1)$$

Определение этапов выполнения действия и ошибок персонала в аварийной ситуации

Наименование аварийной ситуации	Наименование действия	Этапы выполнения	В чем может состоять ошибка на каждом этапе?	Комментарии	
1	2	3	4	5	
	Считывание информации				
	Диагностика состояния установки				
	Принятие решения				
	Действие, реализующее решение				

где m – число экспертов; $i = \overline{1, n+h}$ – рассматриваемая ошибка персонала; k_j – коэффициент компетентности j -ого эксперта, алгоритм оценки которого дан в работе [2]; x_{ij} – оценка j -ого эксперта возможности появления i -ой ошибки персонала из опросного листа.

Кроме коэффициентов компетентности согласованность группы экспертов количественно может быть оценена с помощью коэффициента конкордации [4]. Коэффициент конкордации при отсутствии связанных рангов находится по формуле

$$W = \frac{\sum_{i=1}^m \left[\sum_{j=1}^p a_{ij} - \frac{1}{2} p(m+1) \right]^2}{\frac{1}{12} m p^2 (m^2 - 1)},$$

где W – согласованность действий экспертов (достоверность экспертных оценок); m – количество рассматриваемых ошибок персонала; p – количество экспертов; i – номер ошибки персонала; j – номер эксперта; a_{ij} – ранг важности события.

Ранжирование оценок экспертов (ранжирование осуществляется организаторами опроса самостоятельно): наибольшей оценке экспертов ставится в соответствие ранг 1, следующей за ней по убывающей величине ставится в соответствие ранг 2 и так далее (пример: оценка эксперта/ранг; 0.1/4; 0.2/3; 0.3/2; 0.4/1).

Таблица 2

Определение степени уверенности эксперта в возникновении ошибки, а также частоты возникновения ошибки, ее верхней и нижней границ

Наименование аварийной ситуации	Наименование действия	Наименование ошибки	Степень уверенности эксперта (числами из [0,1]) в возникновении ошибки	Минимальное количество ошибок на 100 чел.	Максимальное количество ошибок на 100 чел.	
1	2	3	4	5	6	
	Считывание информации					
	Диагностика состояния установки					
	Принятие решения					
	Действие, реализующее решение					

Если существует совпадение рангов, то формула для определения коэффициента конкурдации принимает вид

$$W = \frac{\sum_{i=1}^m \left[\sum_{j=1}^p a_{ij} - \frac{1}{2} p(m+1) \right]^2}{\frac{1}{12} m p^2 (m^2 - 1) - p \sum_{i=1}^m T_i}$$

Таблица 3

Шкала желательности

Желательность	Отметка на шкале желательности
Уверен, что эта ошибка доминирует среди других	1.00 – 0.80
Скорее всего, эта ошибка доминирует среди других	0.80 – 0.63
Возможно, эта ошибка доминирует среди других	0.63 – 0.37
Маловероятно, что эта ошибка доминирует среди других	0.37 – 0.20
Скорее всего, эта ошибка не доминирует среди других	0.20 – 0.00

где $T_i = \frac{1}{12} \sum_{j=1}^k (t_j^3 - t_j)$ – число повторяющихся рангов; t_j – число повторений каждого ранга в j -ом ряду (j -го эксперта); k – число повторяющихся рангов в i -ом ряду.

Достоверность экспертных оценок лежит в диапазоне $0 \leq W \leq 1$, соответственно, при $W = 0$ – согласованности нет, при $W = 1$ – полная согласованность. Считается, что при $W \geq 0.7$ группа экспертов является хорошо согласованной.

На четвертом этапе принимается к рассмотрению по одной ошибке для каждого из четырех действий персонала, обладающей наибольшим значением степени уверенности.

Далее, для каждой из этих ошибок определяются коэффициенты компетентности экспертов, степень согласованности экспертной группы, а также частота появления ошибки с коллективной степенью уверенности в возможности ее появления (формула (1)). В табл. 4 приведен пример результатов опроса инструкторов УТП Калининской АЭС по аварийной ситуации с несанкционированным закрытием БЗОК.

Таблица 4

Заключительные данные по оценке инструкторами УТП частот появления ошибок

Наименование ошибки персонала	Коэффициенты компетентности экспертов	Степень согласованности экспертной группы W	Степень уверенности экспертов в возникновении ошибки (μ)	Частота появления ошибки (z^*)
Пропущен сигнал об уменьшении расхода питательной воды на ПГ	$k_1=0.26, k_2=0.25$ $k_3=0.26, k_4=0.23$	0.73	0.80	70/100
Не замечено уменьшение расхода питательной воды	$k_1=0.26, k_2=0.24$ $k_3=0.27, k_4=0.23$	0.77	0.71	60/100
Неверное решение об остановке ГЦН	$k_1=0.26, k_2=0.29$ $k_3=0.19, k_4=0.26$	0.79	0.82	33/100
Неполное выполнение обязательной последовательности действий	$k_1=0.26, k_2=0.25$ $k_3=0.25, k_4=0.24$	0.84	0.54	61/100

На рис. 1 представлен пример оценки частоты ошибки персонала при считывании информации инструкторами УТП (условно назовем их «инструкторы»).

На рис. 2 представлен пример оценки частоты такого типа ошибки персоналом одной из смен блока №3 Калининской АЭС при опросе во время одной из тренировок в УТП (условно назовем их «обучаемые»).

На обоих рисунках квадратиками обозначены эмпирические значения нижнего ограничения, а крестиками – верхнего. Соответствующие теоретические кривые [2] подобраны методом наименьших квадратов. Координата точки пересечения двух теоретических кривых на каждом графике является наилучшей оценкой частоты появления соответствующей ошибки персонала (см. последний столбец в табл. 4).

В табл. 5 приведены данные по результатам проведенных двух опросов. Руководствуясь принципом невмешательства в работу экспертов, организаторы не

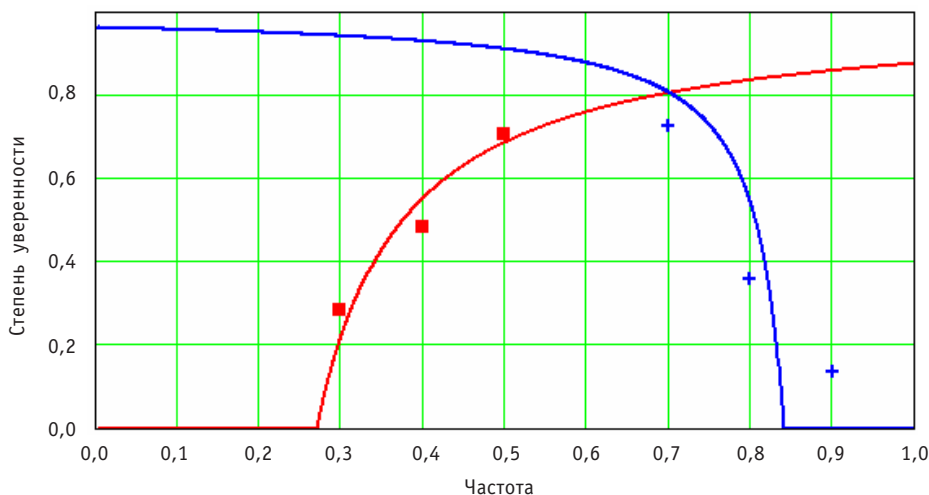


Рис. 1. Наименование ошибки: пропущен сигнал об уменьшении расхода питательной воды на ПГ

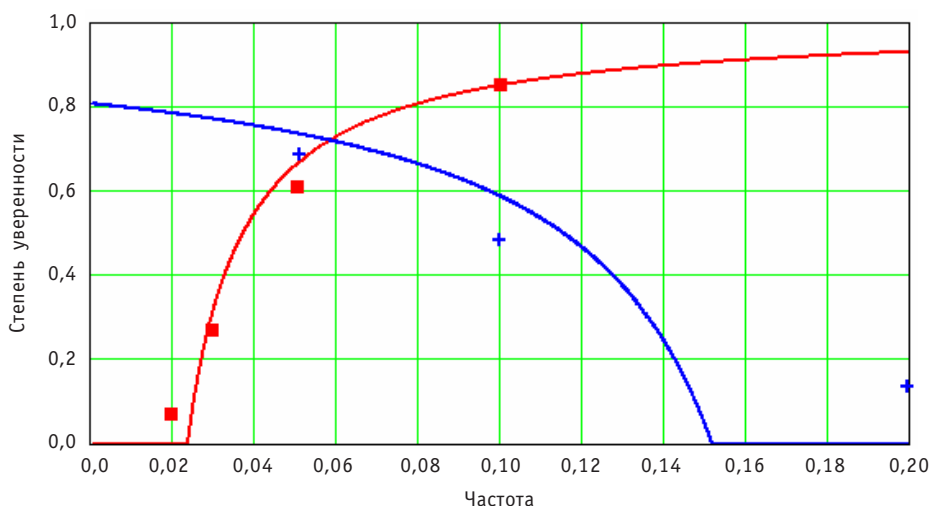


Рис. 2. Наименование ошибки: пропущен сигнал о закрытии БЗОК

выдвигали никаких требований по нормировке на какую-либо величину мнений экспертов в отношении частот ошибок, алгоритмы обработки данных также не предусматривают никаких нормировок. Поэтому суммы частот, имеющих наибольшие степени уверенности экспертов по всем четырем типам ошибок, в каждом из опросов не равны единице (строка ИТОГО в таблице).

В столбцах 4, 6 приведены данные по оценкам относительных частот по формуле

$$\omega_i = \frac{F_i}{\sum_{j=1}^4 F_j},$$

где F_i – частота (относительное число ошибок i -го типа на 100 инцидентов) с максимальной степенью уверенности данной группы экспертов (столбцы 3 и 5).

Таблица 5

Сводные данные по результатам опросов двух групп экспертов

№ п/п	Тип действия	Инструкторы		Обучаемые	
		F_i	ω_i	F_i	ω_i
1	2	3	4	5	6
1.	Считывание информации	0.698	0.312	0.058	0.090
2.	Диагностика состояния	0.598	0.268	0.101	0.157
3.	Принятие решения	0.333	0.149	0.304	0.473
4.	Действия, реализующие решения	0.606	0.271	0.180	0.280
	Итого	2.235		0.643	

Из табл. 5 видно следующее.

1. В целом «обучаемые» дали абсолютные оценки частот ошибок меньшие, чем «инструкторы» (см. строку ИТОГО). Однако для ошибок при принятии решения обе группы выставили примерно одинаковые оценки частот. Эти факты, по-видимому, можно объяснить так:

- инструкторы УТП имеют производственный опыт эксплуатации энергоблоков первой очереди с меньшим уровнем автоматизации процесса и при выставлении оценок подсознательно учитывали это, а оперативный персонал с блока № 3 (в основном, молодые специалисты) ориентировался на новое поколение АСУТП и БПУ;
- оценки частот ошибок при принятии решения примерно одинаковы у обеих групп ввиду того, что частота такого типа ошибки, прежде всего, определяется уровнем подготовки, дисциплины и опытности персонала, а не техникой, с которой он работает.

2. «Инструкторы» дают наибольшую абсолютную и относительную долю ошибкам при считывании информации, а «обучаемые», наоборот, наименьшую. Это так же, как и уменьшение сумм абсолютных частот, свидетельствует о лучшем соответствии нового поколения АСУТП и БПУ фундаментальному техническому принципу обеспечения безопасности АЭС – «человеческий фактор».

3. У «обучаемых» существенно увеличился, по сравнению с «инструкторами», относительный вклад ошибок при принятии решений, т.е. по мнению этой группы экспертов, с новым АСУТП и БПУ безопасность при управлении энергоблоком стала больше зависеть от интеллекта человека и его культуры безопасности.

Мнения группы экспертов «обучаемые» менее согласованны, чем мнения группы «инструкторы». Организаторы опроса специально не следили за тем, чтобы эксперты не общались между собой при проставлении своих мнений. Поэтому, возможно, это связано с тем, что «инструкторы» как-то согласовывали свои ответы между собой, а «обучаемые» – нет. Другой возможной причиной может быть меньшая опытность и слаженность коллектива «обучаемых» (нет большого опыта совершения ошибок и коллективного их устранения).

Наконец, из разброса эмпирических точек на рис. 1, 2 видно, что все эксперты нижнее ограничение воспринимают более определенно и согласованно, чем верхнее. Для объяснения, почему это так, по-видимому, необходимо привлечь психологов.

Таким образом, разработан и практически реализован метод организации экспертных опросов персонала АЭС для анализа ошибок персонала при действиях в переходных и аварийных режимах. Получены количественные меры для оценки надежности персонала реакторов ВВЭР в конкретной аварийной ситуации – несанкционированное закрытие БЗОК.

Таблица 6

Результаты сравнения данных экспертных опросов и обработки информации по инцидентам [1]

№ п/п	Тип действия	Инструкторы	Обучаемые	Экспл. данные	Инструкторы	Обучаемые
		ω_i	ω_i	$\hat{\omega}_i$	W_i	W_i
1	2	3	4	5	6	7
1.	Считывание информации	0.312	0.090	0,372	0,010	0,21
2.	Диагностика состояния	0.268	0.157	0,164	0,066	0,0003
3.	Принятие решения	0.149	0.473	0,224	0,025	0,28
4.	Действия, реализующие решение	0.271	0.280	0,240	0,004	0,006
5.	$\sum W_i$				0,105	0,496

В табл. 6 приведены результаты сравнения данных экспертного опроса и результатов обработки данных об инцидентах на АЭС РФ [1]. В столбцах 3, 4 приведены значения весов ошибок персонала ω_i ; из табл. 5. В столбце 5 приведены оценки весов ошибок персонала по формуле

$$\hat{\omega}_i = \frac{\rho_i}{\sum_{j=1}^4 \rho_j}, \quad (2)$$

где в числителе стоит оцененный в [1] параметр потока инцидентов с ошибкой заданного типа, а в знаменателе – сумма параметров потоков инцидентов по всем типам ошибок. Формула (2) получена из классической вероятностной схемы – вероятность события есть отношение числа исходов, благоприятствующих этому событию, к полному числу всех исходов. В столбцах 6, 7 приведены «меры близости» мнений экспертов к данным об инцидентах, вычисленные по формуле

$$W_i = \frac{(\omega_i - \hat{\omega}_i)^2}{\hat{\omega}_i}.$$

В столбцах 6, 7 последней строки приведены суммы всех «мер близости», которые являются некими аналогами критерия Пирсона [5] для сравнения двух распределений.

Из данных табл. 6 следует, что мнения «инструкторов», в целом, лучше совпадают с объективными данными, чем мнения «обучаемых». Из этого можно сделать следующие выводы:

- опытные инструкторы УТП лучше ориентированы в ретроспективе событий, чем более молодые «обучаемые»;
- появление нового поколения АСУТП и БПУ приведет к смещению проблем эксплуатации из области технического оснащения пультов и связанных с этим проблем, например, считывания информации, в область проблем отбора оперативного персонала по уровню подготовки и способности вовремя концентрироваться и принимать правильные решения;

• с появлением новых АСУТП и БПУ, по-видимому, следует ожидать снижения интенсивности ошибок персонала типа «ошибка считывания информации» примерно в 3–4 раза по сравнению с оцененной по предыдущей статистике инцидентов. Интенсивность ошибок остальных типов, скорее всего, мало изменится.

Одним из важных результатов этой работы является демонстрация возможности с помощью экспертных опросов количественно оценивать эффективность мероприятий по техническому обеспечению безопасности ядерных энергоблоков. Примером такой оценки является оценка некоторых преимуществ АСУТП и БПУ блока №3 Калининской АЭС по отношению к АСУТП и БПУ предыдущего поколения.

Литература

1. Волков Ю.В., Самохин Д.С., Соболев А.В., Шкаровский А.Н. Разработка методов и оценка показателей надежности персонала по статистике инцидентов на АЭС РФ // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 4. – С. 15-24.
2. Волков Ю.В., Самохин Д.С. Нечетко вероятностные модели в оценках показателей надежности оборудования реакторных установок // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – № 3.
3. Алтунин А.Е., Семухин М.В. Модели и алгоритмы принятия решений в нечетких условиях. – Тюмень: Издательство Тюменского государственного университета, 2002.
4. Ромашкина Г.Ф., Татарова Г.Г. Коэффициент конкордации в анализе социологических данных. www.isras.ru/files/File/4M/20/Romashkina,Tatarova.pdf (9.10.2007)
5. Вентцель Е.С. Теория вероятностей. – М.: Высшая школа, 2001.

Поступила в редакцию 21.11.2008

ЗАДАЧА ОПТИМИЗАЦИИ УРОВНЯ ДЛЯ ОБНАРУЖЕНИЯ РАЗЛАДКИ В НАБЛЮДАЕМОМ СЛУЧАЙНОМ ПРОЦЕССЕ

А.В. Игитов, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников

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



Работа посвящена методу анализа аномальных ситуаций в оборудовании при диагностике его состояния. Поставлена задача оптимизации, выбран численный метод оптимизации числа пересечений, составлен алгоритм нахождения оценок параметров модели и разработано программное обеспечение, реализующее этот алгоритм. Программы написаны в среде *Delphi*, визуализация результатов в трехмерном пространстве выполнена в среде *Mathcad*, построена зависимость среднего числа пересечений от S и c .

ВВЕДЕНИЕ

Одной из наиболее типичных задач при диагностике технического состояния различного оборудования ядерной энергетической установки (ЯЭУ) является задача о раннем распознавании неисправности оборудования на основе анализа изменения контролируемого параметра. Эффективность системы контроля [1] в существенной степени зависит от алгоритма обработки информации о состоянии контролируемого оборудования, получаемой со штатных индикаторов, например, акустических индикаторов течей в парогенераторе. В настоящее время известно много алгоритмов и устройств, их реализующих, для определения характеристик измеряемого случайного процесса. Они позволяют фиксировать наличие или отсутствие стационарности контролируемого технологического процесса оборудования ЯЭУ как случайного процесса. При этом, как правило, отслеживается одна из характеристик распределения амплитуды, например, математическое ожидание или дисперсия, или одновременно и та, и другая. Существенными недостатками этих алгоритмов и устройств являются их низкое быстродействие (особенно для низкочастотных процессов, наиболее характерных для технологического оборудования ЯЭУ), большая погрешность идентификации при малом интервале наблюдений, а также невозможность идентификации по всевозможным характеристикам случайного процесса одновременно.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Для получения максимально достоверного решения о наличии разладки процесса предлагается анализировать не сам исходный случайный низкочастотный процесс ξ_t , а функцию от него [1, 2]:

© А.В. Игитов, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников, 2009

$$\eta_t = \sqrt{\xi_t^{2n} + (c_1 \xi_t^{(1)})^{2n} + \dots + (c_m \xi_t^{(m)})^{2n}}, \quad (1)$$

где $\xi_t^{(j)}$ – j -ая производная процесса ξ_t , c_j – весовые коэффициенты. После чего можно подсчитать число пересечений процессом η_t постоянного уровня S на скользющем интервале времени $\tau_{\text{СК}}$.

Вид функции (1) выбран так, чтобы амплитуда обобщенного процесса η_t и его спектральный состав реагировали на изменение всех вероятностных характеристик (математического ожидания, дисперсии, корреляционной функции и т.д.) входного случайного процесса ξ_t с максимально возможной чувствительностью. Реализованное на этом принципе устройство можно настроить таким образом (изменяя коэффициенты c_j и уровень S), чтобы оно было нечувствительным, например, к увеличению уровня шума, но при этом хорошо улавливало изменение частотного состава измеряемого сигнала ξ_t [1,2].

Математическое ожидание числа пересечений $N_{\tau_{\text{СК}}}$ уровня S можно определить по формуле

$$MN_{\tau_{\text{СК}}} = \tau_{\text{СК}} \int_{-\infty}^{\infty} |\eta'_t| f(S, \eta'_t) d\eta'_t \rightarrow \max_{S, c_j}, \quad (2)$$

где $f(x, y)$ – совместная плотность распределения η_t и η'_t , вывод которой приведен в [2]. Значения c_j и S рассчитываются из условия максимизации числа пересечений уровня до момента разладки с целью получения представительной статистики на как можно меньшем интервале времени.

МЕТОД РЕШЕНИЯ

Метод, представленный в работе [3], позволил приближенно рассчитать значение оптимального уровня S с учетом следующих предположений. Для стационарного гауссовского процесса ξ_t с нулевым математическим ожиданием в формуле (2) в качестве функции η_t принята огибающая первого рода, ограниченная только первой производной процесса ξ_t :

$$\eta_t = \sqrt{\xi_t^2 + (c \xi_t^{(1)})^2}. \quad (3)$$

Целью настоящей работы является постановка задачи оптимизации и получение соответствующих оценок для уровня S и весового коэффициента c .

В отличие от метода, изложенного в [2], в данной работе проведен точный аналитический расчет числа пересечений для нахождения оптимального уровня, основанный на переходе в другую систему координат и применении математических преобразований совместной плотности распределения огибающей первого рода и ее производной [4].

Найдем совместную плотность распределения $f_{\eta_t, \eta'_t}(s, v)$ из формулы для совместной вероятности распределения

$$F_{\eta_t, \eta'_t}(S, v) = P(\eta_t < S; \eta'_t < v) = \iiint_{A_{s,v}} f_{\xi_t, \xi_t', \xi_t''}(x_0, x_1, x_2) dx_0 dx_1 dx_2, \quad (4)$$

где $A_{s,v} = \left\{ (x_0, x_1, x_2) : \sqrt{x_0^2 + c^2 x_1^2} < S; \frac{x_0 x_1 + c^2 x_1 x_2}{\sqrt{x_0^2 + c^2 x_1^2}} < v \right\}$, ξ_0 соответствует x_0 ,

$$\xi_1 - x_1, \xi_2 - x_2, \eta_t = \sqrt{\xi_t^2 + (c \xi_t^{(1)})^2}, \eta'_t = \frac{\xi_t \xi_t^{(1)} + c^2 \xi_t^{(1)} \xi_t^{(2)}}{\sqrt{\xi_t^2 + (c \xi_t^{(1)})^2}}.$$

Сделаем замену переменных

$$\begin{cases} x_0 = \rho \cos \varphi, \\ x_1 = \rho \sin \varphi, \\ x_2 = x_2, \end{cases} \quad (5)$$

где $\rho \in \left[0; \frac{S}{c}\right]$, $\varphi \in [0; 2\pi]$, $x_2 < \left(\frac{v}{\sin \varphi} - \rho \cos \varphi\right) \frac{1}{c}$ при $\varphi \in [0; \pi]$

и $x_2 > \left(\frac{v}{\sin \varphi} - \rho \cos \varphi\right) \frac{1}{c}$ при $\varphi \in [\pi; 2\pi]$.

$$\text{Якобиан перехода } I = \begin{vmatrix} c \cos \varphi & -\rho \sin \varphi & 0 \\ \sin \varphi & \rho \cos \varphi & 0 \\ 0 & 0 & 1 \end{vmatrix} = c\rho.$$

Тогда в новых переменных получим

$$\begin{aligned} F_{\eta_t, \eta'_t}(S, v) = & \int_0^{\frac{S}{c}} \int_0^{\left(\frac{v}{\sin \varphi} - \rho \cos \varphi\right) \frac{1}{c}} \int_{-\infty}^{\infty} f_{\xi_t, \xi'_t, \xi''_t}(c\rho \cos \varphi, \rho \sin \varphi, x_2) \times \\ & \times c\rho dx_2 d\rho d\varphi + \int_0^{\frac{S}{c}} \int_{\left(\frac{v}{\sin \varphi} - \rho \cos \varphi\right) \frac{1}{c}}^{\infty} f_{\xi_t, \xi'_t, \xi''_t}(c\rho \cos \varphi, \rho \sin \varphi, x_2) \times \\ & \times c\rho dx_2 d\rho d\varphi. \end{aligned}$$

Учитывая проведенные преобразования, получим выражение для среднего числа пересечений

$$\begin{aligned} \frac{MN_{\tau_{\text{ск}}}}{\tau_{\text{ск}}} = & \frac{2S\sqrt{2a_0}}{\sqrt{\pi^3 a_4}} \exp\left\{-\frac{a_3 S^2}{2a_0 c^2}\right\} \left[I \left(1 - \frac{\frac{\sqrt{\pi} \left(\frac{a_4}{c^2} - a_2\right)^2}{2}}{a_2^2 + a_4 \left(\frac{a_3}{c^2} - a_1\right)} \right) + \right. \\ & \left. + \frac{\sqrt{\pi a_0 a_4} \left(\frac{a_4}{c^2} - a_2\right)}{\left[a_2^2 + a_4 \left(\frac{a_3}{c^2} - a_1\right) \right] S} \operatorname{erf} \left\{ \frac{\frac{a_4}{c^2} - a_2}{\sqrt{2a_0 a_4}} S \right\} \exp \left\{ \frac{a_2^2 + a_4 \left(\frac{a_3}{c^2} - a_1\right)}{2a_0 a_4} S^2 \right\} \right], \quad (6) \\ I = & \int_0^1 \exp \left\{ -\frac{\left[\frac{a_3 + 2a_2}{c^2} - a_1 - \frac{a_4}{c^4} \right] S^2 u^2}{2a_0} \right\} du. \end{aligned}$$

При решении исследовательских задач, связанных с поиском рационального сочетания сразу нескольких параметров, таких как S и c , трудно спланировать и обработать численный эксперимент с большим количеством варьируемых факторов. В этом случае эффективным средством является многопараметрическая оптимизация, когда поиск рационального сочетания варьируемых факторов возлагается на формальную процедуру нелинейного программирования, а исследова-

телю остается только грамотно сформулировать задачу оптимального поиска и проанализировать полученное решение.

Для проверки нахождения оптимума числа пересечений зафиксируем переменную c и рассмотрим целевую функцию из выражения (6) как функцию одной переменной S . Для максимизации данной функции применен один из методов активного (последовательного) поиска решения – *метод золотого сечения*. Составлен алгоритм поиска, написана реализующая его программа. Алгоритм использован для оптимизации длины шага в методе покоординатного спуска.

Для решения задачи оптимизации целевой функции (4) как функции двух переменных – уровня S и параметра модели c – были рассмотрены численные методы безусловной оптимизации нулевого порядка. Использование этих методов в общем случае позволяет определить точки локального минимума и максимума функции.

Если задача оптимизации какого-либо процесса может быть сформулирована как двумерная (число независимых переменных равно двум), то для ее решения целесообразно использовать аппарат сканирования. Возможность наглядного графического отображения целевой функции и ограничений сразу от двух аргументов помогает лучше осмыслить количественные закономерности происходящих процессов и принять оптимальное решение.

В среде программирования *Mathcad* построены трехмерные графики зависимости среднего числа пересечений N от уровня S и параметра c при фиксированных значениях дисперсий D_1, D_2, D_3 , один из которых представлен на рис. 1.

Результаты моделирования, представленные в виде 3D-графика, показывают, что при определенном сочетании значений дисперсий D_1, D_2, D_3 глобальный максимум существует.

Для нахождения численных значений уровня S и весового коэффициента c разработан набор программ в среде Delphi. Следует отметить, что параметр c не имеет физического смысла, его область определения – вся числовая ось. В отличие от него параметр уровня S измеряется в тех же величинах, что и наблюдаемый процесс, поэтому может быть ограничен областью значений самого процесса. Начальные значения параметров в методах поиска оптимальных значений выбираются исходя из физики измеряемого процесса и области его значений.

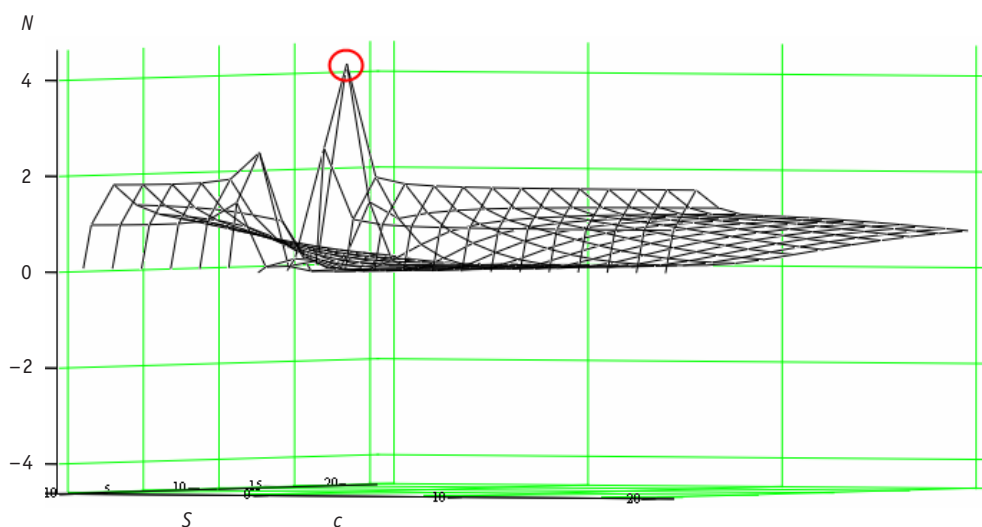


Рис. 1. Графическое отображение целевой функции

Таким образом, в работе

- поставлена задача оптимизации уровня для обнаружения разладки;
- предложен метод нахождения совместной плотности распределения огибающей первого рода и ее производной;
- впервые аналитически получено выражение для математического ожидания числа пересечений для первой производной измеряемого случайного процесса ξ_t ;
- предложены алгоритмы нахождения оценок S и c методом золотого сечения (для оптимизации длины шага) и методами оптимизации нулевого порядка;
- построен трехмерный график зависимости среднего числа пересечений от S и c .

Литература

1. Острейковский В.А., Сальников Н.Л. Вероятностное прогнозирование работоспособности элементов ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 416 с.
2. Козин И.О., Островский Е.И., Сальников Н.Л. Анализатор момента изменения характеристик случайных низкочастотных процессов. Свидетельство № 1322330.
3. Тихонов В.И., Хищенко В.И. Выбросы траекторий случайных процессов. – М.: Наука, 1987. – 304 с.
4. Игитов А.В., Гулина О.М., Сальников Н.Л., Чепурко В.А. Проблема повышения эффективности распознавания низкочастотного сигнала // Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем. Сборник научных трудов № 18 каф. АСУ/Под ред. А.В. Антонова. – Обнинск: ИАТЭ, 2008. – С. 22-29.

Поступила в редакцию 7.11.2008

ГЕОМЕТРИЧЕСКИЕ И ГИДРОДИНАМИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ВТГР С РАДИАЛЬНОЙ РАЗДАЧЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В.А. Климова, В.М. Пахалуев, С.Е. Щеклеин

ГОУ ВПО «Уральский государственный технический университет – УПИ»



Изложены результаты анализа геометрических характеристик активной зоны реактора с шаровыми твэлами при радиальном течении газа в зависимости от требующихся энергетических и конструкционных параметров, проведено сравнение с реактором при осевом течении теплоносителя. Полученные экспериментальные соотношения коэффициентов гидравлического сопротивления (помимо числа Рейнольдса, диаметра шаров и пористого слоя) содержат зависимость от внешнего и внутреннего радиусов активной зоны, что позволяет рассчитывать потери давления при значительной радиальной толщине слоя шаровых твэлов. Существенным отличием подобных течений от случаев плоского движения газа в шаровом слое, как показали исследования, является уменьшение относительной интенсивности пульсации давления потока от периферии к центру.

Ключевые слова: высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, ВТГР, шаровые твэлы, радиальное течение теплоносителя.

Key words: high temperature gas-cooled reactor, HTGR, pebble bed, radial flow distribution.

Энергетические ядерные реакторы с шаровыми твэлами и с радиальным течением газового теплоносителя обеспечивают реализацию более компактной активной зоны по сравнению с аналогичной структурой зоны с осевым движением теплоносителя, что позволяет достичь высокой плотности энерговыделения в активной зоне. При такой компоновке активная зона представляет собой систему шаровых твэлов, нерегулярно уложенных в полости, образованной двумя коаксиальными решетками – соосными цилиндрами с перфорированными стенками для прохода газового теплоносителя. Движение газа от периферии к центру способствует увеличению теплонапряженности ТВС и возможности применения шаровых твэлов сравнительно малого диаметра (10–30 мм) [1].

Геометрические размеры активной зоны определяются массовым расходом и степенью нагрева теплоносителя, его теплофизическими и гидродинамическими параметрами. Для высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (ВТГР) толщина топливной засыпки твэлов Δr может быть соизмерима с внутренним радиу-

© В.А. Климова, В.М. Пахалуев, С.Е. Щеклеин, 2009

сом активной зоны r_1 , что требует рассмотрения задачи изменения основных параметров течения газа (гидродинамических и теплообменных) от соотношения внешнего r_2 и внутреннего r_1 радиусов.

Значения теплонапряженности активной зоны для вариантов осевого q_V^{oc} и радиального $q_V^{рад}$ течений теплоносителя при одинаковой тепловой мощности реактора определяются отношением

$$q_V^{oc} / q_V^{рад} = \left[1 - \left(\frac{r_2}{r_1} \right)^{-2} \right], \quad (1)$$

причем при $r_1=0$ значения теплонапряженности равны.

Для определения геометрического параметра r_2/r_1 удобно воспользоваться одномерной методикой теплогидравлического расчета, полагая, что теплопроводность шарового твэла определяется исключительно свойствами топливного слоя при постоянной температуре в центре, равной 1250°C . При таких допущениях поперечные размеры активной зоны определяются теплофизическими свойствами газа (гелия) и его температурой на входе и выходе из реактора, т.е. решением системы уравнений

$$\begin{aligned} r_1/r_2 &= \text{Re}(r_2)/\text{Re}(r_1) \cdot \mu_r(r_2)/\mu_r(r_1); \text{Re} = \left(\frac{G_m}{2\pi r H} \right) \cdot \frac{d_{ш}}{\mu_r}; \\ \text{Nu} &= 0,485 \cdot \text{Re}^{0,7}; \\ \text{Nu} &= 4 \frac{\lambda_{ш}}{\lambda_r} \left[\frac{24(1-\varepsilon)\lambda_{ш}}{q_V \cdot d_{ш}^2} \Delta T_{ц-г} - 1 \right]^{-1}, \end{aligned} \quad (2)$$

а также зависимостью теплопроводности и вязкости газа от температуры [2]

$$\lambda_r = 4,205 \cdot 10^{-3} \cdot T_r^{0,637}; \mu_r = 3,674 \cdot 10^{-7} \cdot T_r^{0,7}, \quad (3)$$

где G_m – массовый расход газа, кг/с; μ_r – динамическая вязкость газа, Па·с; λ_r и $\lambda_{ш}$ – коэффициенты теплопроводности газа и шаров, Вт/(м·К); $d_{ш}$ – диаметр шарового твэла, м; ε – пористость свободной засыпки; $\Delta T_{ц-г}$ – разность температур в центре твэла и омывающего его газа, $^\circ\text{C}$; H – высота засыпки, м.

Результаты расчетов по формулам (1)–(3) приведены на рис. 1 в виде зависимости геометрических размеров активной зоны r_2/r_1 от степени нагрева теплоносителя $\Delta T_r = T_{вых} - T_{вх}$ температуры газа на входе $T_{вх}$ и диаметра шаровых твэлов. В левой части рисунка нанесены сравнительные значения теплонапряженности

$q_V^{oc} / q_V^{рад}$, связанные с различными условиями раздачи газа, что позволяет определять не только геометрические размеры реактора, но и энергетические характеристики компоновки.

Анализ расчетных данных показывает, что для реализации тепловых мощностей ВТГР свыше 300 МВт и конечной температуры нагрева газа $900\text{--}1000^\circ\text{C}$ отношение r_2/r_1 должно быть не менее 3,0–5,0, а толщина шарового слоя твэлов Δr , определяемая заданным значением внутреннего радиуса r_1 активной зоны, должна составлять 0,40–0,75 м. В этих условиях значение $q_V^{oc} / q_V^{рад}$ не превышает 0,75–0,8, что говорит о значительной компактности конструктивного оформления конструкции ВТГР с радиальной раздачей газа.

При расчетах гидравлических характеристик реакторов подобной конструкции необходимо учитывать особенности радиального течения газа, связанные с изменением скорости потока от входа раздаточного коллектора к выходу приемного коллектора. С этой целью необходимо воспользоваться уравнением Дарси-Вейс-

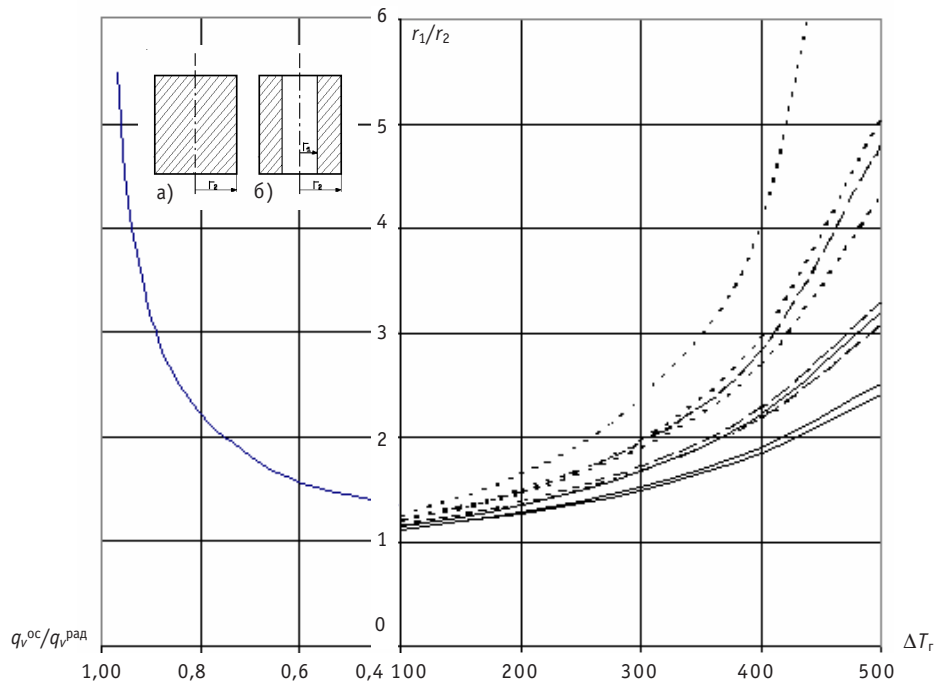


Рис. 1. Номограмма зависимости геометрических размеров и теплонапряженности активной зоны от степени нагрева теплоносителя: ••••• – $T_{вх} = 500^{\circ}\text{C}$; – – – – – $T_{вх} = 400^{\circ}\text{C}$; — — — — — $T_{вх} = 300^{\circ}\text{C}$; а) и б) – схемы реакторов с осевым и радиальным течением газа соответственно

баха, записанным для радиального потока газа:

$$dp = \xi_r \cdot 0,5d_{ш} \left(\frac{G_m}{2\pi H \rho_r} \right)^2 \cdot \frac{dr}{r^2}. \quad (4)$$

Интегрируя уравнение (4), потери давления Δp в шаровом слое можно рассчитать с учетом коэффициента гидравлического сопротивления (КГС) ξ_r , отнесенного к среднему значению радиуса активной зоны:

$$\Delta p = \xi_r \cdot (8\pi^2 d_{ш})^{-1} \left(\frac{1}{r_1} - \frac{1}{r_2} \right) \cdot \left(\frac{G_m}{H \rho_r} \right)^2, \quad (5)$$

где $\bar{r} = 0,5(r_1 + r_2)$.

Уравнение (5) позволяет находить значения КГС для шарового слоя с учетом особенностей радиального течения газа. Для малых значений Δr можно воспользоваться обычной плоской моделью течения газа, поскольку соотношения КГС между ними определяются как

$$\frac{\xi_r}{\xi_{пл}} = 4 \left(\frac{r_2 + r_1}{r_1 r_2} + 2 \right)^{-1} \quad (6)$$

и практически совпадают при $r_2/r_1 \leq 1,15$.

Для нахождения КГС в условиях радиального течения газа проводились измерения соответствующих перепадов давления на экспериментальной установке, состоящей из двух перфорированных коллекторов (внешнего и внутреннего) с отверстиями 2,0 мм. Внутренний коллектор имел диаметр 28 мм, внешние коллекторы – 36, 80 и 200 мм. Значения ξ_r находились для трех диаметров шаров – 7,0;

15 и 22 мм. Разрежение, создаваемое газодувками на выходе внутреннего коллектора установки, обеспечивало равномерное распределение потока воздуха на входе внешнего коллектора.

Статистическая обработка результатов измерений показала, что $\xi_{\bar{r}}$ в значительной степени зависит от пористости слоя шаровой засыпки, которая находилась путем определения плотности материала шаров и их насыпной плотности и в опытах менялась в зависимости от $d_{ш}$ и радиальных размеров засыпки $\Delta r = r_2 - r_1$. Поэтому зависимость КГС представлена для двух диапазонов изменения пористости ε шарового слоя в виде

$$\begin{aligned} \xi_{\bar{r}} &= \frac{108}{\varepsilon^4} \cdot \text{Re}_{\bar{r}}^{-0,079} \cdot \chi; \quad d_{ш} = 15 \text{ и } 22 \text{ мм}; \\ \xi_{\bar{r}} &= \frac{43,6}{\varepsilon^4} \cdot \text{Re}_{\bar{r}}^{-0,35} \cdot \chi; \quad d_{ш} = 7 \text{ мм}; \\ \chi &= 4 \left(\frac{r_2}{r_1} + \frac{r_1}{r_2} + 2 \right)^{-1}; \quad 0,4 \leq \varepsilon \leq 0,44, \end{aligned} \quad (7)$$

где $\text{Re}_{\bar{r}}$ – число Рейнольдса для скорости потока в среднем сечении $\bar{r} = 0,5(r_1 + r_2)$.

Все полученные опытные данные по гидравлическому сопротивлению засыпки из шаровых элементов приведены на рис. 2 в виде зависимости $(\xi_{\bar{r}} \cdot \varepsilon^4 \cdot \chi^{-1})$ от числа $\text{Re}_{\bar{r}}$. Полученные соотношения (7) целесообразно использовать для расчетов потери давления по формуле (5) в активной зоне из шаровых твэлов ВТГР при радиальной раздаче газа в случае, когда необходимо учитывать значительные изменения скорости потока в радиальном направлении, т.е. при отношении внешнего и внутреннего коллекторов $r_2/r_1 > 1,15$.

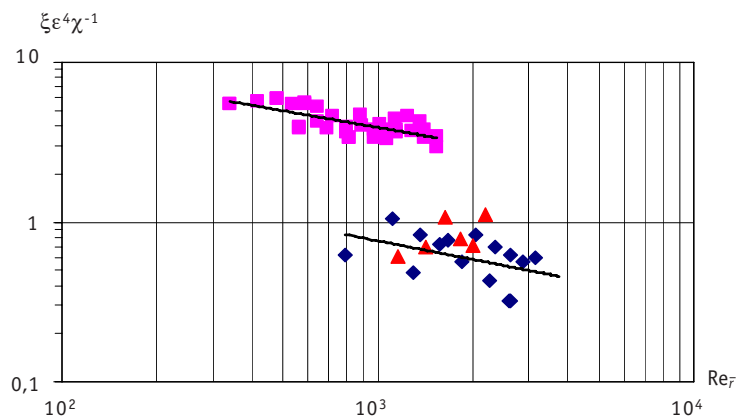


Рис. 2. Зависимость коэффициента гидравлического сопротивления от числа Рейнольдса:
 ■ – $d_{ш} = 0,007$ м; ◆ – $d_{ш} = 0,015$ м; ▲ – $d_{ш} = 0,022$ м

Характер течения потока газа и, следовательно, гидравлическое сопротивление определяются уравнением турбулентности газа внутри шаровой засыпки. Исследования [1] показали, что при обтекании шаровых элементов возникают вихри, которые при $\text{Re} > 100$ отрываются и уносятся потоком. Одной из основных характеристик таких потоков является относительная энергия пульсационного давления, определяемая в виде отношения среднеквадратичного уровня пульсации статического давления $(\overline{p^2})^{0,5}$ и соответствующего динамического напора $q = 0,5\rho U_r^2$,

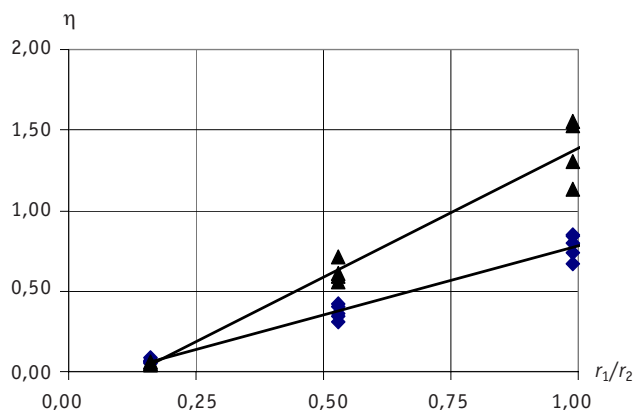


Рис. 3. Изменение относительной интенсивности пульсации давления потока в зависимости от радиальной координаты шарового слоя: \blacktriangle – $d_{ш} = 0,015$ м; \blacklozenge – $d_{ш} = 0,007$ м

где U_r – местная скорость потока при отсутствии шарового слоя. Существует связь между $\eta = \left(\overline{p^2}\right)^{0,5} / q$, числом Рейнольдса, напряжением трения τ_w на поверхности обтекаемых элементов и коэффициентом сопротивления c_f . Значение η указывает на эффективность превращения кинетической энергии скоростного напора в энергию пульсационного давления [3].

В нашем случае значения η определялись с помощью микроприемников статического давления, выполненных в виде шаров соответствующего диаметра с внутренним сквозным отверстием, поперечный канал которых соединялся тонкой виниловой трубкой с датчиком давления. Микроприемники давления помещались внутри шаровой засыпки вблизи внутреннего и внешнего распределительных коллекторов, а также в центральной области установки.

Результаты измерений, представленные на рис. 3, в зависимости от координаты r/r_2 расположения приемников давления вдоль радиуса установки характеризуют уменьшение относительной интенсивности пульсаций статического давления потока по мере его ускоренного течения через шаровой слой, что непосредственно связано с возрастанием радиальной скорости потока. Изменение гидравлического сопротивления ξ имеет аналогичный характер, что говорит об отрывном механизме течения вблизи поверхности шаров при общей турбулентности потока в межшаровой области.

Литература

1. Лелеков В.И. Особенности теплообмена и гидродинамики в ТВС со сферическими твэлами и радиальной раздачей газа // Атомная энергия. – 2000. – Т. 89. – Вып. 2. – С. 105-117.
2. Попов С.В. Стационарная теплофизика ВТГР с засыпной активной зоной. // Атомно-водородная энергетика и техника. – М.: Энергоиздат, 1982. – Вып. 4. – С. 126-129.
3. Петровский В.С. Гидродинамические проблемы турбулентного шума. – Л.: Судостроение, 1966. – С. 250.

Поступила в редакцию 17.10.2008

ОСОБЕННОСТИ РЕЗОНАНСНОГО ПОГЛОЩЕНИЯ НЕЙТРОНОВ В ТОРИЙСОДЕРЖАЩИХ РАЗМНОЖАЮЩИХ СИСТЕМАХ, ВЫЗВАННЫЕ ИЗМЕНЕНИЕМ ОТНОШЕНИЯ ОБЪЕМОВ ЗАМЕДЛИТЕЛЯ И ТОПЛИВА

И.В. Шаманин, А.В. Годовых, П.А. Селезнев

Томский политехнический университет, г. Томск



Приведены результаты численных экспериментов, определяющие границы области значений отношения $V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}}$ (объем замедлителя/объем топлива), в которой наблюдается аномалия в ходе зависимости резонансного поглощения. Ее существование доказывает физические преимущества Th^{232} по сравнению с U^{238} в случае использования в качестве воспроизводящего материала в составе ядерного топлива при определенных значениях отношения $V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}}$.

СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМЫ

Концепции торий-уранового ядерного топливного цикла уже несколько десятков лет. Потеря интереса к ней практически на старте исследований вызвана двумя причинами:

- высокой радиоактивностью ториевого концентрата, которая обусловлена наличием в нем изотопа Th^{228} и цепочкой радиоактивных превращений, начинающейся с него;
- образованием изотопа U^{232} при облучении торийсодержащего топлива, наличие которого в облученном топливе также является началом цепочки радиоактивных превращений, в ходе которых образуются «жесткие» гамма-излучатели.

Сам же сырьевой изотоп Th^{232} , из которого образуется делящийся U^{233} , не представляет большой радиологической опасности. Он альфа-активен, но период его полураспада (α -распад) составляет 13,9 миллиардов лет [1]. Возраст планеты Земля в настоящее время считается равным около 4,5 миллиардов лет, если основываться на скоростях радиоактивного распада урана и тория [2]. Период полураспада U^{238} , играющего определяющую роль в уран-плутониевом ядерном топливном цикле, составляет 4,47 миллиарда лет [1], т.е. его значение близко к возрасту Земли, а значение периода полураспада Th^{232} значительно превосходит возраст Земли. Вообще говоря, торий – один из немногих радиоактивных элементов, открытых задолго до появления самого понятия «радиоактивность». Обнаружил оксид тория Берцелиус, исследуя редкий минерал, который теперь называют торитом

(ThSiO_4). Торит содержит до 77% оксида тория ThO_2 . По сравнению с очень многими актиноидами и с учетом выше отмеченного Th^{232} можно считать практически стабильным, что объясняет тот факт, что его содержание в земной коре в 5 раз больше, чем урана.

Возобновление интереса к использованию тория в ядерном топливном цикле вызвано двумя причинами:

- беспокойством за стабильность сырьевой базы ядерной энергетики [3] и необходимостью утилизации значительных излишков урана и плутония, имеющих «оружейную кондицию» [4, 5];

- обнаружением серьезных преимуществ Th^{232} по сравнению с U^{238} при их использовании в традиционном качестве – как воспроизводящих нуклидов в ядерном топливном цикле. Эти преимущества обусловлены особенностями и отличиями их ядерно-физических свойств на уровне элементарных процессов взаимодействия нейтронов с их ядрами [6].

Было обнаружено, что структура резонансной области в зависимости сечения поглощения нейтронов от энергии последних для сырьевого четно-четного нуклида Th^{232} обеспечивает ему неоспоримые преимущества по сравнению с U^{238} в части обеспечения безопасности ядерных реакторов на тепловых нейтронах, топливом которых являются торийсодержащие композиции. Преимущества обусловлены тем, что торий как резонансный поглотитель обеспечивает большие значения отрицательных температурных коэффициентов реактивности и позволяет пересмотреть привычные и общепринятые подходы при конструировании тепловыделяющих элементов и тепловыделяющих сборок ядерных реакторов. В частности, возможность увеличения отношения объема замедлителя к объему топлива создает предпосылки для создания активных зон, тепловая инерция которых значительно выше привычных значений. Большая тепловая инерция кроме повышения безопасности активной зоны в теплотехническом отношении нивелирует действие быстрого положительного мощностного эффекта реактивности при резких сбросах нейтронной мощности. Ядерные реакторы с топливом, в состав которого входит Th^{232} как сырьевой нуклид, являются более безопасными по сравнению с реакторами, активная зона которых загружена урановым топливом.

Требуются практически значимые результаты, которые позволяют перейти к рассмотрению физики размножающих систем с конкретным материальным составом и геометрическими параметрами составляющих их элементов периодичности.

В настоящей работе приведены результаты численных экспериментов, выполненных с целью определения материальных и геометрических параметров структуры размножающей среды, сочетание которых обеспечивает возможность создания тепловыделяющих элементов ядерных реакторов повышенной безопасности.

ПОСТАНОВКА И РЕАЛИЗАЦИЯ ЧИСЛЕННОГО ЭКСПЕРИМЕНТА

Моноэнергетический поток нейтронов с энергией 4,65 кэВ, что соответствует верхней границе интервала энергий, в котором находятся сильные резонансы как для U^{238} , так и для Th^{232} , падает на многослойную систему: замедлитель (з) – слой резонансного поглотителя (т)–з–т–з–т. Всего шесть слоев, как это показано на рис. 1.

Процесс прохождения нейтронов через систему моделируется в координатах (X, Y, Z) методом статистических испытаний [7]. Используется предположение постоянства сечений взаимодействия нейтронов с ядрами среды на отрезке траектории и в пределах энергетической группы. Значения сечений взаимодействия задаются в соответствии с библиотекой констант JENDL 3.2 [8]. Разработанный

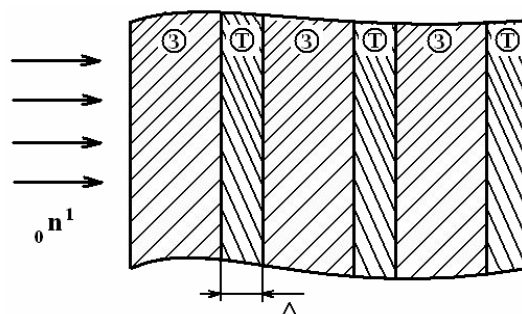


Рис. 1. Структура многослойной системы

алгоритм с использованием метода статистических испытаний для определения параметров траектории нейтронов отличается от стандартного [9] и имеет структуру, подробно изложенную в работе [10]. Хотя в библиотеке оцененных ядерных данных JENDL для описания рассеяния медленных нейтронов хранятся законы рассеяния, из которых с использованием программ обработки можно получить сечения рассеяния, в данном алгоритме при определении энергии нейтрона до и после неупругого рассеяния использовались аналитические зависимости, в которых учитывалось возбуждение только первого уровня ядра. Ранее [10] этот алгоритм был использован только для определения «времени торможения» и конечной энергии изначально быстрого нейтрона в тяжелой замедляющей среде, поэтому его работоспособность для решения поставленной задачи проверялась путем сравнения с точными аналитическими решениями, полученными для тепловых нейтронов. В частности, с помощью разработанного алгоритма была решена задача определения дифференциального и интегрального альbedo мононаправленного потока тепловых нейтронов, падающих на полубесконечные мишени из урана и из тория. В численном эксперименте значение интегрального альbedo составило 0,264 для мишени из урана и 0,168 для мишени из тория. Значение интегрального альbedo, рассчитанное по формулам Чандрасекара [11], составило 0,268 для мишени из урана и 0,169 для мишени из тория. Согласие результатов достаточно хорошее. В рассматриваемой задаче при моделировании контролируются значения вероятности прохождения нейтронов через систему p_{pass} , вероятности отражения от системы (альbedo) p_{refl} и вероятности поглощения в системе p_{abs} , а также выполнение условия $p_{pass} + p_{refl} + p_{abs} = 1$. Количество моделируемых траекторий обеспечивает статистическую погрешность в интервале 0,1–0,2%.

Толщина каждого слоя резонансного поглотителя в численном эксперименте остается неизменной, а толщина каждого слоя замедлителя увеличивается (с одинаковой кратностью). При этом отношение толщины слоя замедлителя к слою резонансного поглотителя увеличивается от 1 до 100. В результате моделируются практически интересные случаи, в которых отношение объема замедлителя к объему топлива в размножающей системе увеличивается от 1 до 100 при постоянном объеме топлива.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЧИСЛЕННЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

В ходе численных экспериментов установлены границы области значений отношения $V_{зам}/V_{топ}$ (объем замедлителя/объем топлива), в которой наблюдается аномалия, обнаруженная ранее в работах [12, 13] и указывающая на преимущества Th^{232} по сравнению с U^{238} при использовании в качестве воспроизводящего материала.

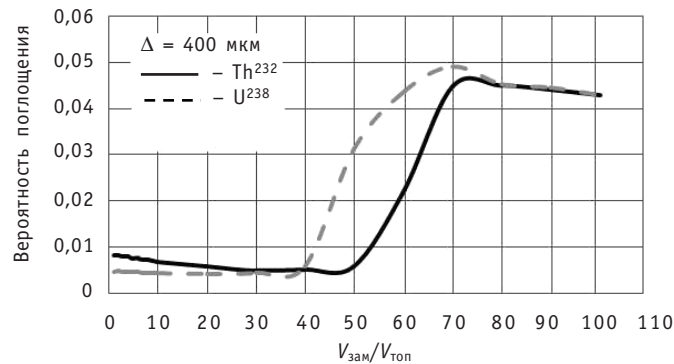


Рис. 2. Аномалия в зависимости резонансного поглощения в системе

Если толщина слоя резонансного поглотителя составляет $\Delta=400$ мкм, что соответствует размеру топливного ядра дисперсионного ядерного топлива, а замедлителем является графит, то аномально низкое поглощение нейтронов в системе, содержащей Th^{232} , по сравнению со случаем U^{238} наблюдается при $40 < V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}} < 70$. На рис. 2 приведена зависимость вероятности резонансного поглощения в системе от значения $V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}}$ для $\Delta = 400$ мкм.

При $V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}} \approx 50$ резонансное поглощение в урансодержащей системе превосходит таковое в торийсодержащей системе в 6 раз. В интервале $40 < V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}} < 50$ вероятность резонансного поглощения в торийсодержащей системе составляет около $5 \cdot 10^{-3}$ и меняется незначительно, в то время как в урансодержащей системе она возрастает от $5 \cdot 10^{-3}$ до $3 \cdot 10^{-2}$. В работе [13] показано, что оптимальные параметры размножающей решетки, содержащей Th^{232} , достигаются при значительно больших отношениях $V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}}$ по сравнению со случаем U^{238} для легководного замедлителя (в 2–5 раз). В рассмотренном выше случае вероятность избежать резонансного захвата ($1 - p_{\text{abs}}$) составляет 0,97 при $V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}} \approx 50$ для уран-графитовой решетки и при $V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}} \approx 65$ для торий-графитовой решетки. Вероятность избежать захвата, равная 0,98, достигается при $V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}} \approx 45$ для уран-графитовой решетки и при $V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}} \approx 60$ для торий-графитовой решетки.

При увеличении толщины слоя резонансного поглотителя до значения $\Delta = 600$ мкм (1,6 мм) на качественном уровне в зависимости, приведенной выше, значительных изменений не происходит. Сильно изменяются границы интервала значений $V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}}$, в котором резонансное поглощение в торийсодержащей системе существенно ниже поглощения в урансодержащей системе. Так для $\Delta = 600$ мкм интер-

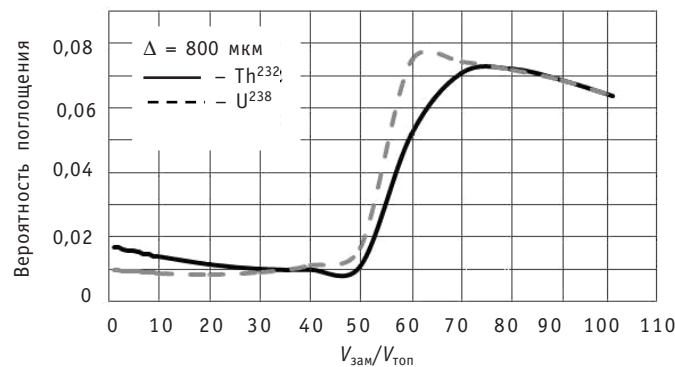
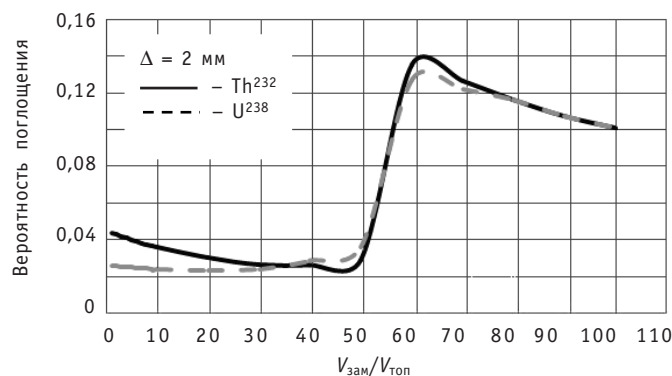


Рис. 3. Зависимость резонансного поглощения в системе от значения $V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}}$

Рис. 4. «Исчезновение» преимуществ Th^{232} при увеличении толщины топливного слоя

вал находится в пределах $50 < V_{зам}/V_{топ} < 70$. Для $\Delta = 800$ мкм границы интервала практически те же, что и для $\Delta = 400$ мкм (см. рис. 3), но внутри этого интервала зависимости резонансного поглощения в торийсодержащей и урансодержащей системах становятся ближе.

Для $\Delta = 1600$ мкм интервал значений, обеспечивающих преимущество тория, находится в пределах $40 < V_{зам}/V_{топ} < 60$, а при $\Delta = 2000$ мкм (2 мм) преимуществ у тория нет. Остается лишь резкий рост резонансного поглощения в интервале $50 < V_{зам}/V_{топ} < 60$ как в торийсодержащей, так и в урансодержащей системах (см. рис. 4).

Естественно, что с ростом толщины слоя резонансного поглотителя резонансное поглощение возрастает.

Для Th^{232} в энергетических интервалах 4,65–10 эВ и 10–21,5 эВ в зависимости сечения поглощения нейтронов от энергии последних резонансы отсутствуют. Для U^{238} в этих интервалах находятся два мощных резонансных уровня с амплитудными значениями сечений 11000 и 8000 барн. Отсутствие резонансов приводит к тому, что при замедлении нейтронов в торийсодержащей среде возрастает значение плотности замедления нейтронов в энергетическом интервале, соответствующем сумме интервалов этих групп. Следовательно, возрастает плотность потока нейтронов с энергиями ниже 4,65 эВ вплоть до тепловой энергии. Увеличение отношения концентрации ядер замедлителя к концентрации ядер топлива, в состав которого входит и сырьевой нуклид, вместе с отмеченным эффектом должно еще больше увеличить плотность потока нейтронов, имеющих энергию ниже 4,65 эВ, по сравнению с U^{238} . По-существу, в размножающей среде для нейтронов увеличивается вероятность избежать резонансного захвата.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Обнаруженная аномалия в зависимости резонансного поглощения в размножающей среде от отношения «объем замедлителя/объем топлива», вызванная заменой сырьевого нуклида U^{238} на сырьевой нуклид Th^{232} , указывает на целесообразность пересмотра традиционных конструктивных решений, которые приняты для «размножающих решеток». Например, в высокотемпературных газоохлаждаемых реакторах [14] «рабочие» значения отношения количества ядер графита (замедлителя) к количеству ядер тяжелых элементов в твэле (сырьевой и делящийся нуклиды вместе) находятся в интервале от 200 до 600. Твэл представляет собой графитовый шар диаметром около 6 см, в объеме которого равномерно распределены (диспергированы) микротвэлы. Обогащение по U^{235} при этом составляет от 6,5 до 10% (остальное – ядра U^{238}), диаметр кернов микротвэлов составляет от

400 до 700 мкм. КERN микротвэла выполнен из диоксида урана. В каждом шаровом твэле содержится около 6 г урана. Отношение «объем замедлителя/объем топлива», таким образом, значительно превышает 100. При таких значениях отношения (см. рис. 2) резонансное поглощение в микротвэлах, содержащих сырьевой U^{238} , не будет заметно изменяться при его замене на Th^{232} . Если же изменить значение отношения до 50, заменив при этом U^{238} на Th^{232} , то резонансное поглощение уменьшится почти в 6 раз. Замена будет состоять в увеличении количества микротвэлов, равномерно рассредоточенных по объему шарового твэла. На первый взгляд, это влечет за собой увеличение количества делящегося U^{235} в каждом шаровом твэле, что нецелесообразно. Но поскольку вероятность избежать резонансного поглощения стала существенно выше, количество делящегося U^{235} в каждом микротвэле можно значительно уменьшить. Более того, U^{235} можно заменить на плутоний оружейной кондиции. Небольшие количества делящегося тепловыми нейтронами U^{235} или Pu^{239} будут выполнять функцию «запала», при выгорании которого из Th^{232} будет нарабатываться делящийся U^{233} . Схема такого плутоний-ториевого ядерного топливного цикла подробно рассмотрена в работе [6].

Если говорить о водо-водяных реакторах, то принятое на сегодня значение отношения «объем замедлителя/объем топлива» в них значительно меньше 10. В случае легководного замедлителя аномалия в зависимости резонансного поглощения от отношения «объем замедлителя/объем топлива», вызванная заменой сырьевого нуклида U^{238} на сырьевой нуклид Th^{232} , наблюдается при значениях около 10. Это было установлено в численных экспериментах, проведенных для тепловыделяющих сборок с плутоний-ториевыми топливными композициями [6]. Причина в том, что замедляющая способность воды ($\approx 1,50$) несоизмеримо больше замедляющей способности графита ($\approx 0,063$). Даже если принять во внимание то, что коэффициент замедления для графита (≈ 170) превосходит таковой для воды (≈ 69), оптимальные по значению коэффициента размножения параметры решетки с топливом, содержащим сырьевой Th^{232} и делящийся U^{235} или плутоний оружейной кондиции, обеспечивают широкие возможности для пересмотра конструкции тепловыделяющих сборок. Простая замена U^{238} на Th^{232} при значении отношения в пределах от 1,2 до 2,1 не дает выигрыша. Увеличение отношения до 8–10 при одновременном увеличении количества U^{235} или плутония в торийсодержащем топливе делает такую замену очень эффективной. Например, если объем активной зоны и диаметр тепловыделяющих элементов оставить неизменными, то при содержании делящегося нуклида 10–12% (U^{235} или оружейный плутоний) в ториевом топливе количество топлива в активной зоне можно уменьшить в 3–4 раза. Тепловая мощность ядерной энергетической установки при этом останется той же. Техническая реализация такого изменения будет состоять в уменьшении количества тепловыделяющих элементов в каждой тепловыделяющей сборке. Если урановодные решетки относятся к «тесным решеткам», то торий-водные решетки должны быть «разреженными».

Таким образом, можно предположить, что техническая реализация концепции плутоний-ториевого ядерного топливного цикла не будет сопряжена с большими трудностями, а замена в ядерном топливе сырьевого U^{238} на сырьевой Th^{232} не только расширит сырьевую базу ядерной энергетики, но и сделает менее напряженной проблему обращения с облученным ядерным топливом.

Литература

1. Гордеев И.В., Кардашев Д.А., Малышев А.Д. Справочник по ядерно-физическим константам для расчетов реакторов. – М.: Атомиздат, 1960. – 280 с.
2. Frederic B. Jueneman Secular Catastrophism//Industrial Research and Development. – 1982. – V. 24. – № 6. – P. 21.
3. Мурогов В.М., Троянов М.Ф., Шмелев А.Н. Использование тория в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 96 с.
4. Пономарев-Степной Н.Н., Лунин Г.Л., Морозов А.Г. и др. Ториевый реактор ВВЭР-Т//Атомная энергия. – 1998. – Т. 85. – № 4. – С. 263-277.
5. Шаманин И.В., Ухов А.А., Рюттен Г.-И., Хаас К., Шерер В. Результаты моделирования параметров топливного цикла для водо-водяного энергетического реактора//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – № 4. – С. 53-64.
6. Shamanin I.V., Ukhov A.A., Rutten H.-J., Haas K., Sherer W. The Use of (Th, U, Pu)₂O₃ Fuel in a Water Water Energy Reactor (WWER-1000): Physics and Fuel Cycle Simulation by means of the V.S.O.P.(97) Computer Code, FZJ-ISR-IB-1/99. – Forschungszentrum, Julich, 1999. – 40 p.
7. Золотухин В.Г., Майоров Л.В. Оценка параметров критичности реакторов методом Монте-Карло. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 120 с.
8. JENDL, version 3.2. Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), 1997.
9. Spanier J., Gelbard E.M. Monte-Carlo Principles and Neutron Transport Problems. – Addison-Wesley Publishing Company, 1972. – 272 pp.
10. Шидловский В.В., Гаврилов П.М., Шаманин И.В. и др. Нейтронно-физические аспекты обращения с уран-ториевыми и плутоний-ториевыми сплавами//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 4. – С. 9-17.
11. Кимель Л.Р., Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений. Справочник. Изд. 2. – М.: Атомиздат, 1972. – 312 с.
12. Шаманин И.В., Годовых А.В. Структура резонансной области поглощения ядер ²³⁸U и ²³²Th и зависимости ее параметров от температуры//Известия Томского политехнического университета. – 2006. – Т. 309. – № 5. – С. 49-56.
13. Шаманин И.В. Следствия, вызванные отличиями структур резонансной области поглощения ядер ²³⁸U и ²³²Th//Альтернативная энергетика и экология. – 2006. – № 11 (43). – С. 47-53.
14. Карпов В.А. Топливные циклы и физические особенности высокотемпературных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 128 с.

Поступила в редакцию 17.10.2008

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.58

The Microprocessor Unit Controlling the Complex Diagnostic Test Bench for Vibration Examination of Pipelines of Nuclear Power Plants \V.I. Velkin, D.S. Komoza, A.Y. Krutikov, V.V. Khnikina; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 5 illustrations. – References, 4 titles.

The examination results of passive swirlers for decreasing a level of vibration in the pipelines with two-phase flow were presented. Designs of the swirlers were shown. Metering characteristics providing formation of parameters of a two-phase mixture were described. The results characterizing a relative decreasing of vibration displacement of the pipelines used swirlers were exhibited. The view of the microprocessor unit controlling the experimental diagnostic test bench was exhibited. The scheme and the functioning algorithm were described.

УДК 621.039.548

Development of Automatic System by Expose Fuel Channel with Non-Hermetic Assemblies \A.M. Zagrebayev, I.V. Oghegin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 6 titles.

Scrutinize problem expose non-hermetic fuel assemblies. Description principles of function automatic system by expose fuel channel with non-hermetic assemblies.

УДК 621.039.534

Methods and Control Facilities the Resource of the Capital Equipment on the Nuclear Power Plant \A.V. Nekrasov, K.N. Proskurjakov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 10 pages, 2 tables, 7 illustrations. – References, 12 titles.

Algorithms and software product for calculation of eigen frequencies of coolant pressure oscillations in the equipment of the first contour of the nuclear power plant with BBЭП-1000, good quality factor of a contour of the coolant, a pass band of frequencies of fluctuations and factors of attenuations are developed. Results of calculations are resulted at presence and at absence in the coolant of products radiolysis in a gaseous status. The analysis of results allows to reveal the conditions resulting in raised vibrations, and also to develop managers of influences in ordinary system of management information system of the block for their prevention.

УДК 621.18.021

Designing of Electronic Passport for Forecast of Condition of the Pipe-Heater Steam Generator \V.K. Semenov, D.S. Rumyantsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 3 illustrations. – References, 3 titles.

We designed a system of organizational and technical steps, which carry out in exploration time of heat-and power engineering equipment of NPP (nuclear power plant) with PWR (power water reactor). This system was designed for the new equipment and can be apply only when the all devices have identical starting condition. If starting conditions are difference, then said approach is not correct. Therefore we are creating methodology, which permit to made prognosis of tubing steam generator longevity and work out a guidelines, which will be helped to raise a safety of steam generator and prolong its resource.

We designed a semi empirical mathematical model and computer program which permit to make forecast of chemical washing terms in steam generator.

УДК 502/504:57.08

Ecological bases of Application the Allium-Test in Ecological Monitoring \S.Y. Sinovets, S.V. Pyatkova, G.V. Kozmin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika»

(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 dozes 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. Slobodchik; 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.

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 energetica» (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 (α, n)-Reactions with Light Elements \V.A. Yufereva, A.N. Shmelev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (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 (α, 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}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}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 energetica» (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 energetica» (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 energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 11 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 13 titles.

Are developed methodical, algorithmic and the software of calculation of speed propagation of waves of pressure (SPWP) in the coolant of reactor core of boiling reactors. Results of calculation of SPWP in technological channels of reactor RBMK-1000 in various modes of operation are resulted.

УДК 621.039.58

The results of the Development of the Experts Questioning Methods and based on them the Estimation of the NPP Staff Reliability Indices \Yu. V. Volkov, D. S. Samokhin, A. V. Sobolev, M. Y. Kanishev, S. L. Lichakov, S. N. Slinev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 6 tables, 2 illustrations. – References, 5 titles.

The paper deals with the methods for estimation the NPP staff reliability indices based on the experts questioning data. Four types of staff errors have been chosen and possibility of the estimation of the given errors frequency has been considered. The results of the opinions two different experts groups are presented and the analysis on the coincidence of these results has been made. The results of the data comparison of the experts questioning and the results of the data processing for the NPP incidents have been made. The recommendations how to use the drawn conclusions to estimate the efficiency of NPP engineers safety activities are given.

УДК 621.039.58

The problem of Level Optimization for Disorder Detection in Observed Random Process \A. V. Igitov, O. M. Gulina, N. L. Salnikov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 1 illustration. – References, 4 titles.

The equipment state diagnostics connects with detection of irregular situations in its operation. There is formulated optimization problem for level intersection number, suggested the calculation method for optimization problem solving. There is performed also the algorithm of model parameters asymptotical estimation and developed the applied soft. Calculations are performed and nomographs are pictured by means of Delphi and Mathcad technologies.

УДК 621.039.52.034.3: 532.546

Geometrical and Hydrodynamic Features of the Radial Coolant Distribution HTGR \V. A. Klimova, V. M. Pahaluev, S. Ye. Sheklein; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 3 illustrations. – References, 3 titles.

The pebble bed reactor core with radial gas flow geometric parameters depending on the demanded energy and construction characteristics analysis results are given. The comparison with the reactor with axial gas flow is carried out. The experimental hydraulic resistance coefficients ratio received contains the dependency on the reactor core inner and outer radius, besides Reynolds number and pebble bed diameter, and can be recommended for the reactor pressure loss calculations for considerable pebble bed thickness. A significant difference of such flows from the cases of flat gas flows in pebble bed is the decrease of the flow pressure pulsations rate from the periphery to the centre.

УДК 621.039.547.5

Features of Resonant Absorption of Neutrons in Thorium Containing Multiply Systems, Caused by Change in Ratio of Moderator Volume and Fuel Volume \I. V. Shamanin, A. V. Godovich, P. A. Seleznev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 14 titles.

The results of numerical experiments defining borders of area of values of ratio V_{mod}/V_f (volume of moderator/volume of fuel) in which anomaly during dependence of resonant absorption is observed are resulted. Its existence proves physical advantages Th^{232} in comparison with U^{238} in case of use as a reproducing material in structure of nuclear fuel at the certain values of ratio V_{mod}/V_f .

НАШИ АВТОРЫ

Велькин В.И. – к.т.н., доцент кафедры «Атомная энергетика» Уральского государственного технического университета–УПИ.

E-mail: aes1@mail.ustu.ru

Годовых А.В. – магистр технической физики, ассистент кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета (ТПУ). Научные интересы: оптимизация физических характеристик ядерных реакторов, ядерное материаловедение, перспективные ядерные топливные циклы.

E-mail: godovukhav@mail.ru.

Загребав А.М. – д.ф.-м.н., профессор кафедры «Математическое обеспечение систем» Московского инженерно-физического института (государственного университета) (МИФИ).

E-mail: Zagrk533@yandex.ru

Казанцев А.А. – к.т.н., доцент, заведующий лабораторией моделирования в ЭНИМЦ «Моделирующие системы». В 1981 г. окончил Обнинский филиал МИФИ. Область научных интересов – разработка моделей основного технологического оборудования и моделирование двухфазных потоков для тренажеров АЭС.

Климова В.А. – аспирант кафедры «Атомная энергетика», Уральского государственного технического университета – УПИ.

Тел.: (343) 374-80-95.

Козьмин Г.В. – к.б.н., зав.кафедрой экологии Обнинского государственного технического университета атомной энергетики (ИАТЭ).

E-mail: kozmin@iate.obninsk.ru.

Комоза Д.С. – студент кафедры «Атомная энергетика» Уральского государственного технического университета – УПИ.

Крутиков А.Ю. – студент кафедры «Атомная энергетика» Уральского государственного технического университета – УПИ.

Некрасов А.В. – магистр кафедры АЭС Московского энергетического института (МЭИ). Научные интересы – проектирование АЭС.

Ожегин И.В. – студент кафедры «Математическое обеспечение систем» МИФИ.

E-mail: fizmat1511@yandex.ru.

Паршин Д.А. – магистр кафедры АЭС МЭИ. Область научных интересов – программирование, математическое моделирование, термодинамика, акустика.

Пахалуев В.М. – д.т.н., профессор кафедры «Атомная энергетика» Уральского государственного технического университета – УПИ. Тел.: (343) 246-38-58.

Проскуряков К.Н. – д.т.н., профессор кафедры АЭС МЭИ. Научные интересы – термодинамика, акустика, диагностика, моделирование, ресурс ядерных энергетических установок.

Пяткова С.В. – н.с. кафедры экологии ИАТЭ.

E-mail: pyatkova@iate.obninsk.ru.

Румянцев Д.С. – студент Ивановского государственного энергетического университета.

Селезнев П.А. – студент кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета ТПУ. Научные интересы: оптимизация физических характеристик ядерных реакторов, ядерное материаловедение, перспективные ядерные топливные циклы.

Семенов В.К. – д.т.н., профессор Ивановского государственного энергетического университета.

Сергеев В.В. – с.н.с. Государственного научного центра Российской Федерации Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского (ГНЦ РФ-ФЭИ). В 1980 г. окончил Обнинский филиал МИФИ. Область научных интересов – интегральное моделирование процессов теплопереноса в контурах ЯЭУ.

Синовец С.Ю. – аспирант кафедры экологии ИАТЭ. E-mail: sveta_sinovec86@mail.ru.

Скачек М.А. – к.т.н., доцент кафедры АЭС МЭИ.

Федоровский А.Ю. – аспирант кафедры АЭС МЭИ.

Хныкина В.В. – студентка кафедры «Атомная энергетика» Уральского государственного технического университета – УПИ.

Черезов А.Л. – аспирант кафедры «Теоретическая и экспериментальная физика ядерных реакторов» МИФИ. E-mail: alex4444@list.ru.

Шаманин И.В. – д.ф.-м.н., профессор кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета ТПУ. Научные интересы: оптимизация физических характеристик ядерных реакторов, ядерное материаловедение, перспективные ядерные топливные циклы.

E-mail: shaman@phtd.tpu.ru.

Шмелев А.Н. – д.т.н., профессор кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов МИФИ.

Щеклеин С.Е. – д.т.н., профессор кафедры «Атомная энергетика» Уральского государственного технического университета – УПИ. Тел.: (343) 375-95-08.

Щукин Н.В. – д.ф.-м.н., профессор МИФИ.

E-mail: NVShchukin@mephi.ru.

Юферева В.А. – ассистент кафедры теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов МИФИ. E-mail: vayufereva@mephi.ru.

OUR AUTHORS

Cherezov A.L. – postgraduate student of the department «Theoretical and experimental physics of nuclear reactors» of the Moscow Engineering Physics Institute (State University). E-mail: alex4444@list.ru

Fedorovskiy A.Y. – post-graduated student of the department «Nuclear Power Plants and Installations» of the Moscow Power Engineering Institute (Technical University).

Godovukh A.V. – magister of the technical physics, assistant of the Physical-power installations chair of the Physical-Technical Department of the Tomsk Polytechnic University. Scientific interests – the optimization of the physical characteristics of the nuclear reactors, nuclear materials investigations, the perspective nuclear fuel cycles. Tel.: (+7 3822) 41-63-63, e-mail: GodovukhAV@mail.ru.

Kazantsev A.A. – Cand. Sci. (Engineering), Associated Professor, Head of Simulation Laboratory of the «Simulation System Ltd.». Graduated from the Obninsk branch of Moscow Engineering Physics Institute in 1981. Scientific interests – modeling of main engineering equipment and simulation of two phase flows for NPP simulators.

Khnikina V.V. – student of the Ural state technical university – UPI, Ekaterinburg

Klimova V.A. – post-graduate student of the Nuclear Energy department, Urals State Technical University – UPI. Tel.: (343) 374-80-95.

Komoza D.S. – student of the Ural state technical university – UPI, Ekaterinburg.

Kozmin G.V. – Cand. Sci. (Biology), head of the ecology department of the Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering, corresponding member of the Russian Academy of Natural Science. Scientific interest – radioecology. E-mail: kozmin@iate.obninsk.ru.

Krutikov A.Y. student of the Ural state technical university – UPI, Ekaterinburg

Nekrasov A.B. – magister of the department «Nuclear Power Plants and Installations» of the Moscow Power Engineering Institute (Technical University). Scientific interests – NPP design.

Oghegin I.V. – student of department «Mathematical maintenance of systems» of the Moscow Engineering Physics Institute (State University). E-mail: fizmat1511@yandex.ru.

Pahaluev V.M. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Nuclear Energy department, Urals State Technical University – UPI. Tel.: (343) 246-38-58.

Parshin D.A. – magister of the department «Nuclear Power Plants and Installations» of the Moscow Power Engineering Institute (Technical University). Scientific interests – thermohydraulics, acoustics, modelling.

Proskurjakov K.N. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the department «Nuclear Power Plants and Installations» of the Moscow Power Engineering Institute (Technical University). Scientific interests – thermohydraulics, acoustics, diagnostics, modelling, NPP life.

Pyatkova S.V. – researcher of the ecology department of the Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering. E-mail: pyatkova@iate.obninsk.ru.

Rumyanцев D.S. – student of the Ivanovo State Power Engineering University.

Schukin N.V. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of the Moscow Engineering Physics Institute (State University). E-mail: NVShchukin@mephi.ru.

Selesnev P.A. – student of the Physical-power installations chair of the Physical-Technical Department of the Tomsk Polytechnic University. Scientific interests – the optimization of the physical characteristics of the nuclear reactors, nuclear materials investigations, the perspective nuclear fuel cycles.

Semenov V.K. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Ivanovo State Power Engineering University. Tel. 849323857778.

Sergeev V.V. – senior researcher of the State Scientific Center of the Russian Federation – The Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leipunsky (SSC RF-IPPE). Graduated from the Obninsk branch of Moscow Engineering Physics Institute in 1980. Scientific interests – integral modeling of heat and mass transfer processes in the circuits of NPP.

Shamanin I.V. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of the Physical-power installations chair of the Physical-Technical Department of the Tomsk Polytechnic University. Scientific interests: the optimization of the physical characteristics of the nuclear reactors, nuclear materials investigations, the perspective nuclear fuel cycles. E-mail: shaman@phtd.tpu.ru.

Sheklein S.Ye. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Nuclear Energy department, Urals State Technical University – UPI. Tel.: (343) 375-95-08.

Shmelev A.N. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Department of theoretical and experimental physics of nuclear reactors of the Moscow Engineering Physics Institute (State University).

Sinovets S.Yu. – post-graduate student of the ecology department of the Obninsk State Technical University of Nuclear Power Engineering. E-mail: sveta_sinovec86@mail.ru.

Skachek M.A. – Cand. Sci. (Engineering), Associated Professor of the department «Nuclear Power Plants and Installations» of the Moscow Power Engineering Institute (Technical University).

Velkin V.I. – Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor of the department “Nuclear Industry”

of the Ural state technical university. E-mail: aes1@mail.ustu.ru

Yufereva V.A. – assistant of the Department of theoretical and experimental physics of nuclear reactors of the Moscow Engineering Physics Institute (State University).

E-mail: vayufereva@mephi.ru.

Zagrebayev A.M. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of department «Mathematical maintenance of systems» of the Moscow Engineering Physics Institute (State University).

E-mail: Zagr533@yandex.ru